



普通高等教育“十二五”规划教材  
核工程与核技术专业系列教材

# 压水堆核电厂 系统与设备

周 涛 主 编  
盛 程 副主编

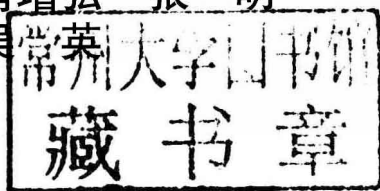


普通高等教育“十二五”规划教材  
核工程与核技术专业系列教材

# 压水堆核电厂 系统与设备

主 编 周 涛  
副主编 盛 程  
编 写 王增辉  
王晗丁  
周世梁  
于 刚  
周杨平  
主 审 刘国发

陈义学 彭常宏  
吕雪峰 李 洋  
陈 娟 孙灿辉  
肖增弘 张 明  
吴 昊



中国电力出版社  
CHINA ELECTRIC POWER PRESS

## 内 容 提 要

本书为普通高等教育“十二五”规划教材。

本书从压水堆核电厂的基础知识出发,介绍了压水堆核电厂的本体结构,稳压器、蒸汽发生器、反应堆冷却剂泵的工作原理、基本结构,重点描述压水堆核电厂各种系统的功能、流程、主要设备结构及运行参数。主要内容包括核电概述,压水反应堆结构,压水堆核电厂冷却剂系统,一回路的主要辅助系统,核电厂的专设安全设施,核电厂的控制、保护和检测系统,核电厂二回路主蒸汽系统、凝结水系统、给水系统,汽轮机调节保护系统、发电机及电气系统,压水堆核电厂射线的防护及“三废”处理等。

本书可作为普通高等教育核工程与核技术专业本科教材,也可供能源与动力工程专业本科学生选读,还可作为核电厂相关人员的培训教材。

### 图书在版编目(CIP)数据

压水堆核电厂系统与设备/周涛主编. —北京:中国电力出版社, 2012. 4

普通高等教育“十二五”规划教材. 核工程与核技术专业系列教材

ISBN 978 - 7 - 5123 - 2873 - 0

I. ①压… II. ①周… III. ①压水型堆—核电厂—设备—高等学校—教材 IV. ①TM623. 91

中国版本图书馆CIP数据核字(2012)第058501号

中国电力出版社出版、发行

(北京市东城区北京站西街19号 100005 <http://www.cepp.sgcc.com.cn>)

航远印刷有限公司印刷

各地新华书店经售

\*

2012年7月第一版 2012年7月北京第一次印刷

787毫米×1092毫米 16开本 18.5印张 446千字

定价 33.00元

### 敬告读者

本书封底贴有防伪标签,刮开涂层可查询真伪  
本书如有印装质量问题,我社发行部负责退换

版权专有 翻印必究

# 前 言

本书在编者多年的教学实践经验基础上,以第二代核电技术为基础和依据,并以 AP1000 和 EPR 为代表的第三代核电技术为背景,重点介绍了压水堆核电厂各种系统的功能、流程、主要设备结构及其运行控制。本书在编写过程中参阅了大量资料,内容力求简明扼要、重点突出、叙述准确、条理清晰。由于书中涵盖了大量有关第三代 AP1000 核电技术以及部分 EPR 核电技术内容,与第二代核电技术的内容形成对应与比较,同时还配有大量插图,因而可以方便读者对第二代和第三代核电厂有更为清晰的认识,并更好地理解本书内容。

全书共计十一章。第一章扼要介绍了世界范围内核电的发展历程、第三代核电技术与中国核电发展概况、核电厂及其设备的安全性等;第二章介绍了压水堆核电厂及有关核电厂的基础知识;第三章描述了压水堆核电厂各自的冷却剂系统;第四章描述了压水堆核电厂辅助系统;第五章描述了压水堆核电厂专设安全设施;第六章描述了压水堆核电厂控制、保护与检测系统;第七章描述了压水堆核电厂二回路主蒸汽系统;第八章描述了压水堆核电厂二回路凝结水系统与给水系统;第九章描述了压水堆核电厂汽轮机调节保护系统;第十章描述了压水堆核电厂发电机与电气系统;第十一章描述了压水堆核电厂放射防护与“三废”处理系统等。

本书第一章由周涛编写;第二章由王增辉、周涛和陈义学编写;第三章由彭常宏、王晗丁编写;第四章由吕雪峰、李洋编写;第五章由周涛编写;第六章由周世梁、陈娟编写;第七章由王增辉、孙灿辉编写;第八章由于刚、盛程编写;第九章由肖增弘、张明编写;第十章由周杨平编写;第十一章由吴英、盛程编写。全书由周涛和盛程统稿,由中国原子能科学研究院刘国发主审。此外,洪德训、张蕾、李精和王泽雷等协助查阅资料、输入文字及插图、校对,为编者提供了很大帮助。华北电力大学教务处为编者提供了必要的编写条件,使本书得以如期出版。在此一并表示衷心感谢。

