

压水堆核电厂系统与设备

于 涛 左国平 主编



中国原子能出版社

压水堆核电厂系统与设备

于 涛 左国平 主编



中国原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

压水堆核电厂系统与设备 / 于涛, 左国平主编.

—北京: 中国原子能出版社, 2016. 8

ISBN 978-7-5022-7473-3

I. ①压… II. ①于… ②左… III. ①压水型堆—核
电厂—系统②压水型堆—核电厂—设备 IV. ①TM623.91

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2016)第 201978 号

内 容 简 介

本书以我国在运的压水反应堆和 AP1000 核电厂为依据。重点描述压水堆核电厂各种系统的功能、工作流程、主要设备结构及运行参数。全书共分 11 章。首先扼要介绍了核电的发展历程及相关的背景知识,然后依次详细描述压水堆核电厂一回路系统及设备、辅助系统、专设安全设施、检测控制和保护系统、三废处理系统、反应堆、汽轮机结构、二回路蒸汽系统、凝结水与给水系统、发电机及辅助系统、核岛机械操作系统和放射性废物处理系统等。

本书可作为高等院校核类及能源动力类相关专业师生作为教材使用,也适用于为核电厂运行、维修、技术支持等技术岗位基础培训。

压水堆核电厂系统与设备

出版发行 中国原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 100048)

责任编辑 左浚茹

装帧设计 崔 彤

责任校对 冯莲凤

责任印制 潘玉玲

印 刷 保定市中画美凯印刷有限公司

经 销 全国新华书店

开 本 787 mm×1092 mm 1/16

印 张 18.5

字 数 462 千字

版 次 2016 年 8 月第 1 版 2016 年 8 月第 1 次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-7473-3 定 价 68.00 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

《压水堆核电厂系统与设备》 编审委员会

主 编 于 涛 左国平

副 主 编 何丽华 李小华 李志峰 宋英明 尹陈艳

参编人员 谢金森 刘紫静

前 言

“核电厂系统与设备”课程是核工程与核技术专业本科必修的理论基础课之一,也是核电厂运行、维修、技术支持等生产技术岗位培训过程中的一门重要课程。本书在编者多年的教学实践基础之上,以在运的压水反应堆核电厂为依据,同时兼顾了第三代核电 AP1000 核电厂的差异之处,重点描述压水堆型核电厂各种系统的功能、工作流程、主要设备结构及运行参数。在编写过程中,参阅了大量的在运核电厂的资料,同时也参阅了 AP1000 的相关技术文件,力求教材内容全面准确、重点突出,深入浅出、条理清晰。书中配有大量插图,便于读者更直观地理解本书内容。

全书共分 11 章。第 1、2 章扼要介绍了核电的发展历程及相关的背景知识,然后依次详细描述压水堆核电厂一回路系统及设备、辅助系统、专设安全设施、检测控制和保护系统、三废处理系统、反应堆、汽轮机结构、二回路蒸汽系统、凝结水与给水系统、发电机及辅助系统、核岛机械操作系统和放射性废物处理系统等。

本书可作为高等院校核类及能源动力类相关专业师生作为教材使用,也适用于为核电厂运行、维修、技术支持等技术岗位基础培训。

本书由南华大学于涛教授主编并参加了 1、2、4 章的编写,左国平负责统稿并承担了第 1、9 章的编写,李志峰承担了第 2、4、5、6 章的编写,何丽华承担了第 7、8、10 章的编写,李小华承担了第 3 章的编写,宋英明承担了第 11 章的编写,尹陈艳参加了书稿的审校工作。

