



国家出版基金项目
NATIONAL PUBLICATION FOUNDATION

“十二五”国家重点图书
出版规划项目

Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant Engineering Design



《新能源出版工程》丛书共23分册，分别论述太阳能、风能、生物质能、海洋能、核能、新能源汽车、智能电网和煤制油等新能源相关领域的理论研究和关键技术

压水堆核电站 工程设计

郑明光 杜圣华 编著

上海科学技术出版社



国家出版基金项目
NATIONAL PUBLICATION FOUNDATION

“十二五”国家重点图书
出版规划项目



压水堆核电站工程设计

Pressurized Water Reactor Nuclear
Power Plant Engineering Design

郑明光 杜圣华 编著

上海科学技术出版社

图书在版编目(CIP)数据

压水堆核电站工程设计/郑明光,杜圣华编著. —
上海:上海科学技术出版社,2013.1

(新能源出版工程)

ISBN 978-7-5478-1399-7

I. ①压… II. ①郑… ②杜… III. ①压水型堆—
核电站—设计 IV. ①TM623.91

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2012)第 162853 号

上海世纪出版股份有限公司
上海科学技术出版社 出版、发行
(上海钦州南路 71 号 邮政编码 200235)

新华书店上海发行所经销

浙江新华印刷技术有限公司印刷

开本 787×1092 1/16 印张 40.75 插页 4
字数 940 千字

2013 年 1 月第 1 版 2013 年 1 月第 1 次印刷

ISBN 978-7-5478-1399-7/TL·3

定价:225.00 元

内容提要

本书着眼于把握压水堆核电站工程技术精髓,全面地总结与评述各种规模压水堆核电机组的设计特点。本书共有 12 章,前 3 章通俗易懂地介绍原子核反应堆有关基础理论知识,核反应堆物理和热工水力原理及堆芯核设计、热工水力设计内容,其后各章依次详细描述反应堆结构、核电站装换料系统及设备、一回路主系统、一回路辅助系统、二回路热力及电力系统,核电厂的监测、控制保护系统、核电厂厂房设计、核电厂安全设计和核电三废处理及环境保护。最后一章简要介绍国外轻水堆核电技术改进和发展,重点介绍目前正在设计建造的第三代压水堆和沸水堆核电技术。

本书可供核电站工程设计和研究开发人员,以及核电行业设计、建造和调试运行管理人员阅读,也可供高等院校核工程专业师生参考。

《新能源出版工程》

学术顾问(以姓氏笔画为序)

阮可强	中国工程院院士
严陆光	中国科学院院士
杨裕生	中国工程院院士
林宗虎	中国工程院院士
倪维斗	中国工程院院士
徐大懋	中国工程院院士
翁史烈	中国工程院院士
黄其励	中国工程院院士
潘 垣	中国工程院院士

《新能源出版工程》

编委会

主 任

倪维斗

委 员(以姓氏笔画为序)

毛宗强 朱 军 贡 俊 李 春

张家倍 张德祥 周凤翱 徐洪杰

殷承良 阎耀保 喜文华 董长青

董亲翔 鲍 杰 戴松元

前言

核电工程设计、建造和运行管理是一项综合性的工程,涉及多种学科和工业部门。我国通过秦山 300 MW 和 600 MW 核电站的研究、设计、建造和运行管理,已初步形成了一个从核电站设计、科研试验、设备制造、施工安装、安全评审到调试运行等完整的核电工程配套体系;同时通过广东大亚湾、岭澳百万千瓦级核电站的引进和翻版设计,进一步增强了核电工程自主设计、建造和运行管理等各方面的能力;加之广泛的国际交流与合作,在核能技术和管理方面为我国核电产业的进一步发展创造了良好条件。

自 1991 年 12 月 15 日我国首座自行设计、建造的秦山核电站并网发电以来,到 2010 年底我国已建成核电机组 13 台,装机容量达 1 200 多万 kW。国家已核准建设核电机组共 34 台,装机容量达 3 700 万 kW,其中已开工在建机组达 20 台,装机容量为 2 924 万 kW,我国已成为全球核电在建规模最大的国家。