编 者

2012年3月

## 目 录

## 前言

<b>第一章 核电历史发展与安全管理概述</b> .....	1
第一节 核电历史发展概述 .....	1
第二节 第三代核电技术与中国核电发展 .....	7
第三节 核电厂及其设备的安全性 .....	10
第四节 核电厂的管理监督与标准体系 .....	13
复习要点 .....	15
思考题 .....	15
参考文献 .....	15
<b>第二章 压水反应堆</b> .....	16
第一节 概述 .....	16
第二节 压水堆核电厂 .....	16
第三节 核电厂的物理特性 .....	22
第四节 核电厂的热工特性 .....	26
第五节 堆芯本体结构 .....	31
第六节 核电厂厂房与设施 .....	39
复习要点 .....	42
思考题 .....	42
参考文献 .....	43
<b>第三章 压水堆核电厂冷却剂系统</b> .....	44
第一节 概述 .....	44
第二节 主泵 .....	46
第三节 稳压器 .....	49
第四节 蒸汽发生器 .....	52
复习要点 .....	56
思考题 .....	56
参考文献 .....	57
<b>第四章 压水堆核电厂辅助系统</b> .....	58
第一节 概述 .....	58
第二节 化学和容积控制系统 .....	58
第三节 正常余热排出系统 .....	71
第四节 乏燃料池冷却系统 .....	79

第五节 设备冷却水系统 .....	87
第六节 采暖、通风和空气调节系统 .....	94
复习要点 .....	102
思考题 .....	102
参考文献 .....	103
<b>第五章 压水堆核电站专设安全设施 .....</b>	<b>104</b>
第一节 概述 .....	104
第二节 非能动堆芯冷却系统 .....	104
第三节 非能动安全壳冷却系统 .....	107
第四节 安全壳隔离系统 .....	109
第五节 自动卸压系统 .....	110
第六节 氢气控制系统 .....	111
第七节 主控室应急可居留性系统 .....	112
第八节 AP1000 安全措施技术与中国现有压水堆技术比较 .....	113
第九节 AP1000 安全技术与 EPR 安全技术比较 .....	117
复习要点 .....	121
思考题 .....	121
参考文献 .....	122
<b>第六章 压水堆核电站控制、保护与检测系统 .....</b>	<b>123</b>
第一节 概述 .....	123
第二节 核电厂仪控系统设计准则与组成特征 .....	123
第三节 核电厂仪表与测量系统 .....	127
第四节 堆芯温度、水位等参数测量监测系统 .....	133
第五节 核电厂控制系统 .....	139
第六节 压水堆核电厂保护系统 .....	152
第七节 压水堆核电厂信息系统 .....	162
复习要点 .....	165
思考题 .....	165
参考文献 .....	166
<b>第七章 压水堆核电站二回路主蒸汽系统 .....</b>	<b>167</b>
第一节 概述 .....	167
第二节 核电厂汽轮机组 .....	168
第三节 主蒸汽系统 .....	180
第四节 蒸汽旁路排放系统 .....	184
第五节 汽水分离再热器系统 .....	186
复习要点 .....	191
思考题 .....	191

参考文献	191
<b>第八章 压水堆核电厂二回路凝结水系统与给水系统</b>	<b>193</b>
第一节 概述	193
第二节 给水回热系统	193
第三节 给水除氧系统	200
第四节 凝结水抽取系统	206
第五节 主给水系统	213
复习要点	220
思考题	221
参考文献	221
<b>第九章 压水堆核电厂汽轮机调节保护系统</b>	<b>222</b>
第一节 概述	222
第二节 汽轮机调节系统	222
第三节 汽轮机保护系统	233
复习要点	241
思考题	241
参考文献	241
<b>第十章 压水堆核电厂发电机与电气系统</b>	<b>243</b>
第一节 概述	243
第二节 发电机	243
第三节 励磁系统	246
第四节 定子冷却水系统	248
第五节 氢气系统	249
第六节 密封油系统	250
第七节 厂用电系统	251
第八节 输配电系统	254
第九节 输配电保护系统	256
复习要点	257
思考题	257
参考文献	258
<b>第十一章 压水堆核电厂射线防护与“三废”处理</b>	<b>259</b>
第一节 概述	259
第二节 射线效应与核电厂辐射	259
第三节 核电厂的辐射防护	264
第四节 “三废”的源项与类别	270
第五节 核岛排气和疏水系统	271
第六节 废气处理系统	273

第七节 废液排放与处理系统.....	276
第八节 固体废物处理系统.....	280
复习要点.....	284
思考题.....	285
参考文献.....	285



