

(第2版)

# 核电厂系统及设备

臧希年 编著

*Nuclear Power Plant Systems and Equipment*  
(Second Edition)

清华大学出版社

Nuclear Power Plant Systems and Equipment

# 核电厂系统及设备

臧希年 编著

(Second Edition)

(第2版)

清华大学出版社  
北京

## 内 容 简 介

本书主要阐述压水堆核电厂的基本原理。以我国已运行的1GW级电功率的压水堆核电厂为背景,对压水堆核电厂总体及主要系统设备进行了论述。全书共分10章。第1章绪论;第2章介绍压水堆核电厂;第3章介绍反应堆冷却剂系统和设备;第4章介绍核岛主要辅助系统;第5章介绍专设安全设施;第6章阐述核电厂热力学基础;第7章介绍核汽轮发电机组;第8章介绍核电厂二回路热力系统;第9章扼要介绍压水堆核电厂的正常运行;第10章介绍轻水堆核电技术的发展与改进。

本书不仅适用于核能科学与工程专业本科生、研究生,还适用于到核电厂工作的非核能科学与工程专业的人员,可作为核电厂运行和技术人员培训的参考教材,作为从事核电厂设计、运行、管理及安全分析人员的参考书。

版权所有,侵权必究。侵权举报电话:010-62782989 13701121933

## 图书在版编目(CIP)数据

核电厂系统及设备/臧希年编著. --2版. --北京:清华大学出版社,2010.9  
ISBN 978-7-302-23274-2

I. ①核… II. ①臧… III. ①核电厂—机械设备 IV. ①TM623.4

中国版本图书馆CIP数据核字(2010)第147595号

责任编辑:邹开颜 赵从棉

责任校对:刘玉霞

责任印制:孟凡玉

出版发行:清华大学出版社

地 址:北京清华大学学研大厦A座

<http://www.tup.com.cn>

邮 编:100084

社 总 机:010-62770175

邮 购:010-62786544

投稿与读者服务:010-62776969, [c-service@tup.tsinghua.edu.cn](mailto:c-service@tup.tsinghua.edu.cn)

质 量 反 馈:010-62772015, [zhiliang@tup.tsinghua.edu.cn](mailto:zhiliang@tup.tsinghua.edu.cn)

印 装 者:清华大学印刷厂

经 销:全国新华书店

开 本:185×260

印 张:25

字 数:607千字

版 次:2010年9月第2版

印 次:2010年9月第1次印刷

印 数:1~3000

定 价:45.00元

---

产品编号:027584-01

## 核电厂系统及设备(第2版)

核能的发展与和平利用是20世纪最杰出的科技成就之一。在核能利用中,核电的发展相当迅速,已被公认为一种安全、经济、可靠、清洁的能源。我国核电事业进入了前所未有的快速发展时期。

本书主要阐述压水堆核电厂的基本原理。鉴于我国已确定发展压水堆核电技术,本书以我国已运行的1000 MW级电功率的压水堆核电厂为背景,对压水堆核电厂总体及主要系统设备进行了论述。全书共分10章。第1章绪论,介绍世界及我国核电的发展成就、我国发展核电的方针政策;第2章介绍压水堆核电厂;第3章介绍反应堆本体结构、一回路系统及主要设备,对反应堆冷却剂泵、稳压器和蒸汽发生器的作用、工作原理、结构、设计计算作了重点阐述;第4章介绍核岛主要辅助系统;第5章介绍专设安全设施;第6章阐述核电厂热力学基础;第7章介绍核汽轮发电机组,在阐述一般汽轮机的工作原理、结构的同时,重点讨论核电厂汽轮机组的特点;第8章介绍核电厂二回路热力系统;第9章扼要介绍压水堆核电厂的正常运行,本章使上述分门别类介绍的系统、设备形成一个有机整体,对核电厂系统及设备进行了动态展示,力求给读者展现一座核电厂的总体图像;第10章介绍轻水堆核电技术的发展与改进。