日本福岛核电站事故无疑对核电安全再次敲响了警钟,但并不意味着世界核电发展就此会止步,人们会吸取教训加强安全管理,更加安全稳妥地发展核电。福岛事故发生后,美、俄、法、韩、中等国家支持核能发电的立场不变。全球能源会议认为核能仍然是今后主要发展能源。对于我国而言,国内目前 73% 的电力来自煤电,大量有机燃料消耗给中国经济、社会、资源和环境带来极其沉重的包袱。我国发展核能的战略地位是满足能源要求大幅度增长,优化能源结构,改善生态环境,增强国防实力。

我国核能发电发展技术路线是在已掌握压水堆核电技术基础上,通过自主开发和消化吸收国外百万千瓦级压水堆核电站先进技术,掌握国际上第三代核电技术,形成国产化、批量化核电主力机组,自主创新,研究开发我国大型先进压水堆核电机组。目标在 2020 年前后建成示范商用核电站。同时跟踪国际上第四代先进轻水堆、高温气冷堆和钠冷快中子堆核电技术的研究开发。

根据我国《核电中长期发展规划(2005~2020 年)》,到 2020 年我国核电装机容量将超过 5 000 万 kW。预计在今后 30 年内将会建造更多的核电机组,核能发电逐步成为我国电力工业的重要支柱之一。鉴于核电产业较大规

模发展,相应急需培养一大批熟悉和精通核电站设计、建造、调试运行和维修的技术和管理人员。《压水堆核电站工程设计》是根据上海核工程研究设计院 40 多年来,从事秦山核电工程,出口巴基斯坦核电工程,参加广东大亚湾、秦山(二、三期)核电工程,江苏田湾核电工程服务和当前承担辽宁红沿河 CPR1000 核电工程,引进消化吸收西屋公司非能动 AP1000 先进压水堆三门、海阳两个依托工程项目的经验,而编撰的压水堆核电站工程设计技术著作。本书以秦山 300 MW 压水堆核电机组为基础,兼顾国内百万千瓦级核电机组特点,重点描述压水堆核电站各种系统的功能,工艺流程,主要设备结构、建造及运行性能参数。在编写过程中,参阅了大量国内外资料,力求内容全面,重点突出,叙述深入浅出,条理清晰。特别注意引用最新国内外压水堆核电先进技术,既论述国际上成熟的能动安全设施二代核电技术,又引入先进非能动压水堆安全设施的第三代核电技术。书中配有大量工程、设备彩色插图,方便读者更直观理解。

全书由郑明光、杜圣华负责编著,张维忠审校一回路系统,蔡希皓审校二回路系统,顾审杰审校核电厂监测、控制、保护系统,夏祖讽审校核电厂厂房设计。

《压水堆核电站工程设计》的编写得到国家核电公司领导的关心和指导,并得到国核大学的支持以及上海市核学会积极推荐,在此对关心和支持该书的领导和同事表示感谢。

由于本书几乎涉及整个核电工程的有关专业,由于编者水平所限,疏漏和不当之处在所难免,恳切希望读者批评指正。

编 者

目 录

第 1 章 原子核反应基本概念 / 1

- 1.1 原子核构造 / 1
 - 1.1.1 原子和原子核 / 1
 - 1.1.2 同位素 / 2
 - 1.1.3 原子核半径 / 2
- 1.2 核的结合能 / 3
 - 1.2.1 核力 / 3
 - 1.2.2 结合能 / 3
- 1.3 原子核反应 / 5
- 1.4 重原子核裂变 / 7
 - 1.4.1 原子核裂变条件 / 7
 - 1.4.2 原子核裂变过程 / 7
 - 1.4.3 原子核裂变结果 / 8
 - 1.4.4 自持链式裂变反应 / 10
 - 1.4.5 裂变武器——原子弹 / 11
- 1.5 轻原子核聚变 / 11
 - 1.5.1 聚变反应 / 11
 - 1.5.2 热核武器——氢弹 / 12
- 1.6 放射性同位素衰变 / 12
 - 1.6.1 放射性同位素 / 12
 - 1.6.2 放射性衰变常数、半衰期 / 13