## 第一章 核电历史发展与安全管理概述

在世界能源短缺的今天，发展核电是各国必须的选择。美国经过一段核电发展的平台期后，对未来的先进反应堆开展了积极的研究和建设。中国在经过一段适度发展的阶段后，开始进入大规模的核电发展阶段。2005年3月22日，国务院会议原则上通过了由国家发改委撰写的《中国核电中长期发展规划（2005—2020）》，确定了“要积极推进核电建设，要统一发展技术路线，坚持安全第一、质量第一，坚持自主设计和创新，注重借鉴吸收国际经验和先进技术，努力形成批量化建设先进核电厂的综合能力”的决议。与此同时，中国第三代核电厂的引进工作已经进入到具体实施阶段，而已被国际原子能机构认可的第四代核电厂正在研发阶段。中国2007年发布的《核电发展专题规划》中提到的核电发展目标为“占电力总装机容量的4%”。2008年全年核电厂发电设备利用小时为7914h，同比上升89h。2009年，进一步加快了核电厂的立项核准和建设速度。该年共核准浙江三门2台125万kW、山东海阳2台125万kW、广东台山2台175万kW核电机组，总建设规模850万kW，并于该年年内先后开工建设。2009年底，我国核电的装机容量为908万kW，共11台机组，仅占全国发电装机总量的1.04%；核电的发电量为700亿kWh，仅占全国发电总量的1.95%；全国核电建设施工规模已达20台、2180万kW，接近世界的1/3。截至2012年6月，中国已建成并投入使用的核电机组共15台，装机容量1252.8万kW，并成为世界上核电在建规模最大的国家。同时，核电投资比例有较大幅度增加，核电基本建设投资完成额同比增长74.91%。目前，国家正计划调整核电中长期发展计划，加速沿海核电发展，科学规划内陆地区核电建设，力争2020年核电装机容量占电力总装机容量比例达到5%以上。先进的核电系统和设备是核电厂的重要标志。国家“十一五”科学技术发展规划中提出：“依托国家重点工程建设，加强引进技术消化吸收再创新与自主研发开发的有机结合，突破第三代先进压水堆核电关键技术，完成标准设计”。规划中的首要任务就是要实施大型先进压水堆和高温气冷堆核电厂科技示范工程。中国引进先进核电技术的同时，更需要先进的设计和建造技术，由此为核电厂的设计、建造的国产化提供思路，为参与新一代核电厂设计和建设做好技术铺垫，为掌握先进核电厂建设和运行技术奠定基础。唯有如此，中国核电列车才能按照“安全高效”的指导思想，健康地行驶在核电发展的快速轨道上。

### 第一节 核电历史发展概述

#### 一、世界核电历史发展概述

目前核电厂的发电原理是利用原子核裂变过程中释放的核能来发电。在20世纪三四十年代，核技术作为战争的遏制手段获得了很大的发展，其后逐步转向民用，美、英、法、苏等国家独立地进行了民用核电厂的开发研究。核电发展50多年来，已建和在建的核电机组从技术指标来看，大致可以分为三代，而第四代核电厂正在概念设计之中，各代之间也有改进的类型。当然，这种划分不是绝对的，不同时期、不同部门和不同专家划分的方法并不完

全相同，但总体上大同小异，具体划分如下。

### (一) 第一代核电厂

第一代核电厂属于原型堆核电厂，是指在 20 世纪五六十年代开发的原型堆基础上，苏、美等国建造的单机容量在 300MW 左右的核电厂。如 1954 年苏联的试验性核电厂、1957 年美国的希平港原型核电厂。这些成就证明了利用核能发电在技术上的可行性。第一代核电厂的几个代表电厂如图 1-1 所示。

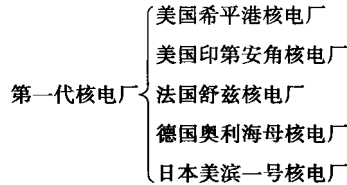


图 1-1 第一代试验性核电厂

到 20 世纪 70 年代，核能发电相对于常规发电的优越性逐步显现出来，如何控制核裂变产生能量安全性的问题也得到了较好的解决。核电逐步走上了商用的快速发展阶段。

### (二) 第二代核电厂

第二代核电厂主要是实现试验性核电厂的标准化，推进核电民用化的进程，以提高经济性。20 世纪 60 年代后期，在试验性和原型核电机组基础上，陆续建成发电功率在 30 万 kW 以上的压水堆、沸水堆、重水堆和石墨水冷堆等核电机组，分别占目前世界核电总机组数的 60%、19% 和 11%，总装机容量接近 4 亿千瓦。目前世界上商业运行的 400 多座核电机组绝大部分是在这段时期建成的，称为第二代核电机组。如美国西屋公司的 Model212、Model312、Model314、Model412、Model414、System80 以及一大批沸水堆核电机组（BWR），法国的 CPY、P4 核电机组等，日本、韩国也建造了一批第二代核电厂。表 1-1 所示为美国西屋公司第二代核电厂主要技术参数。

表 1-1 美国西屋公司第二代核电厂

核电厂类型	输出功率	环路数	燃料组件数	燃料组件尺寸
Model212	600MW	2 环路压水堆	121 盒燃料组件	12ft
Model312	1000MW	3 环路压水堆	157 盒燃料组件	12ft
Model314	1040MW	3 环路压水堆	157 盒燃料组件	14ft
Model412	1200MW	4 环路压水堆	193 盒燃料组件	12ft
Model414	1300MW	4 环路压水堆	193 盒燃料组件	14ft
System80	1050MW	2 环路压水堆	177 盒燃料组件	12ft