本书在编写与出版过程中得到国家核电技术有限公司的大力支持,提供了大量素材和现场技术经验支持,在此对他们的关心和支持表示感谢。

由于编者知识水平所限,工程实践经验不足,书中出现疏漏和不当之处在所难免,恳切希望读者批评指正。

编者

2016 年 6 月于南华大学

目 录

第 1 章 绪论	(1)
1.1 核反应堆的分类	(1)
1.2 世界核电技术的发展概况	(2)
1.2.1 世界核电发展历程	(2)
1.2.2 世界在运行与在建核电情况	(4)
1.3 中国核电发展概况	(5)
1.3.1 中国核电发展历程	(5)
1.3.2 中国核电的建设成就	(6)
1.4 核电厂主要动力堆简介	(8)
1.4.1 压水堆	(8)
1.4.2 沸水堆	(9)
1.4.3 重水堆	(10)
1.4.4 石墨气冷堆	(11)
1.4.5 快中子堆	(12)
思考题	(15)
第 2 章 压水堆核电厂	(16)
2.1 压水堆核电厂简介	(16)
2.1.1 核能的转化与传输	(16)
2.1.2 压水堆核电站的系统构成	(17)
2.2 核电厂厂址选择及厂房布置	(21)
2.2.1 厂址选择	(21)
2.2.2 核电厂厂房布置及主要厂房设施	(22)
2.3 核电厂设备安全功能分级	(23)
2.3.1 安全功能及分析方法	(23)
2.3.2 安全分级	(23)
2.3.3 抗震分类	(24)
2.4 核电厂安全设计原则	(25)
2.5 压水堆电厂系统简介	(26)
2.5.1 核蒸汽供应系统	(26)
2.5.2 专设安全设施	(27)
2.5.3 蒸汽和动力转换系统	(28)
2.5.4 其他与安全相关的系统	(28)

2.5.5	电力系统	(28)
2.5.6	仪表与控制系统	(28)
2.5.7	构筑物	(29)
2.6	AP1000 核电厂简介	(29)
2.6.1	AP1000 核电厂的设计理念	(29)
2.6.2	AP1000 核电厂的总体性能	(29)
2.6.3	AP1000 核电厂与其他核电厂的比较	(30)
	思考题	(31)
第3章	压水堆核电厂冷却剂系统及设备	(32)
3.1	压水堆核电厂一回路主系统	(32)
3.1.1	系统功能	(32)
3.1.2	系统描述	(32)
3.1.3	系统运行参数	(34)
3.1.4	系统的布置	(36)
3.1.5	系统参数的测量	(37)
3.1.6	系统特性	(38)
3.2	压水反应堆堆本体	(39)
3.2.1	核反应堆堆芯	(39)
3.2.2	反应堆压力容器	(51)
3.2.3	控制棒驱动机构	(53)
3.3	反应堆冷却剂泵	(55)
3.3.1	概述	(55)
3.3.2	轴封泵	(55)
3.3.3	屏蔽电机泵	(60)
3.3.4	泵运行特性的基本物理参数	(64)
3.3.5	泵的运行特性	(65)
3.4	蒸汽发生器	(66)
3.4.1	概述	(66)
3.4.2	蒸汽发生器的结构	(67)
3.4.3	蒸汽发生器的运行特性	(78)
3.5	稳压器	(80)
3.5.1	概述	(80)
3.5.2	稳压器的分类与结构	(81)
3.5.3	稳压器工作原理	(87)
	思考题	(90)
第4章	核岛主要辅助系统	(91)
4.1	化学和容积控制系统	(92)
4.1.1	系统的功能	(92)
4.1.2	系统的流程	(94)

4.1.3 系统的运行	(97)
4.2 正常余热排出系统	(99)
4.2.1 系统的功能	(99)
4.2.2 系统的描述	(100)
4.2.3 系统的运行	(102)
4.3 设备冷却水系统	(103)
4.3.1 系统功能	(103)
4.3.2 系统的描述	(103)
4.3.3 系统的运行	(105)
4.4 重要厂用水系统	(107)
4.4.1 系统的功能	(107)
4.4.2 系统的描述	(107)
4.4.3 系统的运行	(107)
4.5 乏燃料池冷却系统	(108)
4.5.1 系统的功能	(108)
4.5.2 系统的描述	(109)
4.5.3 系统的运行	(110)
4.6 核岛通风空调及空气净化	(110)
4.6.1 系统功能	(110)
4.6.2 系统的组成	(111)
4.6.3 进风系统及其净化处理	(114)
4.6.4 排风系统及其空气净化处理	(115)
4.6.5 AP1000 采暖、通风空调系统	(116)
思考题	(125)
第 5 章 专设安全设施	(126)
5.1 概述	(126)
5.2 安注系统	(126)
5.2.1 系统功能	(126)
5.2.2 系统描述	(127)
5.2.3 系统运行	(132)
5.3 安全壳隔离系统	(135)
5.3.1 安全壳隔离系统的功能	(135)
5.3.2 安全壳的形式	(135)
5.3.3 安全壳贯穿件	(137)
5.3.4 系统的设计	(138)
5.3.5 系统运行和控制	(138)
5.4 安全壳喷淋系统	(140)
5.4.1 系统功能	(140)
5.4.2 系统描述	(141)