本书是为核能科学与工程专业的本科生编写的,力求结合我国核电实际对核电厂系统设备进行阐述。在对已运行核电厂进行介绍的同时,也对在建的二代改进型及第三代核电厂进行了介绍。本书注重对国际上压水堆核电厂系统及设备不同风格的设计予以比较,以开阔学生的视野,使学生在比较中深化认识。教材还注意跟踪世界新一代轻水堆核电厂设计的发展,反映国内外轻水堆核电厂新的设计思想和设计成果。

本书是一本工程性强、适应面广的基础性教材。它不仅适用于核能科学与工程专业本科生、研究生,还适用于到核电厂工作的非核能科学与工程专业的人员,可作为核电厂运行和技术人员培训的参考教材,作为从事核电厂设计、运行、管理及安全分析人员的参考书。

本书所涉及的学科领域广泛。限于编者学识水平,缺点、错误在所难免,欢迎读者批评指正。

编者

2010年4月

## 核电厂系统及设备 (第2版)

<b>第 1 章 绪论</b> .....	1
1.1 世界核电的发展概况 .....	1
1.2 我国的核电发展情况 .....	4
1.2.1 发展核电是我国的基本方针.....	4
1.2.2 中国核电建设进入新的发展时期.....	4
<b>第 2 章 压水堆核电厂</b> .....	6
2.1 概述 .....	6
2.2 核电厂总体及厂房布置.....	12
2.2.1 厂址选择 .....	12
2.2.2 总平面布置 .....	14
2.3 核电厂主要厂房设施.....	16
2.4 核电厂设备安全功能及分级.....	19
2.4.1 安全功能及分析方法 .....	19
2.4.2 安全分级 .....	19
2.4.3 抗震分类 .....	20
2.4.4 规范分级和质量分组 .....	21
2.5 核电厂安全设计原则.....	22
<b>第 3 章 反应堆冷却剂系统和设备</b> .....	25
3.1 反应堆冷却剂系统.....	25
3.1.1 系统功能 .....	25
3.1.2 系统描述 .....	25
3.1.3 系统的参数选择 .....	27
3.1.4 系统布置 .....	29
3.1.5 系统的参数测量 .....	29
3.1.6 系统特性 .....	31
3.2 反应堆本体结构.....	32
3.2.1 堆芯结构 .....	32

3.2.2	堆芯支撑结构	36
3.2.3	反应堆压力容器	38
3.2.4	控制棒驱动机构	41
3.3	反应堆冷却剂泵	43
3.3.1	概述	43
3.3.2	屏蔽电机泵	43
3.3.3	轴封泵	44
3.3.4	叶轮泵的一般特性	51
3.3.5	泵的全特性曲线	58
3.4	蒸汽发生器	65
3.4.1	概述	65
3.4.2	蒸汽发生器的典型结构和工质流程	66
3.4.3	蒸汽发生器的传热计算	73
3.4.4	蒸汽发生器的水力计算	79
3.4.5	蒸汽发生器的数学模型	82
3.5	稳压器	86
3.5.1	稳压器的功能	86
3.5.2	稳压器及其附属设备	86
3.5.3	稳压器的工作原理	90
3.5.4	稳压器压力控制系统	93
3.5.5	稳压器水位控制系统	96
3.5.6	稳压器的设计准则	99
3.5.7	稳压器的容积计算	100
3.5.8	稳压器瞬态过程分析模型	101
<b>第4章</b>	<b>核岛主要辅助系统</b>	<b>107</b>
4.1	化学和容积控制系统	108
4.1.1	系统功能	108
4.1.2	设计依据	108
4.1.3	系统流程	113
4.1.4	系统设备布置	116
4.1.5	系统运行	117
4.2	反应堆硼和水补给系统	118
4.2.1	系统功能	118
4.2.2	设计依据	118
4.2.3	系统描述	118
4.2.4	补给量计算	119
4.2.5	补给方式	122

