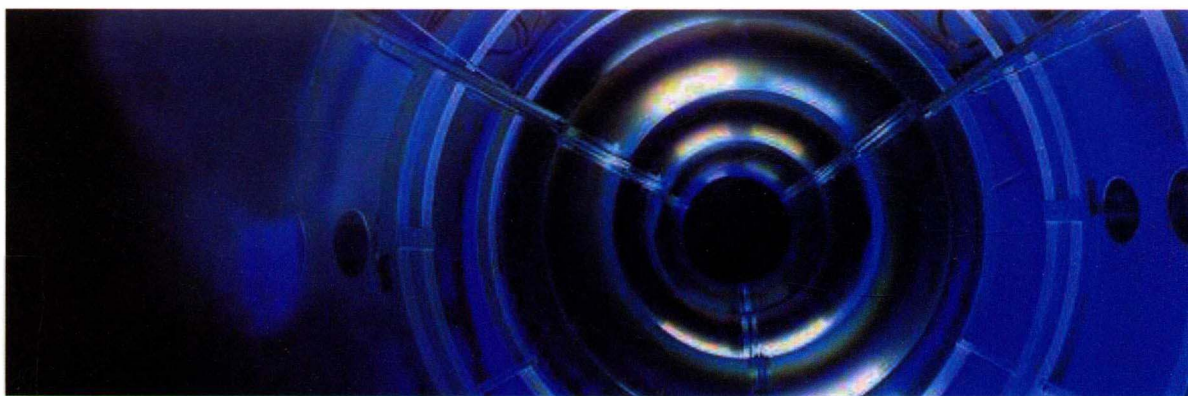


成松柏 王丽 张婷 编

第四代核能系统与 钠冷快堆概论

Introduction of The Fourth
Generation Nuclear Energy System
and Sodium-cooled Fast Reactor



国防工业出版社

National Defense Industry Press

第四代核能系统与 钠冷快堆概论

成松柏 王 丽 张 婷 编



国防工业出版社

· 北京 ·

内 容 简 介

本书主要对第四代核能系统尤其是钠冷快中子反应堆的相关知识进行综合性介绍。内容包括第四代核能系统概述(发展背景和定义,先进核燃料循环,核反应堆安全,核能的经济性)、钠冷快堆基础(发展概况和基本特性,快堆物理,快堆热工流体力学,快堆材料,快堆安全)以及其他五种四代堆(高温/超高温气冷堆,熔盐反应堆,超临界水冷堆,铅合金液态金属冷却快堆和气冷快堆)的基本信息。

本书既可作为高校核电专业学生在第四代核能系统方面的入门教材,也可作为核电专业技术人员科研和培训的参考书籍。

图书在版编目(CIP)数据

第四代核能系统与钠冷快堆概论/成松柏,王丽,张婷著.—北京:国防工业出版社, 2018.1

ISBN 978-7-118-11485-0

I. ①第… II. ①成… ②王… ③张… III. ①核技术 ②钠冷快堆 IV. ①TL

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2017)第 330160 号

※

国防工业出版社出版发行

(北京市海淀区紫竹院南路 23 号 邮政编码 100048)

国防工业出版社印刷厂印刷

新华书店经售

*

开本 787×1092 1/16 印张 13¼ 字数 300 千字

2018 年 1 月第 1 版第 1 次印刷 印数 1—2000 册 定价 60.00 元

(本书如有印装错误,我社负责调换)

国防书店: (010)88540777

发行邮购: (010)88540776

发行传真: (010)88540755

发行业务: (010)88540717

前 言

核电作为一种安全、清洁、低碳和高效的能源,历来受到我国政府的高度重视。受2011年日本福岛核事故的影响,核电的安全性再度成为发展核电国家最为重视的问题。目前,全球在建核电站正逐步过渡到三代技术,但第四代核能系统已成为核能研究人员在未来多年内重点研究的课题。

相对于第二、三代反应堆,第四代核能系统是一种安全性更高、经济竞争力更强、核废物量更少以及可有效防止核扩散的先进核能系统。2002年,第四代核能系统国际论坛选定了六种第四代核电站概念堆系统,即液态钠冷却快堆系统、超高温气冷堆系统、熔盐反应堆系统、超临界水冷堆系统、铅合金液态金属冷却快堆系统和气冷快堆系统。其中,钠冷快堆因其良好的增殖特性以及最为丰富的建造和运行经验,已成为国际上第四代核能系统中的“一号种子选手”。