5.4.3	系统运行	(142)
5.5	可燃气体控制系统	(144)
5.5.1	概述	(144)
5.5.2	系统描述	(144)
5.6	辅助给水系统	(147)
5.6.1	系统功能	(147)
5.7.2	系统描述	(147)
5.7.3	系统运行	(148)
5.7.4	系统的设计改进	(149)
	思考题	(151)
第 6 章	压水堆核电厂检测、控制与保护系统	(152)
6.1	概述	(152)
6.2	压水堆核电厂仪表及测量系统	(152)
6.2.1	一回路工质测量系统	(152)
6.2.2	中子注量率测量系统	(153)
6.2.3	堆芯温度测量系统	(154)
6.2.4	压力容器水位测量系统	(154)
6.3	核电厂控制调节系统	(155)
6.3.1	系统的基本功能	(155)
6.3.2	核电厂控制模式	(156)
6.3.3	功率控制系统	(156)
6.3.4	平均温度调节系统	(157)
6.4	压水堆核电厂保护系统	(159)
6.5	AP1000 数字化仪控系统	(161)
	思考题	(164)
第 7 章	二回路蒸汽系统与设备	(165)
7.1	常规岛简介	(165)
7.1.1	常规岛功能	(166)
7.1.2	典型的二回路系统	(166)
7.2	核电厂汽轮机组	(169)
7.2.1	汽轮机的作用	(169)
7.2.2	汽轮机工作原理	(170)
7.2.3	核电厂汽轮机组结构	(174)
7.2.4	核电厂汽轮机的特点	(183)
7.3	汽轮机轴封系统	(185)
7.3.1	系统概述	(185)
7.3.2	系统功能	(185)
7.3.3	系统描述	(185)
7.3.4	主要设备	(186)

7.3.5 系统运行及主要参数	(187)
7.4 主蒸汽系统	(188)
7.4.1 系统功能	(188)
7.4.2 系统描述	(189)
7.4.3 主要设备	(193)
7.4.4 系统运行及主要参数	(197)
7.5 蒸汽旁路排放系统	(198)
7.5.1 系统功能	(198)
7.5.2 系统描述	(198)
7.5.3 系统运行及控制模式	(201)
7.6 汽水分离再热器	(203)
7.6.1 系统功能	(203)
7.6.2 结构形式	(203)
7.6.3 系统描述	(205)
7.6.4 主要设备	(205)
7.6.5 系统运行及主要参数	(206)
思考题	(208)
第8章 二回路凝结水系统与给水系统	(209)
8.1 凝结水系统	(209)
8.1.1 系统功能	(209)
8.1.2 凝汽器工作原理	(209)
8.1.3 凝汽器的结构	(209)
8.1.4 系统描述	(211)
8.1.5 凝结水过冷原因及改善措施	(214)
8.2 低压给水加热器系统	(215)
8.2.1 回热加热器简介	(215)
8.2.2 给水加热器工作原理	(215)
8.2.3 低压给水加热器系统功能	(215)
8.2.4 低压加热器结构	(216)
8.2.5 系统描述	(217)
8.3 给水除氧器系统	(220)
8.3.1 系统功能	(220)
8.3.2 热力除氧的原理	(221)
8.3.3 除氧器的类型及结构	(222)
8.3.4 系统描述	(224)
8.4 高压给水加热器系统	(225)
8.4.1 系统功能	(225)
8.4.2 高压加热器结构	(226)
8.4.3 系统描述	(226)