4.3	余热排出系统 .....	123
4.3.1	系统功能 .....	123
4.3.2	系统描述 .....	123
4.3.3	系统运行 .....	124
4.3.4	系统综述 .....	125
4.4	设备冷却水系统 .....	125
4.4.1	系统功能 .....	125
4.4.2	系统描述 .....	126
4.4.3	系统运行 .....	129
4.5	重要厂用水系统 .....	129
4.5.1	系统功能 .....	129
4.5.2	系统描述 .....	130
4.5.3	系统运行 .....	130
4.6	反应堆换料水池和乏燃料池冷却和处理系统 .....	131
4.6.1	系统功能 .....	131
4.6.2	系统描述 .....	131
4.6.3	系统运行 .....	133
4.7	废物处理系统 .....	133
4.7.1	概述 .....	133
4.7.2	放射性废水处理方法 .....	134
4.7.3	氙的产生及性质 .....	137
4.7.4	硼回收系统 .....	138
4.7.5	废水处理系统 .....	141
4.7.6	废气处理系统 .....	143
4.7.7	固体废物处理系统 .....	146
4.8	核岛通风空调及空气净化 .....	147
4.8.1	概述 .....	147
4.8.2	设计原则 .....	148
4.8.3	进风系统及其净化处理 .....	149
4.8.4	排风系统及其空气净化处理 .....	151
4.8.5	通风系统主要设备及其性能 .....	152
4.8.6	核岛通风空调和空气净化系统简介 .....	154
<b>第5章</b>	<b>专设安全设施 .....</b>	<b>158</b>
5.1	概述 .....	158
5.2	安注系统 .....	159
5.2.1	系统功能 .....	159
5.2.2	系统描述 .....	159
5.2.3	系统运行 .....	162

5.2.4	安注系统的设计改进	164
5.3	安全壳系统	165
5.3.1	安全壳的功能	165
5.3.2	安全壳的形式	166
5.3.3	安全壳贯穿件	166
5.4	安全壳喷淋系统	167
5.4.1	系统功能	167
5.4.2	系统描述	167
5.4.3	系统运行	169
5.5	安全壳隔离系统	170
5.5.1	系统功能	170
5.5.2	系统设计	170
5.5.3	系统特点	170
5.5.4	系统运行和控制	171
5.6	可燃气体控制系统	172
5.6.1	概述	172
5.6.2	系统描述	173
5.7	辅助给水系统	175
5.7.1	系统功能	175
5.7.2	系统描述	175
5.7.3	系统运行	178
5.7.4	系统的设计改进	179
<b>第6章 核电厂热力学</b>		<b>182</b>
6.1	热力学基础	182
6.1.1	理想循环的研究	182
6.1.2	实际循环的分析方法	184
6.1.3	电厂热力循环的焓分析	185
6.2	核电厂的热经济性指标	187
6.3	蒸汽参数对热经济性的影响	189
6.3.1	蒸汽初参数对循环热经济性的影响	189
6.3.2	蒸汽终参数的影响	191
6.4	回热循环	193
6.4.1	给水回热循环的热经济性	193
6.4.2	最佳回热分配	195
6.4.3	最佳给水温度	199
6.5	蒸汽再热循环	201
6.5.1	概述	201
6.5.2	汽耗率与热耗率	201