在 20 世纪七八十年代，国际核电机组的开发分化形成系列化建设标准。图 1-2 所示为第二代核电厂机型。

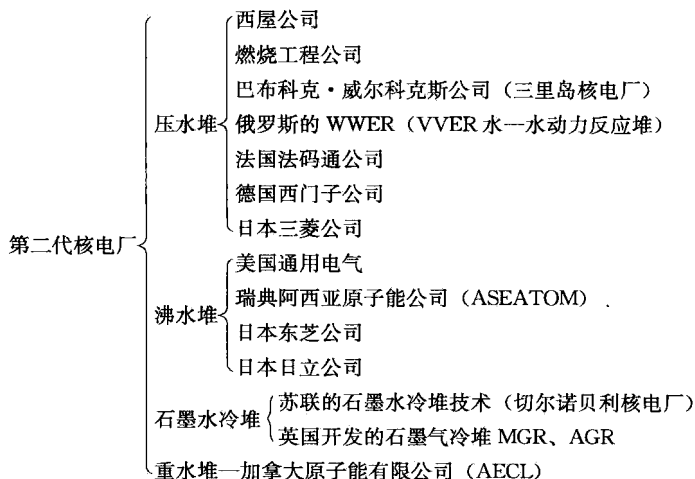


图 1-2 第二代核电厂机型

### (三) 第二代改进型机组

第二代改进型机组指目前世界上最近投运的核电厂，以及部分正在设计中的反应堆，主要堆型有 System 80、N4、日本 PWR-1200、韩国 KSNP +，以及中国自行研制的 CNP1000、CP1000 和 CPR1000 核电机组等，严格来说称不上先进反应堆，而只是现有反应堆在某些方面的改进。

### (四) 第三代核电机组

为了总结核电发展的经验和教训，进一步提高电厂的安全性能和运行性能，同时提高电厂经济性，美国和欧洲分别走了两条不同的途径。1983 年开始，美国电力研究院 (EPRI) 在美国核管理委员会 (NRC) 的支持下，经多年努力，于 1990 年为第三代轻水堆核电厂制定了一个明确完整的用户要求文件 (URD)。考虑到逐步走向统一化的欧洲对能源市场的客观要求，为进一步提高轻水堆的竞争力和改进公众及政府对核电的可接受性，欧洲主要电力公司编制了欧洲用户要求文件 (EUR)，并于 1994 年颁布了第一版。EUR 与 URD 结构上有差异，但主要内容基本相似。

目前第三代核电厂的定义主要有两种类型，分别为以美国核电用户要求文件 URD 和欧洲核电用户要求文件 EUR 建立的核电厂，通常分为以下两种类型：

(1) 革新型核电厂。采用非能动安全系统，即在成熟技术基础上，采用依靠自然循环的非能动安全性，简化系统、减少设备，既提高安全性，又改善经济性。例如 AP1000 反应堆。

(2) 改革型核电厂。提升了能动安全系统，即在原有设计基础上，增加安全裕量，满足应对严重事故的安全措施，提高安全性。另一方面则通过增加单机容量改善经济性。例如 EPR 反应堆。

俄罗斯根据核电改进的发展潮流，在已成熟批量建设的 WWER-1000 反应堆的基础上，研究开发了 AES-91 型和 AES-92 型反应堆两种设计，都向 URD 靠拢。其中 AES-92 型反应堆采用了较多的非能动安全系统。

第三代核电厂的安全性和经济性都明显优于第二代核电厂。20 世纪 90 年代后投入市场的先进轻水堆核电厂，如日本的先进沸水堆核电厂 ABWR (建成一座)，欧洲压水堆核电厂 EPR (在建三座)，中国引进的美国 AP1000 核电厂以及广东核电集团公司引进的法国 EPR

核电厂都属于第三代核电厂。

现将世界上先进的第三代反应堆总结，如表 1-2 所示（包括被认为是三、四代过渡堆型）。

表 1-2 第三代反应堆汇总

序号	型号名称	设计单位	堆型	电功率 (MW)	技术特点和设计深度
1	ABWR	General Electric	沸水堆	1350	改进型沸水堆，已于 1997 年在日本建成
2	AP600	西屋公司	压水堆	610	具有非能动安全系统，设计已获得 NRC 批准
3	AP1000	西屋公司	压水堆	1117	基本同 AP600，稍作改进，经济性好
4	EPR	Framatom ANP	压水堆	1600	大功率及增加和强化专设安全系统
5	System 80+	原 ABB-CE	压水堆	1350	满足 NRC 文件要求
6	SWR1000	Framatom ANP	沸水堆	1013	满足 EUR 文件要求
7	ESBWR	General lectric	沸水堆	1380	无再循环泵，自然循环，具有非能动安全系统
8	ACR1000	加拿大原子能	重水堆	1200	结构简介，效率高，造价降低，引入非能动
9	IRIS	西屋公司	压水堆	300	模块式、一体化反应堆
10	GT-MHR	美、俄	高温气冷堆	288	使用武器钚为主做核燃料，模块式反应堆
11	PBMR	Exelin	高温气冷堆	110	球形耐高温燃料组件模块式反应堆