8.4.4	回热系统运行	(227)
8.5	加热器疏水和排气系统	(227)
8.5.1	系统功能	(227)
8.5.2	系统描述	(228)
8.5.3	汽水分离再热器管侧及加热器壳侧排气	(229)
8.5.4	主要设备	(230)
8.5.5	主要参数	(231)
8.6	主给水和启动给水系统	(231)
8.6.1	系统功能	(231)
8.6.2	系统描述	(232)
8.6.3	设备描述	(235)
8.6.4	系统运行	(236)
8.7	蒸汽发生器排污系统	(236)
8.7.1	系统功能	(236)
8.7.2	系统描述	(237)
8.7.3	主要设备	(238)
8.7.4	系统运行及主要参数	(239)
8.8	二次侧水化学控制系统	(241)
8.8.1	污染物的进入	(241)
8.8.2	凝结水精处理系统	(242)
8.8.3	化学添加系统	(242)
	思考题	(243)
第9章	发电机及其辅助系统	(244)
9.1	发电机	(244)
9.1.1	同步发电机的工作原理	(244)
9.1.2	系统组成	(245)
9.1.3	发电机辅助系统	(246)
9.2	发电机定子冷却水系统	(247)
9.2.1	系统组成与功能	(247)
9.2.2	主要设备	(247)
9.2.3	系统运行与控制	(248)
9.3	发电机的密封油系统	(248)
9.3.1	系统组成与功能	(248)
9.3.2	系统流程	(248)
9.3.3	系统运行与控制	(249)
9.4	发电机氢气系统	(250)
9.4.1	系统功能	(250)
9.4.2	系统组成	(250)
9.4.3	系统工作流程	(250)

9.4.4 系统的运行	(251)
9.5 发电机励磁系统	(252)
9.5.1 系统组成与功能	(252)
9.5.2 系统的运行与控制	(254)
思考题	(254)
第 10 章 核岛机械操作系统	(255)
10.1 装换料系统	(255)
10.1.1 系统功能	(255)
10.1.2 系统描述	(255)
10.1.3 主要设备	(256)
10.1.4 系统运行	(258)
10.2 机械装卸系统	(260)
10.2.1 概述	(260)
10.2.2 系统功能	(261)
10.2.3 系统描述	(261)
思考题	(262)
第 11 章 核电厂放射性废物处理系统	(263)
11.1 核电厂的辐射源	(263)
11.1.1 核电厂放射性源项与类别	(264)
11.1.2 “三废”及其处理设计依据	(264)
11.2 核电厂的放射性废物处理	(265)
11.2.1 概述	(265)
11.2.2 核岛排气和疏水系统	(266)
11.2.3 废气处理系统	(268)
11.2.4 废液排放与处理系统	(270)
11.2.5 固体废物处理系统	(272)
思考题	(275)
参考文献	(276)
附录	(277)

第1章 绪论

核电厂是利用核裂变或核聚变反应所释放的能量产生电能的热力发电厂。由于控制核聚变的技术障碍,目前商业运转中的核能发电厂都是利用核裂变反应而发电。其主要的子系统包括:反应堆系统(即人们常说的核岛),蒸汽动力系统(常规岛)和乏燃料处理系统。核电厂除了常规的发电功能之外,还可以用来供暖,提供科学实验平台和提供核燃料增殖(只有增殖快堆才有这个功能)等等。

核反应堆,又称为原子能反应堆或反应堆,装载了核燃料以实现大规模可控裂变链式反应的装置。不同于核武器爆炸瞬间所发生的失控链式反应,在反应堆之中,核变的速率可以得到精确的控制,其能量能够以较慢的速度向外释放,供人们利用。

1.1 核反应堆的分类

根据用途,核反应堆可以分为供科学研究所用的研究堆;生产可裂变材料 ^{239}Pu 、 ^{233}U 和氢同位素的生产堆;利用裂变释放出的能量发电、为舰船等提供动力、供热等的动力堆;以及特殊用途的反应堆。