第 2 章 核反应堆物理原理 / 16

- 2.1 原子核反应堆简介 / 16
- 2.2 中子慢化与扩散 / 17
 - 2.2.1 中子散射 / 17
 - 2.2.2 中子扩散 / 18
 - 2.2.3 中子吸收 / 18

- 2.3 反应堆临界条件 / 19
 - 2.3.1 堆芯内中心运动 / 19
 - 2.3.2 有效增殖因数 / 21
- 2.4 反应堆的中子注量率和功率分布 / 22
 - 2.4.1 中子注量率 / 22
 - 2.4.2 功率分布 / 23
- 2.5 反应性及反应性控制 / 24
 - 2.5.1 瞬发中子的时间特性 / 24
 - 2.5.2 缓发中子的时间特性 / 25
 - 2.5.3 温度效应 / 26
 - 2.5.4 反应堆控制原理 / 27
- 2.6 反应堆的燃烧过程 / 28
 - 2.6.1 反应性随运行时间的变化 / 28
 - 2.6.2 燃耗过程 / 29
 - 2.6.3 中毒、碘坑和结渣 / 30
 - 2.6.4 核燃料的转化和增殖 / 32
- 2.7 堆芯核设计简介 / 32
 - 2.7.1 核设计目标和准则 / 32
 - 2.7.2 堆芯几何尺寸的确定 / 33
 - 2.7.3 堆芯栅格参数选择 / 36
 - 2.7.4 反应性控制设计 / 39
 - 2.7.5 反应性系数 / 43
 - 2.7.6 堆芯功率分布 / 47
 - 2.7.7 堆芯燃耗分析及燃料管理 / 52

第3章 反应堆热工水力设计原理 / 56

- 3.1 反应堆内热量的来源及其分布 / 56
- 3.2 反应堆内的热量传递过程 / 58
 - 3.2.1 燃料内的导热过程 / 59
 - 3.2.2 芯块表面与包壳内表面间的接触传热过程 / 60
 - 3.2.3 通过包壳的导热过程 / 60
 - 3.2.4 燃料元件包壳外表面与冷却剂间的放热过程 / 61
 - 3.2.5 反应堆内其他部件的冷却问题 / 63
- 3.3 反应堆热量传输至堆外过程 / 64
- 3.4 反应堆内冷却剂流动方向及流场分布 / 65
 - 3.4.1 堆内冷却剂流动方向 / 65

- 3.4.2 堆内冷却剂流场分布 / 66
- 3.5 堆芯热工设计简介 / 67
 - 3.5.1 热工设计准则 / 67
 - 3.5.2 堆芯热通道因子 / 68
 - 3.5.3 临界热流密度比 / 69
- 3.6 反应堆水力设计原理 / 72
 - 3.6.1 液体冷却剂的流动阻力计算 / 72
 - 3.6.2 冷却剂流经串联、并联管道时的阻力计算 / 74
 - 3.6.3 冷却剂流经整个反应堆时的分压降和总压降的计算 / 74
 - 3.6.4 唧送冷却剂的循环泵耗功计算 / 75

第4章 压水反应堆结构 / 76

- 4.1 概述 / 76
- 4.2 堆芯结构 / 76
 - 4.2.1 燃料组件 / 78
 - 4.2.2 控制棒组件 / 86
 - 4.2.3 可燃毒物组件 / 87
 - 4.2.4 中子源组件 / 89
 - 4.2.5 阻力塞组件 / 90
- 4.3 堆内构件 / 92
 - 4.3.1 堆芯下部支承构件 / 93
 - 4.3.2 堆芯上部支承构件 / 97
- 4.4 反应堆压力容器 / 102
 - 4.4.1 压力容器筒体组合件 / 102
 - 4.4.2 压力容器顶盖 / 103
 - 4.4.3 反应堆筒体与顶盖密封 / 104
 - 4.4.4 主要设计参数 / 105
- 4.5 控制棒驱动机构 / 106
 - 4.5.1 耐压壳部件 / 106
 - 4.5.2 工作线圈部件 / 107
 - 4.5.3 钩爪部件 / 108
 - 4.5.4 驱动轴部件 / 109
 - 4.5.5 棒位指示线圈部件 / 110
 - 4.5.6 控制棒提升或下降工作顺序 / 110
 - 4.5.7 主要性能参数 / 112
- 4.6 反应堆本体配套部件 / 112