#### (五) 第四代核电机组开发

2000 年 1 月，在美国能源部的倡议下，十个有意发展核能的国家派专家联合组成了“第四代国际核能论坛 (GIF)”，该计划拟在 2030 年左右能解决核能安全性、经济性、可持续发展、极少的废物生成、燃料增殖的风险低、防止核扩散和防恐怖袭击等基本问题，具有极强的竞争性和经济性。各国于 2001 年 7 月签署了合约，约定共同合作研究开发第四代核能系统 (Gen IV)。这十个国家是：美国、英国、瑞士、南非、日本、法国、加拿大、巴西、韩国、阿根廷。第四代核能系统开发的目标是要在 2030 年左右创新地开发出新一代核能系统。它不仅要考虑用于发电或制氢等的核反应堆装置，还应把核燃料循环包括在内，组成完整的核能利用系统。

GIF 在 2002 年 5 月于巴黎举行的研讨会上，选定了六种反应堆型的概念设计，作为第四代核能系统的优先研究开发对象。这六种堆型包括三种快中子反应堆系统和三种热中子反应堆系统，如表 1-3 所示。

表 1-3 第四代核能系统

第四代核能系统	代号	中子能谱	燃料循环
钠冷快堆	SFR	快	闭式
铅冷却快堆	LFR	快	闭式
气冷快堆	GFR	快	闭式
超高温气冷堆	VHTR	热	一次
超临界水冷堆	SCWR	热和快	一次/闭式
熔盐堆	MSR	热	闭式

对上述六种堆型中的任何一种来说,要从目前的概念设计发展到商用示范,都需要做大量的研究开发工作,需要相当长的时间。

#### (六) 核聚变开发

核聚变研究是当今世界科技界为解决人类未来能源问题而开展的计划。与不可再生能源和常规清洁能源不同,聚变能具有资源无限,不污染环境,不产生高放射性核废料等优点,是人类未来获取能源的主要形式之一,也是目前认识到的可以最终解决人类社会能源问题和环境问题、推动人类社会可持续发展的重要途径之一。

国际热核聚变反应堆 ITER 计划是目前全球规模最大、影响最深远的国际科研合作项目之一。它的建造大约需要 10 年,预计耗资 50 亿美元(1998 年值)。合作承担 ITER 计划的 7 个成员是欧盟、中国、韩国、俄罗斯、日本、印度和美国。为建设 ITER,各参与方专门协商组建了一个独立的国际组织,各国政府首脑在过去几年中都采取不同方式对参加 ITER 计划作出过正式表态。这在国际科技合作史上是前所未有的,充分显示了各国政府和科技界对该计划的高度重视,以及全世界人民携手走向美好未来的决心。

## 二、中国核电历史发展概述

中国早在 20 世纪 50 年代就开始建立核工业体系,并取得了以“两弹一艇”为代表的辉煌业绩。然而,在和平利用核能方面,从原子弹到核电厂,在世界上所有核大国中,中国走过的道路却最为曲折漫长。从 20 世纪 60 年代中期第一颗原子弹爆炸成功到首座商用核电厂投入商业运行,中国用了 30 多年。而同样的历程,英国、苏联、法国、美国则分别只用了 4 年、5 年、7 年和 12 年。

20 世纪 70 年代,全球核能开始规模化发展,除美、英、法、苏等国外,不断有新的国家加入核电发展行列。全球建成投运的核电机组达 158 台,其中 132 台至今仍在运行。80 年代初期,全球核电发展进入“高峰期”,建成的核电机组达 259 台,其中 223 台运行至今。因为综合国力薄弱和计划经济束缚,以及长期受到西方国家的技术封锁,在这两次核电发展的大潮中,都没有中国的身影,但在 1983 年,国家在北京回龙观召开的一次重要决策会议确定了发展压水堆的技术路线,由此奠定了中国发展核电的基本方向。

### (一) 核电起步阶段

在邓小平同志的构想下,1979 年初,广东电力局、香港中华电力公司开始商讨合营建设核电厂。一个依托深圳地理优势,“借贷建设,售电还钱,合资经营”的核电厂建设思路渐渐酝酿形成,并为各界所接受。大亚湾核电厂是中国内地第一座百万千瓦级大型商用核电厂,拥有 2 台 98.4 万 kW 的压水堆核电机组。1982 年 12 月国务院批准建设,1987 年 8 月主体工程开工,1994 年 5 月建成投入商业运行。

秦山核电厂一期是中国第一座自行设计建造的 30 万 kW 原型压水堆核电厂,已有近 20 年安全运行的良好业绩,并结束了中国内地无核电的历史,被誉为“国之光荣”。在此基础上的秦山二期核电厂为中国核电自主化事业的进一步发展奠定了坚实的基础。1995 年 7 月 13 日,位于浙江省海盐县秦山北麓的秦山核电厂一期工程正式通过国家工程验收,一期工程满功率发电后,每年可向华东电网(包括上海、浙江、江苏、安徽三省一市)输送电力 15 亿 kWh。

### (二) 核电建设阶段

截止到 2012 年 6 月底,中国内地目前正在运行的核电机组共有 15 台,基本分布在沿海的广东、浙江、江苏等省。加上 2020 年将建造的 31 座核电厂,平均每个沿海省区市将拥有 6~7