根据燃料类型分为:

天然铀堆——采用天然铀作为核燃料;

浓缩铀堆——采用高富集铀或者钷-239;

钷堆——采用钷作为核燃料。

根据中子能量分为:

快中子堆——其裂变反应主要由快中子(能量超过0.1 MeV)引起;

中能中子堆——其中裂变反应主要由超热中子(能量约为1 eV—10 keV)引起;

热中子堆——其中裂变反应主要由热中子(能量小于0.1 eV)引起。

根据冷却剂(载热剂)材料分为:

气冷堆——采用空气、 CO_2 、He、水蒸气等作为冷却剂;

水冷堆——采用水,重水作为冷却剂;

有机液冷堆——采用有机溶液作为冷却剂;

液态金属冷堆——采用钠、铅、铅铋合金作为冷却剂。

根据慢化剂分为

石墨堆——采用石墨作为慢化剂;

轻水堆——采用轻水作为慢化剂(包括压水堆和沸水堆);

重水堆——采用重水作为慢化剂;

熔盐堆——采用熔盐作为慢化剂。

按燃料在堆内分布形式分为:

均匀堆——核燃料同慢化剂均匀混合;

非均匀堆——其中固体或液体核燃料同慢化剂不相混合。

按开发阶段分为：实验堆、原型堆及商业示范(验证)堆。

按空间位置分为：陆上堆、海上浮动堆、空间堆。

根据中子通量分为高通量堆和一般能量堆。

根据运行方式分为脉冲堆和稳态堆。

1.2 世界核电技术的发展概况

1.2.1 世界核电发展历程

世界核电技术经过几十年的发展,目前已经历了多次的更新换代。它们是:

(1) 第一代核电。20世纪中期建成了第一代原型核电厂,比较有代表性的有 CaldenHall-1(在役期 1956—2003年), Drensdan-1(在役期 1960—1978年), Shippingport(在役期 1957—1982年)等核电厂,至今只有两座第一代商业电厂在运行,它们是 Wylfa 核电厂和 Oldbury 核电厂。

(2) 第二代核电则是目前商业运行电厂的主体,大多是在20世纪60—70年代建造的单机容量在600~1400 MW 轻水堆(LWR)标准型核电厂,采用能动安全设施。我国正在运行的核电厂都可以归为第二代核电厂,形成了安全性更高的改进堆型 CPR1000,并投入到福清第5、6号机组。20世纪80年代后,又开始发展和建设改进型轻水堆核电厂(ALWR)。

(3) 第三代核电技术是指符合《美国电站业主要求文件(URD)》《欧洲用户要求文件(EUR)》的核电技术,典型代表为美国开发的 AP1000 及法国和德国联合开发的 EPR。我国采取引进、吸收再创新的策略,CAP1000、CAP1400、CAP1700 等自主设计的大型压水堆已基本达到第三代核电技术的标准。

(4) 第四代核能系统。美国能源部首先于1999年提出第四代核能系统的概念,于2000年主持召开了“第四代先进核能系统研讨会”,确定了第四代核能系统的14条发展目标:

1) 极低的堆芯损坏频率:第四代核能系统必须具有极低的堆芯损坏频率,具备明显提高防止潜在的堆芯破损事故的能力。NRC已经要求现有的先进轻水堆堆芯损坏频率应该低于 $10^{-5}/(\text{堆}\cdot\text{年})$,所以第四代反应堆必须具有超过这个要求的能力,即堆芯熔化频率低于 $10^{-6}/(\text{堆}\cdot\text{年})$ 。

2) 不能出现严重堆芯损坏:对于任何可信的初因事件来说,第四代反应堆都不能出现严重的堆芯损坏,而此性能必须通过整体核反应堆实验来获得验证。突出该要求就是确保第四代核反应堆能够完全有效地应付大量的潜在初因事件,而不会造成较严重的堆芯破损。