- 4.6.1 驱动机构冷却风罩 / 112
- 4.6.2 驱动机构拉紧装置 / 113
- 4.6.3 堆顶及驱动机构放气管系 / 114
- 4.6.4 AP1000 一体化堆顶结构 / 114
- 4.6.5 金属反射型保温层 / 116
- 4.6.6 压力容器支座结构 / 119
- 4.6.7 水池底部密封结构 / 120

第5章 核燃料装换、储存、检验系统及设备 / 122

- 5.1 核燃料装换系统 / 122
 - 5.1.1 系统功能和要求 / 122
 - 5.1.2 系统工艺流程和布置 / 123
- 5.2 装卸料主要设备 / 129
 - 5.2.1 安全壳环行吊车 / 130
 - 5.2.2 反应堆顶盖吊具和堆内构件吊具 / 133
 - 5.2.3 装卸料机 / 134
 - 5.2.4 控制棒与阻力塞抽插机 / 139
 - 5.2.5 水下运输小车 / 140
 - 5.2.6 水下倾翻机 / 142
 - 5.2.7 其他设备 / 146
- 5.3 核燃料储运及检验系统 / 147
 - 5.3.1 系统功能和要求 / 147
 - 5.3.2 系统工艺流程 / 147
- 5.4 核燃料储运及检验设备 / 149
 - 5.4.1 新燃料升降机 / 149
 - 5.4.2 新燃料储存格架 / 150
 - 5.4.3 乏燃料储存格架和水池 / 150
 - 5.4.4 燃料抓取机 / 151
 - 5.4.5 新燃料检查装置 / 152
 - 5.4.6 水下观察装置 / 153
 - 5.4.7 燃料组件破损检查装置 / 154
 - 5.4.8 燃料组件修复装置 / 154
 - 5.4.9 乏燃料运输容器装卸起重机 / 155
- 5.5 核燃料装换操作程序 / 156
 - 5.5.1 核电站首次装料 / 156
 - 5.5.2 核电站装换料操作程序 / 158