座核电厂。到 2006 年 8 月底,在建核电机组 6 个(如岭澳 2 期等),装机容量 530 万 kW。国家新批准立项的核电机组 4 个,装机 400 万 kW(广东阳江核电厂和浙江三门核电厂)。2006 年就开展前期工作的核电项目有十几个,如辽宁红沿河、山东海阳、山东红石顶、浙江方家山、田湾二期、福建福清、福建宁德、湖南桃花江等。到 2009 年,辽宁红沿河核电厂已经进入中后期建设工作。2010 年有秦山二期扩建、岭东、三门和阳江核电厂 8 台 870 万 kW 机组在建。虽然上述核电项目均布局在沿海地区,但随着中国经济的快速发展,内陆核电也已经起步。截止到 2012 年 6 月,湖北咸宁、湖南桃花江、江西彭泽等 3 个内陆核电项目已经开展了一些前期工作。按照国务院和有关部门提出的计划,到 2020 年,中国核电装机容量将达到 4000 万 kW,占到全国总装机容量的 4%,总发电量的 6%。

中国政府于 2004 年确定了积极发展核电的方针,根据远期能源需求预测,2020 年以后,中国核电还会有更大的发展。在建设第二代核电厂的基础上,中国在第二代改进型核电机组方面也取得了很大进步。目前在中国有中国核工业集团公司(简称中核总)的 CP1000 技术路线和中国广东核电集团公司(简称中广核)的 CPR 技术路线。2006 年 5 月,中国自主设计的百万千瓦级标准化核电厂(CNP1000)反应堆预应力混凝土安全壳,在清华大学工程力学实验室成功进行了结构模型的动态抗震试验。该技术将使中国国产化核电厂的设计寿命从 40 年延长到 60 年,核燃料换料周期从目前的 12 个月延长到 18 个月,机组可利用率将从目前约 75%提高到 87%。为满足二代改进型核电技术的要求,以在新的形势下寻找新的发展机遇,且为与之前的 CNP1000 反应堆技术相区别,2010 年,中核总将其二代改进型核电技术命名为 CP1000,2010 年 6 月开始接受国家核安全局的评审。CP1000 技术具有双层安全壳、18 个月的换料周期、60 年的设计寿命、实体隔离的设计理念,大大提高了核电厂的安全性,具备与二代改进型相当的经济性。中核集团还确立了发展 CAP600 的小型化第三代核电技术的愿景。与此同时,中广核的 CPR 技术则于 2006 年就进入实体建设阶段。2010 年 7 月 15 日,中国首座采用 CPR1000 自主品牌核电技术建设的核电机组——中广核岭澳核电厂二期 1 号机组首次并网成功。2 号机组也已于 2011 年 8 月投入商业运行。二代改进型 CPR1000 型核电机组在建 35 台,阳江核电主体工程已于 2008 年 12 月 16 日正式开工建设。中广核也确立了发展 CPR1700 或 ACPR1000 第三代核电的愿景。

目前,中国的核电事业正处在一个高速发展的时期,国家决定在利用已经掌握的第二代核电技术的基础上,建设一批改进型核电厂,并引进具有国际先进水平的第三代核电技术。世界上已出现多种第三代先进堆型,如 AP1000、EPR 等。在核电发展的新形势下,为了实现中国核电中长期发展规划要求,顺应世界核电技术进步的潮流,国家作出了以全面技术转让的方式引进 AP1000 技术建设浙江三门、山东海阳核电厂,并引进 EPR 技术建设广东台山核电厂示范工程的重大决策。中核总在 CP1000 基础上,正在研发 ACP1000 三代核电技术;中广核在 CP1000 基础上,研发具有一定三代核电技术特征的 ACP1000-P 技术;国家核电技术公司研究开发具有自主知识产权的 CAP1400 和 CAP1700,未来还将开发功率为 210 万 kW 的 CAP2100 技术。通过全面的技术转让和示范工程的建设,完成对引进的先进核电技术的消化吸收,并在此基础上积极开展自主创新,最终实现第三代核电技术国产化、自主化、批量化建设的目标。这是全面提升中国核电自主化能力与水平,促进中国核电持续健康发展的重大步骤和重要途径。

### (三) 未来发展阶段

在中国,2005 年由中国原子能科学研究院自行设计、安装的世界首台 ADS 次临界反应

堆实验平台——启明星1号装置已成功启动并陆续开展实验研究。2011年6月,中科院等离子体研究所先进核能研究团队(FDS)与华北电力大学核热工安全与标准化研究所,开始联合设计加速器驱动的ADS次临界反应堆。清华大学研究的高温气冷堆获得2007年国家科技进步一等奖,其研究具有世界领先水平。而包括上海交通大学、清华大学、华北电力大学、中国核动力研究设计院、中科华核电技术研究院等高校和企业都积极参与到超临界水冷堆的研究工作之中,西安交通大学则对熔盐堆开展了一些研究工作。快堆是由比热中子能量更高的快中子引起的核裂变反应堆。2011年7月21日,中国第一个快中子反应堆中国实验快堆,在中国原子能科学研究院成功实现并网发电。作为国家863计划的重大项目,中国实验快堆的建成标志着列入国家中长期科技发展规划前沿技术的快堆技术取得重大突破。2010年下半年,国家能源局电力司核电处开始筹备建立行波堆办公室,并协调各方面力量研发行波堆技术。2011年伊始,中国科学院提出开发钍基熔盐堆,希冀以新概念反应堆开辟另一条关于核聚变研究的研发路径,并且在日本福岛核电事故发生后再次明确表示将会发展该种堆型。中国等离子体所的托克马克装置于2008年底首次实现放电,具有多项专利技术,并积极参与ITER计划,具有世界同步发展的领先水平。