3) 无需厂外应急:即在任何可信的事故序列下,不会出现因为放射性的释放为保护公众安全而采取的场外应急。

4) 人因容错性能:第四代核能系统对于人因失效必须具备高度的容错性能。在目前运行的核电厂中发生的大量事故征兆和报告的事件中都存在人因失误,核电厂概率风险分析(PSA)也表明人因失误是核电厂风险的重要组成部分,因此第四代核能系统要想超过现有

所有电厂,它们必须能够高度包容人因失误。

5) 尽可能低的辐射:在核电站的整个寿期内,第四代反应堆的设计必须能保证尽可能低的辐射,以减轻对从业人员和周围环境的影响。

6) 完善的核废物处理方案:第四代核能系统对于所有的核废物都必须有完整的解决方案。在运行任何第四代反应堆原型电厂前,找到完善的废物处理过程和处置途径是很重要的,第四代系统的开发都与解决相应的废物处理问题息息相关。

7) 公众对核废物处理方案的接受度:对所有的核废物(包括来自铀矿和铀浓缩厂的废料,来自加工、运行、去污、退役的放射性废物以及非放射性有害废物)都必须有完善且实际的处理方案。

8) 废物的最少化:第四代反应堆必须在合理、可行的前提下将废物的产生量降至最低。

9) 内在的和外在的防止核扩散能力:第四代核能系统应当在设计上最大限度地依赖内在的或固有的机理防止核扩散。对于特定的核燃料循环,要有外在的屏障加以补充保护。另外,防止核扩散的同时还不能够损害系统的其他关键特性,例如安全性、经济性和废物处理,于是必须制订出一个同步处理这些问题的全球性计划。

10) 评估防止核扩散的能力:按照建立的导则对核反应堆防止核扩散的能力进行评估。为了成功地设计第四代核能系统,需要开发并采用一种过程或方法,然后在一定的指导方针下对设计方案进行评估。评估过程应该在一个总体框架内进行,同时考虑到防止核扩散和安全性、经济性废物处理问题的关系,以便解决它们之间潜在的冲突。为了使设计者能够顺利地进行设计,应该建立一套参考标准来评估系统防止产生盗窃或者转换核武器材料的内在屏障,使得燃料循环不如专用的生产方式对核扩散者的吸引力大。但是各个国家防止核扩散的概念是不一样的,因此不可能只建立一套单一的标准,国情不同具体的标准也可以有所区别。

11) 防止武器扩散:第四代核能系统应当具有防止核扩散的设计特点,成为促进国际安全保证的工具。这其中包括供本国使用及出口的核燃料循环的部件和设施。保证核武器扩散者利用第四代核能系统的燃料循环来获得制造核武器所需的材料应该更加困难。

12) 具有市场竞争力的总发电成本:总的发电成本是第四代核能系统的主要经济要求,因为它是未来电力供应中一个最重要的竞争度量手段。第四代核能系统的总发电成本必须比电厂所在地的其他发电方式更具竞争力。此外,第四代核能系统还应考虑开发除电力以外的广泛的能源产品,例如产氢等。

13) 可接受的投资风险水平:相对于其他主要的资本投资项目来说,第四代核能系统必须在投资规模、投资风险两个方面对投资者都具有足够的吸引力。

14) 较短的项目交付与建造时间:只有缩短核电厂的项目交付和建造周期才能更好地吸引投资,第四代核电厂的项目交付期必须少于4年,项目建造期必须少于3年。

第五次 GIF 政策小组会议于2002年在日本东京召开,选定了6种下一代核能系统概念作为国际共同研究开发的对象,分别为:钠液体金属冷却堆、超高温气冷堆、超临界压水冷却堆、铅金属冷却堆、气冷快堆以及熔盐堆。为了进一步提高第四代核能系统的持续发展性、安全性、经济性、防核扩散性的目标,确定将《技术开发计划》(规划图)作为国际合作的框架,由 GIF 成员国共同完成。

1.2.2 世界在运行与在建核电情况

据欧洲核学会统计,截至2014年3月11日,世界上正在运行的435台机组分布在31个国家,装机电网容量在372 GW,另有分布在15个国家正处于建设阶段的72台核电机组容量达68 GW,详情如表1.1所示。其中美国拥有104座核电机组,中国拥有28台在建核电机组,分别成为目前拥有在运行核电机组和在建核电机组最多的国家。