6.5.3	具有再热的回热加热分配	203
6.5.4	最佳再热压力	204
6.6	二回路系统热力分析	204
6.6.1	定功率分析方法	204
6.6.2	定功率法热力分析举例	206
<b>第7章</b>	<b>核汽轮发电机组</b>	<b>214</b>
7.1	概述	214
7.2	汽轮机的工作原理及分类	215
7.2.1	汽轮机级的工作原理及特点	215
7.2.2	汽轮机的分类	220
7.3	汽轮机中能量转换过程	221
7.3.1	蒸汽在喷嘴中的流动和能量转换	221
7.3.2	蒸汽在动叶栅中的流动和能量转换	223
7.3.3	轮周效率和最佳速比	227
7.3.4	级内损失及相对内效率	231
7.3.5	长叶片	234
7.3.6	多级汽轮机	236
7.4	汽轮机的本体结构	240
7.4.1	转子	240
7.4.2	汽缸与隔板	247
7.4.3	防蚀措施	249
7.5	汽轮机的总体结构	252
7.5.1	汽轮机的总体结构形式	252
7.5.2	核电厂饱和蒸汽汽轮机的总体配置	253
7.6	核电厂汽轮机的特点	255
7.6.1	核汽轮机组的一般特点	255
7.6.2	核汽轮机组的转速选择	256
7.7	汽轮机调节的基本概念	258
7.7.1	汽轮机调节的基本任务	258
7.7.2	汽轮机调节的手段	259
7.7.3	汽轮机的调节方式	260
7.8	汽水分离再热器	261
7.8.1	概述	261
7.8.2	结构形式及流程	261
7.8.3	运行经验及设计改进	264
7.9	凝汽器及其真空系统	265
7.9.1	概述	265
7.9.2	凝汽器传热的强化	267

7.9.3	凝汽器的结构	269
7.9.4	凝汽器的特性	271
7.9.5	凝结水过冷原因及改善措施	273
7.9.6	多压凝汽器	275
7.9.7	凝汽器真空系统	277
<b>第8章</b>	<b>核电厂二回路热力系统</b>	<b>279</b>
8.1	概述	279
8.1.1	系统的功能	279
8.1.2	典型的压水堆核电厂二回路热力系统	279
8.2	主蒸汽系统	283
8.2.1	概述	283
8.2.2	系统描述	283
8.2.3	系统特性	285
8.3	凝结水和给水回热加热系统	286
8.3.1	回热加热器	286
8.3.2	抽汽系统	288
8.3.3	疏水系统	288
8.3.4	排气系统	290
8.3.5	卸压系统	290
8.3.6	凝结水泵和给水泵	291
8.3.7	给水调节阀和隔离阀	296
8.4	给水除氧系统	297
8.4.1	概述	297
8.4.2	热力除氧的原理	297
8.4.3	除氧器的类型及典型结构	298
8.4.4	除氧器的热平衡和自生沸腾	303
8.4.5	除氧器的运行	304
8.4.6	真空除氧与热力除氧的比较	307
8.5	蒸汽排放系统	308
8.5.1	概述	308
8.5.2	系统描述	308
8.5.3	系统特性	310
8.5.4	系统控制	311
8.6	蒸汽发生器水位控制系统	312
8.6.1	概述	312
8.6.2	蒸汽发生器水位控制	313
8.6.3	与蒸汽发生器水位有关的保护	318

8.7	蒸汽发生器排污系统 .....	319
8.7.1	概述 .....	319
8.7.2	系统描述 .....	319
8.7.3	系统运行 .....	320
8.8	二回路水处理系统 .....	320
8.8.1	二回路水处理方法 .....	320
8.8.2	凝结水净化 .....	321
8.8.3	二回路水质要求 .....	322
<b>第9章</b>	<b>核电厂的运行 .....</b>	<b>324</b>
9.1	电厂的标准状态 .....	324
9.1.1	电厂的标准状态定义 .....	324
9.1.2	技术限制 .....	326
9.2	核电厂控制保护功能介绍 .....	327
9.2.1	停堆保护功能 .....	329
9.2.2	安全设施触发信号 .....	329
9.2.3	允许 .....	329
9.2.4	禁止信号 .....	331
9.3	核电厂的启动 .....	332
9.3.1	核电厂的冷启动 .....	332
9.3.2	核电厂的热启动 .....	335
9.4	核电厂停闭 .....	335
9.4.1	概述 .....	335
9.4.2	从功率运行到冷停堆的主要过程 .....	336
<b>第10章</b>	<b>轻水堆核电技术的发展与改进 .....</b>	<b>339</b>
10.1	轻水堆核电技术发展现状 .....	339
10.2	AP1000 核电厂 .....	341
10.2.1	AP1000 概况 .....	341
10.2.2	AP1000 的设计特点 .....	342
10.2.3	AP1000 的安全特性 .....	346
10.2.4	AP1000 的系统简化 .....	354
10.3	EPR 核电厂 .....	354
10.3.1	EPR 堆本体一般特性 .....	354
10.3.2	EPR 的安全特性 .....	357
10.3.3	EPR 的经济性与可靠性 .....	362
10.4	先进的沸水堆核电厂 .....	364
10.4.1	传统的沸水堆核电厂 .....	364
10.4.2	ABWR 核电厂设计特点 .....	365