20年来,中国的核电发展虽然非常迅速,但距世界先进水平仍有较大的差距。目前全球核电占总电能的比例平均约为17%,已有17个国家的核电在本国发电量中的比例超过25%。中国的核电发电量占总发电量的比例不到2%,远达不到世界的平均水平,更远远低于法国85%和美国30%的水平。从长远来看,中国的核电发展潜力巨大。

## 第二节 第三代核电技术与中国核电发展

### 一、第三代堆型概述

#### (一) AP1000

AP1000是美国西屋开发的第三代核电技术。它的基本设计与AP600相同,但提高了输出功率,以达到经济规模。AP1000沿用了AP600的创新设计,其反应堆和安全壳的紧急冷却是依靠非能动的特性,如重力、自然循环、自然对流、蒸发和冷凝,而不是依靠交流电源和电动机驱动的部件。因为输出功率的提高只增加了少量的投资成本,AP1000核电技术的发电成本估计仅为0.036美元/kWh,在经济性方面有较强的吸引力。

AP600和AP1000两种堆型都有强大的国际工业基础,两者都具备投放市场的条件,但西屋公司仅向市场推荐了AP1000。中国最新引进的四台三代机组也是AP1000,并将在此基础上大力推进国产化,实现自主化。

#### (二) EPR

EPR(欧洲压水堆)是法国和德国的核工业界在N4和Konvoi基础上联合开发的新一代压水堆。EPR的设计工作从1991年开始,1994年完成概念设计,1998年完成基本设计。2000年3月,法国常设项目组在德国专家的参与下完成了EPR基本设计的评审工作,并于2000年11月向法国核安全当局递交了EPR的详细技术导则,目前该导则正在作补充设计。EPR的研发也获得了其他欧洲国家的支持,第一座EPR已于2005年在芬兰开始建造。

EPR充分考虑了N4和Konvoi机组的设计、运行经验反馈,在安全系统的设计方面采取了一系列预防和缓解措施。例如重要的安全系统(如安全注入、应急给水、设备冷却和应

急电源), 采用了四重冗余设计, 这样可使机组在运行中作预防性维护, 即事故+单一故障准则+维修, 而且各列之间实行严格的实体隔离, 因而可缩短停堆时间(正常的停堆换料和检修时间为 17 天), 提高机组的可用率; 增加蒸汽发生器和稳压器的体积, 以延长事故发生后的宽限期; 采用双层安全壳, 外层可抵抗外部事件, 内层可将假想严重事故的后果限制在核电厂内; 厂房布置考虑了防飞机坠毁; 即使发生了堆熔事故, 熔融物也被滞留在堆芯熔渣释放区内, 并可利用重力将堆内换料水储存箱(IRWST)中的储水直接流入堆芯熔渣释放区对熔融物进行淬火和冷却。

由于单机容量大, 可用率高(18 个月换料时可达 91%), EPR 在经济上有一定的竞争力。

### (三) System 80+

System 80+ 是一个功率为 1350 MWe 的压水堆, 由 ABB-CE 公司(现已与西屋公司合并)设计开发。它符合先进轻水堆用户要求文件, 并在 1997 年获得 NRC 的认证。基于 System 80+ 设计的核电厂已经在韩国建造。韩国在 System 80+ 的基础上开发改进出另一种 1400MWe 的先进压水堆——APR-1400。首批 2 台 APR-1400 将成为新古里核电厂(Shin-Kori)的 3 号和 4 号机组, 建设费用预计为 1400 美元/kW。后续机组(48 个月建设周期)造价有望降到 1200 美元/kW。但西屋公司目前没有将其推向其他市场的计划。

### (四) SWR1000

SWR1000 是一个 1013 MWe 的沸水堆, 由法玛通先进核能公司(FANP)与德国电力公司以及其他欧洲合作伙伴联合开发。SWR1000 的设计保留了常规 BWR 那些已被验证的特征, 并具有非能动安全的特性, 增强了安全性。其设计满足欧洲用户要求。SWR1000 的 4 年设计阶段在 1999 年完成, 包括与厂址无关的安全分析报告、概率安全分析报告和建造成本预算报告各一份。FANP 建议在欧洲市场上尽力销售 SWR1000 的同时, 也要考虑进入其他(如美国)市场。

### (五) ESBWR

ESBWR 是一个 1380 MWe、采用自然循环方式和非能动安全的沸水反应堆, 由 GE 公司和几个国际电力公司、设计机构和研究组织共同开发。这个设计以 20 世纪 90 年代初开发的功率为 670 MWe 非能动式安全的上一代 SBWR 为基础, 且也利用了 ABWR 的许多设计特性, 并且经过了 NPC 的评估。支持 ABWR 项目的国际工业基础能够支持 ESBWR。更高的电厂功率与反应堆系统和安全壳结构的简化相结合, 使它与 SBWR 和 ABWR 相比有可能显著降低成本。根据 GE 公司设计的经济目标和对材料量的初步预算, ESBWR 在经济上可能具有竞争力。ESBWR 采用常规成熟的核燃料。虽然 ESBWR 可能具有明显的优势, 但是 GE 公司没有向前推动该项目工程和设计认证工作, 也没有给出商业化计划。