表 1.1 截至 2014 年 3 月 11 日世界核电统计情况

国家	在运行		在建	
	数量	净输出电功率/MW	数量	净输出电功率/MW
阿根廷	2	935	2	717
亚美尼亚	1	375	—	—
白俄罗斯	—	—	1	1 109
比利时	7	5 927	—	—
巴西	2	1 884	1	1 245
保加利亚	2	1 906	—	—
加拿大	19	13 500	—	—
中国(6台机组位于台湾)	21	16 890	28	27 756
捷克	6	3 804	—	—
芬兰	4	2 752	1	1 600
法国	58	63 130	1	1 600
德国	9	12 068	—	—
匈牙利	4	1 889	—	—
印度	21	5 308	6	3 907
伊朗	1	915	—	—
日本	48	42 388	2	1 325
韩国	23	20 710	5	6 370
墨西哥	2	1 330	—	—
荷兰	1	482	—	—
巴基斯坦	3	690	2	630
罗马尼亚	2	1 300	—	—
俄罗斯	33	23 643	10	8 382
斯洛伐克	4	1 815	2	880
斯洛文尼亚	1	688	—	—
南非	2	1 860	—	—
西班牙	7	7 121	—	—
瑞典	10	9 474	—	—

续表

国家	在运行		在建	
	数量	净输出功率/MW	数量	净输出功率/MW
瑞士	5	3 308	—	—
乌克兰	15	13 107	2	1 900
阿拉伯联合酋长国	—	—	2	2 690
英国	16	9 231	—	—
美国	104	101 465	5	5 633
总计	435	372 022	72	68 344

1.3 中国核电发展概况

中国一次能源分布和生产力发展水平十分不均衡。煤炭资源保有储量的 76% 分布在山西、内蒙古、陕西、新疆等北部地区；80% 水能资源分布在四川、云南、西藏等西部地区；陆地风能主要集中在“三北”地区（东北、华北北部、西北）。而中国 66% 以上的能源需求集中在发达的东中部地区。大量火电厂集中分布在东中部，形成了大规模、远距离输煤的能源输送格局；电能生产过程中产生的减 SO_2 、 NO_2 、 CO_2 带来了严重的环境污染问题。为了满足经济和社会发展不断增长的能源需求，保障能源供应与安全，保护环境，实现电力工业结构优化和可持续发展，提升我国综合经济实力、工业技术水平和国际地位，优化能源结构，发展清洁能源，积极推进核电建设，增加核电在能源中的比重，是我国能源建设的一项重要政策。

1.3.1 中国核电发展历程

中国大陆核电发展主要经历了核电起步阶段和积极发展阶段。

1. 核电起步阶段

中国大陆核电从 20 世纪 70 年代初开始起步。1984 年第一座自主设计和建造的核电厂——秦山核电厂破土动工，至 1991 年 12 月 15 日并网成功。期间，还分别建成了浙江秦山二期核电厂、浙江秦山三期核电厂、广东大亚湾核电厂、广东岭澳一期核电厂和江苏田湾一期核电厂等。

2. 积极发展阶段

进入新世纪，中国核电迈入批量化、规模化的积极发展阶段。截至 2012 年 10 月，国家已核准 34 台核电机组，总装机容量达 3 692 万千瓦，其中已开工在建机组 26 台，装机容量为 2 881 万千瓦，在建规模居世界第一。

我国自 20 世纪 80 年代引进国外技术，通过消化、吸收和再创新，全面实现了自主设计、自主制造、自主建设和自主运营，并跨入了“自主创新”的新阶段，具备了形成自主知识产权三代核电技术的条件。标志性事件为：1987 年大亚湾引进当时国际先进压水堆技术；1994—2003 年是消化吸收阶段，岭澳一期有 37 项重大技术改进；2005—2012 年为创新阶段，CPR1000、CRP1000+ 等堆型有了较大改进，例如采用 CPR1000 堆型的岭澳二期、红沿