10.4.3	ABWR 的安全性 .....	369
10.4.4	ABWR 的经济性 .....	370
10.5	固有安全堆 .....	372
10.5.1	固有安全的概念 .....	372
10.5.2	PIUS 反应堆简介 .....	372
10.6	第四代核能系统 .....	375
常用符号 .....		378
附录 1994 年国际水和水蒸气性质协会 (IAPWS) 发布的轻水热力学性质		
	国际骨架表 .....	381
	附表 A 水和水蒸气的比体积及其允差 .....	381
	附表 B 水和水蒸气的比焓及其允差 .....	384
	附表 C 饱和线上水和水蒸气的比体积 ( $\text{dm}^3/\text{kg}$ ) 和比焓 ( $\text{kJ}/\text{kg}$ ) .....	386
参考文献 .....		388

## 绪 论

### 1.1 世界核电的发展概况

能源是社会和经济发展的基础,是人类生活和生产的要素。随着社会的发展,能源的需求也在不断扩大。

从能源的供应结构来看,目前世界上消耗的能源主要来自煤、石油、天然气三大资源,这三种能源不仅利用率低,而且对生态环境造成严重的污染。

为了缓解能源矛盾,除了应积极开发太阳能、风能、潮汐能以及生物质能等再生能源外,核能是被公认的唯一现实的可大规模替代常规能源的既清洁又经济的现代能源。

核能不仅单位能量大,而且资源丰富。地球上蕴藏的铀矿和钍矿资源相当于有机燃料的几十倍。如果进一步实现受控核聚变,并在海水中提取氘加以利用,就会从根本上解决能源供应的矛盾。

核能在人类生产和生活中应用的主要形式是核电。核燃料资源丰富,运输和储存方便,核电厂具有污染小、发电成本低等优点。从 1954 年前苏联建成第一座核电厂以来,核能发电在全世界得到很大发展。

核电厂至今已有 50 多年的历史。20 世纪 50—60 年代可视为核电发展早期。这个时期核电厂主要集中在美、苏、英、法和加拿大少数几个发达国家中,典型的核电机组堆型包括:英国和法国建造的一批“镁诺克斯”天然铀石墨气冷堆(GCR);前苏联早期建造的轻水冷却石墨慢化堆(LGR);美国早期建造的压水堆(PWR)和沸水堆(BWR);加拿大早期建造的天然铀重水堆以及美国和前苏联早期建造的快中子实验堆。

这一时期建造的核电厂可称为第一代核电厂,它们有以下一些共同点。

- (1) 建于核电开发期,因此具有研究探索的试验原型堆性质。
- (2) 设计比较粗糙,结构松散;尽管机组发电容量不大,一般在 300MW 之内,但体积较大。
- (3) 设计中没有系统、规范、科学的安全标准,因而存在许多安全隐患。
- (4) 发电成本较高。