5.5.3 乏燃料运输容器装料操作 / 160

第6章 反应堆冷却剂系统及主要设备 / 162

6.1 反应堆冷却剂系统 / 162

6.2 一回路辅助系统 / 165

6.2.1 化学和容积控制系统 / 166

6.2.2 硼和水补给系统 / 171

6.2.3 主泵轴封水系统 / 173

6.2.4 余热排出系统 / 174

6.2.5 设备冷却水系统 / 176

6.2.6 乏燃料池冷却和净化系统 / 178

6.3 专设安全设施系统 / 179

6.3.1 安全注射系统 / 179

6.3.2 安全壳喷淋系统 / 183

6.3.3 蒸汽发生器辅助给水系统 / 185

6.3.4 安全壳隔离系统 / 187

6.3.5 安全壳消氢系统 / 190

6.4 蒸汽发生器 / 191

6.4.1 设备功能及原理 / 191

6.4.2 结构描述 / 192

6.4.3 主要性能参数 / 197

6.4.4 运行、维修 / 199

6.5 稳压器 / 202

6.5.1 设备功能 / 202

6.5.2 结构描述 / 203

6.5.3 主要技术参数 / 205

6.5.4 运行和维修要求 / 205

6.6 反应堆冷却剂泵机组 / 209

6.6.1 功能和运行要求 / 209

6.6.2 离心式轴密封泵机组结构描述 / 211

6.6.3 主泵辅助系统和相关仪表 / 219

6.7 主管道及主设备支撑 / 223

6.7.1 主管道 / 223

6.7.2 主设备支撑 / 225

6.7.3 阻尼器 / 228

6.8 核二、三级容器和热交换器 / 229

- 6.8.1 核二、三级容器(箱式)设备 / 229
- 6.8.2 核二、三级热交换器 / 232
- 6.9 核二、三级泵 / 236
 - 6.9.1 上充泵 / 237
 - 6.9.2 余热排出泵 / 238
 - 6.9.3 安全壳喷淋泵 / 239
 - 6.9.4 电动应急给水泵 / 240
 - 6.9.5 汽动应急给水泵 / 240
- 6.10 核级阀门 / 241
 - 6.10.1 稳压器弹簧式安全阀 / 241
 - 6.10.2 气动卸压阀 / 241
 - 6.10.3 先导式安全阀组 / 242
 - 6.10.4 气动比例喷雾阀 / 244

第7章 二回路热力及电力系统 / 245

- 7.1 二回路工艺系统 / 245
 - 7.1.1 系统功能 / 245
 - 7.1.2 系统流程 / 245
 - 7.1.3 主要技术参数 / 247
- 7.2 饱和蒸汽轮机 / 247
 - 7.2.1 饱和蒸汽轮机本体结构 / 251
 - 7.2.2 汽水分离再加热系统 / 260
 - 7.2.3 汽轮机轴封系统 / 265
 - 7.2.4 汽轮机旁路排放系统 / 266
 - 7.2.5 汽轮机蒸汽和疏水系统 / 270
- 7.3 热力系统及设备 / 271
 - 7.3.1 主蒸汽系统 / 272
 - 7.3.2 主给水系统 / 275
 - 7.3.3 给水加热及除氧系统 / 277
 - 7.3.4 循环水系统及循环水过滤系统 / 294
 - 7.3.5 蒸汽发生器排污系统 / 300
- 7.4 发电机及辅助系统 / 303
 - 7.4.1 发电机结构 / 303
 - 7.4.2 发电机定子冷却水系统 / 308
 - 7.4.3 发电机密封油系统 / 310
 - 7.4.4 发电机氢气供应系统 / 313

- 7.4.5 发电机氢气冷却系统 / 316
- 7.4.6 发电机励磁和电压调节系统 / 317
- 7.5 输配电系统 / 324
 - 7.5.1 秦山核电站输配电系统 / 324
 - 7.5.2 大亚湾核电厂输配电系统 / 324
 - 7.5.3 同步并网系统 / 325
 - 7.5.4 发电机中性点接地系统 / 326
 - 7.5.5 GSY 的强迫空气冷却系统 / 327
- 7.6 核电站厂用电系统 / 327
 - 7.6.1 交流电源系统 / 328
 - 7.6.2 直流电源系统 / 330
 - 7.6.3 重要厂用交流仪表电源(UPS 不间断电源) / 331
 - 7.6.4 应急柴油发电机系统 / 331
 - 7.6.5 控制棒驱动机构电源系统 / 332
 - 7.6.6 照明系统 / 333

第 8 章 核电厂的监测、控制和保护系统 / 334

- 8.1 反应堆监测系统 / 334
 - 8.1.1 堆芯核功率测量系统 / 334
 - 8.1.2 堆芯中子注量率测量系统 / 344
 - 8.1.3 堆芯温度测量系统 / 348
 - 8.1.4 堆芯冷却监测系统 / 350
 - 8.1.5 压力容器水位测量系统 / 351
 - 8.1.6 一回路主系统的热工测量 / 352
- 8.2 压水堆控制调节系统 / 353
 - 8.2.1 反应堆功率调节系统 / 353
 - 8.2.2 冷却剂平均温度调节系统 / 356
 - 8.2.3 稳压器压力调节系统 / 357
 - 8.2.4 稳压器水位控制系统 / 358
 - 8.2.5 蒸汽发生器水位控制系统 / 359
 - 8.2.6 蒸汽旁路排放与大气释放控制系统 / 361
 - 8.2.7 化学和容积控制系统及其补给水系统 / 361
 - 8.2.8 汽轮机调节系统 / 362
- 8.3 反应堆保护系统 / 363
 - 8.3.1 系统功能 / 363
 - 8.3.2 安全停堆系统 / 366