### (六) ACR1000

正在研发的 ACR 是新一代先进 CANDU 堆, 在经济、固有安全性和运行性能方面会有大的改进, 同时又保留 CANDU 家族已证实的优点。如 ACR 使用轻水冷却, 但保留低压容器中重水的慢化功能, 这对改进反应堆的可维修性和经济性具有重大意义。AECL 在 2002 年初完成了 ACR700 的概念设计, 并开始前期工程设计。2011 年 1 月, 加拿大核安全委员会完成并通过了 ACR1000 的工程前期设计的评审。

### (七) IRIS

IRIS 是由西屋公司开发的革新型小型(100~300MWe)压水堆。IRIS 设计的主要特性



是一体化的主回路系统，即所有的主回路系统部件，包括蒸汽发生器、冷却剂泵和稳压器连同核燃料一起被安装在压力容器中。这样，IRIS 消除了由大破口造成的冷却剂丧失事故的可能性；其小尺寸和模块化设计可以缩短工期，并能够在不适合建造大型核电厂的地方建设。IRIS 现在还处于概念设计阶段，在关键的设计细节上，IRIS 不同于其他获得许可和正在运行的反应堆，因而需要广泛的分析和试验以作为 NRC 发放许可和进行商业部署的先决条件。目前没有明确的商业化计划来支持 IRIS 在近期内发展，其经济竞争力也不确定。

## 二、第三代堆型在中国的发展

目前中国的核电均属第二代技术。为了适应未来的发展，中国决定引进先进技术，并以该技术为基础进行消化吸收和再创新，形成具有自主知识产权的中国品牌第三代或超越第三代的先进压水堆技术。在 2006 年，中国第三代核电招标已经落定，浙江三门、山东海阳两个核电自主化依托项目正式选用西屋的 AP1000 技术。基于此，确定了对 CAP1400 的研究和 CAP1700 的预研工作项目为中国核电重大专项。目前，已经实现 AP1000 五大核心关键技术的自主化，分别为核电厂核岛筏基大体积混凝土一次性整体浇注技术；核岛钢制安全壳底封头成套制造技术；模块化设计与制造技术；主管道制造关键技术；关键设备大型锻件制造技术。同时，中广核也引进了 EPR 技术，多途径吸收国外先进设计技术。

AP1000 三门项目已于 2009 年 3 月浇灌一号机组核岛的第一罐混凝土，标志着该核电厂正式开工建设，计划 2013 年 10 月满功率发电；海阳项目已于 2009 年 9 月浇灌一号机组核岛第一罐混凝土，计划于 2014 年 4 月满功率发电。2010 年 1 月 26 日，世界首台 AP1000 核电机组——浙江三门核电 1 号机组的反应堆压力容器支撑结构模块成功放置在核岛钢制安全壳底封头内，实现整体吊装就位。2010 年 9 月 8 日，三门核电 1 号机组常规岛的汽机产房平台已初成规模。2011 年 2 月 22 日，三代核电自主化依托项目三门核电厂 1 号机组 CA03 模块顺利实现就位。

2011 年 3 月，三门一期 2 号常规岛 BPB101 区域 T5~T6 轴剪力墙（相对标高）FL-12m~FL-9m 正在进行模板支设，BPB202 区域（相对标高）FL-7.54m 层已于 3 月 23 日浇筑完成。

2011 年 3 月 2 日，三门 AP1000 核电厂 2 号常规岛循环水泵房上部钢结构顺利开吊。循泵房上部钢结构长约 100m，最大单根构件重量达 30 多 t。目前，第一批构件（1~6 号轴第一层梁、柱）已全部吊装完成。

2011 年 4 月，三门 1 号常规岛 T0~T1 轴（相对标高）FL-3.5m 以下墙体已施工完成；汽机房披屋钢结构已吊装完成。4 月 18 日，由哈尔滨汽轮机厂承制的三门核电首台凝汽器上部模块按计划运抵三门核电重件码头，并运输至一号常规岛西侧。该上部模块长 24m，高 9.1m，分为三部分装船运输，这也是三门核电首批凝汽器模块。

2011 年 8 月 22 日，三门 1 号机组常规岛发电机组关键设备定子、转子顺利运抵重件码头。该定子和转子是常规岛最重要的大件设备之一，由日本三菱公司制造。汽轮发电机平垫铁安装基本完成，待养护结束后可开始台板安装。

2012 年 3 月，三门核电厂现场完成 1 号核岛安全壳厂房非能动余热排出热交换器的临时引入工作。常规岛已完成 3 台凝汽器大模块的拼装工作。

2010 年 4 月 2 日，EPR 台山核电项目 1 号机组常规岛汽轮机的底座，即基座筏基混凝土整体浇筑顺利完成，再次在世界核电项目中成功浇筑最大汽轮机的基座筏基。2010 年 4