至今,第一代核电厂基本已退役(约 50 台机组)。这些早期开发、研究的堆型,有些成了第二代重点发展的商业核电厂堆型,如轻水堆(PWR、BWR)、改进型气冷堆(AGR)、高温气冷堆(HTGR)、CANDU 重水堆和液态金属冷却快中子增殖堆(LMFBR);另有一些由于当时条件所限未能发展,但其设计思想已成为第三代甚至第四代先进堆的选用堆型,如采用自然循环方式和非能动安全的沸水堆(ESBWR)以及快中子堆和熔盐堆等。

目前正在运行的绝大部分商用核电厂划归为第二代核电厂,这一代核电厂主要是按照比较完备的核安全法规和标准以及确定论的方法,考虑设计基准事故的要求而设计的。实际上,这种划分是相对的。它既是在第一代堆型(如 20 世纪 60 年代初投运的 PWR 电厂,英、法等国的天然铀石墨气冷堆电厂)基础上的改进和发展,与现在的第三代核电厂的设计概念也有交叉。目前运行的许多核电厂,特别是三哩岛事故后设计的核电厂已进行了许多根本性的改进,考虑了诸多严重事故的对策,引入了非能动的安全系统设计。

第二代核电厂主要有 PWR 及 BWR、加拿大的压力管式天然铀堆 CANDU、前苏联开发的石墨沸水堆(LGR)、改进的气冷堆(AGR)、高温气冷堆(HTGR)和液态金属冷却快中子增殖堆。由于发生了切尔诺贝利事故,俄罗斯、乌克兰关闭了一批石墨沸水堆(LGR),对仍在运行的 13 台 LGR 机组进行了整治和改造,同时决定停止建造此种堆型的机组。改进型气冷堆因其经济性差,也停止了发展。钠冷快堆机组也放缓了发展速度。目前运行和在建的第二代核电机组中占优势的机组是 PWR、BWR 及 CANDU。

三哩岛和切尔诺贝利事故使人们对第二代核电厂进行了审视和反思,发现了其设计中的一些根本弱点。美国电力研究所在能源部和核管会的支持下,制定了一个能被供货商、投资方、业主、核安全管理部门、用户和公众都接受的、提高安全性和经济性的“用户要求文件”(URD),随后,欧共体国家也共同制定了类似的文件“欧洲用户要求文件”(EUR)。现在,人们把满足 URD(见表 10.1)或 EUR 要求的核电厂称为先进核电厂或第三代核电厂。第三代核电技术吸取了 13 000 堆年的核电厂运行经验,利用几十年的核电技术发展成果,按照当前新的核安全法规设计,把严重事故作为设计基准,考虑了安全壳在严重事故情况下的负荷。第三代核电厂的安全性和经济性都有明显提高。

迄今,已经开发和正在开发的先进核电厂有: GE 公司开发的先进沸水堆 ABWR、经济简化型沸水堆 ESBWR, ABB-CE 公司开发的 SYSTEM-80+, 西屋公司开发的 AP-600、AP-1000,法、德联合开发的欧洲压水堆 EPR,日本三菱公司开发的先进压水堆 APWR,俄罗斯的 VVER640(V-407)、VVER1000(V-392)先进压水堆核电厂,等等。

从核电的长期可持续发展着想,以美国为首的一些发达国家已经联合组成“第四代核能论坛”(Generation IV International Nuclear Energy Forum),第四代核能系统指安全性和经济性更加优越、废物量极少、无须厂外应急,并且具有防核扩散能力的核能系统,钠冷快堆、气冷快堆、铅冷快堆、极高温气冷堆、熔盐堆和超临界水堆作为候选的四代堆型。

据欧洲核学会报道,到 2009 年底,世界上正在运行中的核电机组共有 436 座,净输出容量约 370 GW(见表 1.1)。其中美国拥有的核反应堆最多,有 104 座,然后依次是法国、日本、俄罗斯、韩国、英国。目前,世界上在建的核电机组共 56 台,净输出电功率 52 GW。由表 1.1 可见,中国是在建核电机组最多的国家。