- 8.3.3 专设安全设施驱动系统 / 370
- 8.3.4 连锁系统 / 373
- 8.4 主控制室和计算机系统 / 375
 - 8.4.1 主控制室 / 375
 - 8.4.2 应急控制室 / 378
 - 8.4.3 计算机系统 / 380
- 8.5 通信系统 / 383
 - 8.5.1 系统功能 / 383
 - 8.5.2 系统描述 / 384

第9章 核电厂厂房设计 / 387

- 9.1 厂址条件和总平面布置 / 387
 - 9.1.1 厂址条件 / 387
 - 9.1.2 厂房总体布置 / 390
- 9.2 反应堆安全壳厂房 / 394
 - 9.2.1 预应力混凝土安全壳 / 395
 - 9.2.2 钢结构安全壳 / 403
- 9.3 核岛其他厂房 / 413
 - 9.3.1 核辅助厂房 / 413
 - 9.3.2 燃料厂房 / 415
 - 9.3.3 电气和控制厂房 / 416
 - 9.3.4 应急柴油发电机厂房 / 417
- 9.4 常规岛厂房 / 418
 - 9.4.1 汽轮发电机厂房 / 418
 - 9.4.2 循环水泵房(联合泵房) / 421

第10章 核电厂安全设计 / 423

- 10.1 核安全设计原则 / 423
- 10.2 主要安全措施 / 424
 - 10.2.1 反应堆具有负反应性温度系数 / 424
 - 10.2.2 热工设计上留有必要的裕量 / 424
 - 10.2.3 设置有防止放射性物质逸出的屏障 / 425
 - 10.2.4 反应堆安全保护 / 425
 - 10.2.5 专设安全设施 / 426
 - 10.2.6 电源安全可靠 / 427
 - 10.2.7 抗震措施 / 428

- 10.2.8 消防措施 / 428
- 10.2.9 防汛、防台风及防外来物冲击 / 428
- 10.2.10 控制室布置的改进措施 / 428
- 10.3 核电站事故分析 / 429
 - 10.3.1 压水堆核电厂的运行工况 / 429
 - 10.3.2 一般事故分析 / 432
 - 10.3.3 重大事故分析 / 435
 - 10.3.4 极限事故分析 / 438
 - 10.3.5 严重事故的防止和缓解 / 441
- 10.4 安全分析报告 / 447
 - 10.4.1 安全分析报告的编制依据 / 448
 - 10.4.2 安全分析报告的主要内容及要求 / 448
- 10.5 核电厂安全审评与监督 / 451
 - 10.5.1 核电厂安全审评依据 / 451
 - 10.5.2 核安全监督 / 452
 - 10.5.3 核电厂安全审评程序 / 453

第 11 章 核电厂三废处理及环境保护 / 455

- 11.1 核电厂放射性物质的产生和排出 / 455
 - 11.1.1 正常运行状态下的排放源项 / 455
 - 11.1.2 事故工况下的排放源项 / 456
 - 11.1.3 严重事故下的排放源项 / 459
- 11.2 核电厂放射性三废处理 / 461
 - 11.2.1 放射性废气处理 / 461
 - 11.2.2 放射性废液处理 / 464
 - 11.2.3 放射性固体废物处理 / 468
- 11.3 核电厂辐射防护、环境监测及核应急管理 / 470
 - 11.3.1 核电厂放射性屏蔽及辐射防护分区 / 470
 - 11.3.2 核电厂放射性排放管理 / 472
 - 11.3.3 核电厂辐射监测 / 474
 - 11.3.4 核电厂环境监督 / 476
 - 11.3.5 核电厂应急计划和管理 / 479
- 11.4 核电厂抗自然灾害的措施 / 481
 - 11.4.1 取水口防水生物措施 / 481
 - 11.4.2 抗地震措施 / 482
 - 11.4.3 防汛、防台风措施 / 482