表 1.1 截至 2009 年底世界核电统计

国家或地区	运 行		在 建	
	数 量	净输出容量/MW	数 量	净输出容量/MW
阿根廷	2	935	1	692
亚美尼亚	1	376		
比利时	7	5863		

续表

国家或地区	运 行		在 建	
	数 量	净输出容量/MW	数 量	净输出容量/MW
巴西	2	1766		
保加利亚	2	1906	2	1906
加拿大	18	12 577		
中国(大陆)	11	8438	20	19 920
捷克	6	3678		
芬兰	4	2696	1	1600
法国	59	63 260	1	1600
德国	17	20 470		
匈牙利	4	1859		
印度	18	3984	5	2709
伊朗			1	915
日本	53	45 957	2	2191
韩国	20	17 647	6	6520
墨西哥	2	1300		
荷兰	1	482		
巴基斯坦	2	425	1	300
罗马尼亚	2	1300		
俄罗斯	31	21 743	9	6894
斯洛伐克	4	1711	2	810
斯洛文尼亚	1	666		
南非	2	1800		
西班牙	8	7450		
瑞典	10	8958		
瑞士	5	3238		
中国台湾	6	4949	2	2600
乌克兰	15	13 107	2	1900
英国	19	10 097		
美国	104	100 683	1	1165
总计	436	369 321	56	51 721

## 1.2 我国的核电发展情况

### 1.2.1 发展核电是我国的基本方针

我国一次能源分布极不均匀,70%的煤炭资源分布在西北部地区,水电资源主要分布在西南、西北地区,而经济发达的东南沿海地区,煤炭资源仅占全国的1%,水电资源不足6%。全国铁路货运能力的45%和水运总量的三分之一用于煤炭运输。到2009年底,全国电力装机总容量累计达874 GW,其中:火电652 GW,占装机总容量的74.60%;水电197 GW,占22.51%;风电20 GW,占2.29%,核电9.08 GW,占1.04%。而2008年,核电在世界电力生产的比例为15%。

我国火电以燃煤为主,大量的煤炭燃烧带来了严重的环境污染问题。尽管采取了脱硫等环保措施,然而二氧化硫和氮氧化物的排放总量还是巨大的。加之国内可开发的水电资源有限,可再生能源等新能源成本高、难以形成规模,环境状况非常严峻。在此形势下,发展核电对于调节能源结构,减少环境污染,实现经济和生态环境协调发展具有十分重要的战略意义。例如,一台1 GW的核电机组,与同等规模的燃煤电站相比,每年少消耗原煤约300万t,减少向环境排放二氧化碳约675万t、二氧化硫约2.5万t、氮氧化物约1.5万t、粉尘约1600t、煤灰约30万t。从可持续发展的观点看,为优化能源结构,发展清洁能源,促进低碳经济发展,减少二氧化碳等温室气体的排放,我国必须尽可能增加核电在能源构成中的比重,“积极发展”核电。

核工业是一个战略性产业,是技术密集型高科技产业,是一个国家综合实力的象征。发展核电还可以带动我国机电、建筑行业的技术进步和管理升级,拉动国民经济发展。在能源紧缺地区建造核电厂,既可替代部分常规能源,也有利于调整地区能源结构,缓解能源工业对环境的影响和对交通运输的压力。

我国发展核电的基本政策是:坚持集中领导、统一规划,并与全国能源和电力发展相衔接;在核电的布局上优先考虑一次能源缺乏、经济实力较强的东南沿海地区;在发展核电的过程中,充分利用我国丰富的核能资源,包括天然铀及加工能力、核燃料设计制造能力和核电厂设计、制造、建造和运行经验;坚持“质量第一,安全第一”;坚持“以我为主,中外合作”,把多渠道筹措资金发展核电和引进技术、推动国产化相结合,逐步实现自主设计、自主制造、自主建设和自主营运。

### 1.2.2 中国核电建设进入新的发展时期

我国是世界上少数几个拥有比较完整核工业体系的国家之一。为推进核能的和平利用,20世纪70年代国务院做出了发展核电的决定,经过三十多年的努力,我国核电从无到有,得到了很大的发展。自1983年确定压水堆核电技术路线以来,目前在压水堆核电厂设计、设备制造、工程建设和运行管理等方面已经初步形成了一定的能力,为实现规模化发展奠定了基础。

大力发展核电事业,是中国和平利用核能的主要途径和内容,也是改革开放以来中国核工业发展的主攻方向和战略目标。20世纪80年代初,为解决我国的能源问题和发展电力



工业,开始自行设计建造秦山核电厂和利用外资、引进国外技术设备和管理经验合作建造大亚湾核电厂。经过10年的努力,这两座核电厂相继建成并投入商业运营,为缓解广东、浙江等东南沿海地区电力紧张的局面发挥了应有的作用,取得了良好的社会效益和经济效益。自1991年我国第一座核电厂——秦山一期并网发电以来,已经有6座核电厂共11台机组9.08 GW先后投入商业运行。截至目前,我国核电厂的安全、运行业绩良好,运行水平不断提高,主要运行特征参数好于世界均值;核机组放射性废物产生量逐年下降,放射性气体和液体废物排放量远低于国家标准许可限值。以秦山核电厂为参考电站,我国向巴基斯坦成套出口的恰希玛300 MW压水堆商用核电厂,已于2000年7月建成并网发电,第二座出口巴基斯坦的300 MW压水堆核电厂正在建设中。我国投运核电项目情况见表1.2。

表1.2 中国运行的核电厂(截至2009年底)

名称	类型	地点	净电功率/MW	总电功率/MW	并网时间
秦山一期	压水堆	浙江	278	300	1991.12.15
大亚湾-1	压水堆	广东	944	984	1993.08.31
大亚湾-2	压水堆	广东	944	984	1994.02.07
岭澳-1	压水堆	广东	935	985	2002.02.26
岭澳-2	压水堆	广东	935	985	2002.11.19
秦山二期-1	压水堆	浙江	610	642	2002.02.06
秦山二期-2	压水堆	浙江	610	642	2004.03.01
秦山三期-1	重水堆	浙江	665	728	2002.11.19
秦山三期-2	重水堆	浙江	665	728	2004.03.01
田湾-1	压水堆	江苏	1000	1060	2006.05.12
田湾-2	压水堆	江苏	1000	1060	2007.05.14

通过自主建设和引进技术相结合,我国已具备300 MW核电厂的自主设计和建造的能力,基本掌握600 MW压水堆核电厂的总体设计、系统设计和大部分设备的制造能力,具备以我国为主与国外合作设计1 GW级压水堆核电厂的能力。通过秦山、大亚湾和田湾三个核电厂建设和运营的实践,已形成了核电建设和自主运营的条件。浙江三门、山东海阳4个AP1000机组和广东台山两个EPR机组正在建设中,预期2013年底AP1000和EPR各有一台机组投入运行。在消化、总结引进大亚湾核电厂、岭澳一期核电厂技术基础上,我国广东核电集团推出了1 GW级压水堆核电机组设计CPR1000,作为在引进的第三代核电技术AP1000、EPR完全消化吸收掌握、在本土获得成功之前的在建二代改进型核电厂。我国还建成了完整的核燃料循环体系,为核电发展所必需的铀资源、核燃料立足国内提供了保障。

2007年,国务院通过《核电中长期发展规划》,提出到2020年,中国核电总装机容量力争达到40 GW,在建18 GW,核电装机容量占比达到4%。而根据目前已经开工在建、已经得到批准及正在规划的核电厂情况,届时核电装机容量将远远突破40 GW。

经过多年努力,我国已经勘察储备了一定数量的核电厂址资源。从厂址条件看,到2020年,我国核电厂址容量可以满足运行40 GW、在建18 GW的目标。