2016年4月,我国颁布的《能源技术革命创新行动计划(2016—2030年)》明确提出要加快“先进核能技术创新”,积极“推进快堆及先进模块化小型堆示范工程建设,实现超高温气冷堆、熔盐堆等新一代先进堆型关键技术设备材料研发的重大突破”。国家“十三五”科技创新规划更进一步指出要“稳步发展核能与核安全技术及其应用”,重点是“超高温气冷堆、先进快堆、小型核反应堆和后处理等技术研发及应用”。此外,2016年11月国务院公布的《“十三五”国家战略性新兴产业发展规划》也再次重申要“加快开发新一代核能装备系统”“加快推动铅冷快堆、钍基熔盐堆等新核能系统试验验证和实验堆建设”,重点发展“高温气冷堆、快堆及后处理技术装备”“加快示范工程建设”。

当前,人才已成为我国核电大发展的主要瓶颈,因此,近年来全国已有近百所高等院校(包括高职高专院校在内)开办起核工程专业。第四代核能系统代表了先进核能系统的发展趋势和技术前沿,属于核工程专业学生应掌握的重要知识,因此迫切需要一本能适应形势的教材。然而,新一代核电技术涉及面广,技术复杂,且创新不断,因此我们编写本书的指导思想主要是发挥导引作用,即对每一种堆型立足于宏观介绍,尽量避开具体的技术细节。

全书共分为三篇。第一篇从燃料循环、安全性和经济性等角度对第四代核能系统进行总体概述,使读者对第四代核能系统有初步的认识和感知;第二篇相对详细地介绍了钠冷快中子反应堆的相关知识,包括钠冷快堆的概念、物理基础、热工流体力学、材料以及安全等方面;第三篇则分别对其余五种第四代反应堆系统进行了简要的描述,以使读者对这些堆型的发展历史和现状、技术特点等方面有整体的认知和把握。

本书在编写过程中,参考了国内外各相关单位和科研机构公开发表的大量论文、报告和书籍,并引用了部分插图,在此特向相关专家和学者表示崇高的敬意和感谢。由于编者学识水平有限,书中错误和不妥之处,恳请读者批评指正。

编者

2017年3月

目 录

第一篇 第四代核能系统概述

第一章 引论	2
1.1 世界核电发展背景	2
1.2 世界核电发展动向	5
1.2.1 世界核电发展总体情况	5
1.2.2 世界核电发展面临的挑战	7
1.3 第四代核能系统简介	7
1.3.1 第四代核能系统的划分	7
1.3.2 第四代核能系统的发展	9
参考文献	10
第二章 先进核燃料循环	11
2.1 铀的需求与供应	11
2.1.1 铀资源现状	11
2.1.2 铀资源的需求与供应	13
2.2 核燃料循环概述	14
2.2.1 核燃料循环的意义	14
2.2.2 核燃料循环的基本过程	16
2.3 核燃料制造	20
2.3.1 轻水反应堆燃料	20
2.3.2 快中子堆燃料	22
2.4 乏燃料后处理技术发展状况	24
2.4.1 后处理的重要性	24
2.4.2 后处理工艺的主要特征	25
2.4.3 后处理分离技术	26
参考文献	27
第三章 核反应堆安全	29
3.1 核反应堆安全的基本原则	29
3.2 压水堆安全分析	31
3.2.1 压水堆的安全系统	31
3.2.2 压水堆事故分析	33
3.3 快中子反应堆安全分析	36
3.3.1 快中子反应堆的安全特征	36

3.3.2 快中子反应堆的事故分析	37
3.4 放射性物质的释放	38
3.5 国际核事件分级	40
3.6 典型的核反应堆事故介绍	42
3.6.1 三哩岛核事故	42
3.6.2 切尔诺贝利核事故	43
3.6.3 福岛核事故	44
参考文献	44

第四章 核能的经济性	46
4.1 核能发电经济性探索的必要性	46
4.2 核电站建设期经济性指标的分析与优化	46
4.3 核电站运营期经济性指标的探索与实践	48
4.4 第四代核反应堆的经济性分析	49
参考文献	51

第二篇 钠冷快中子反应堆

第五章 钠冷快中子反应堆概述	54
5.1 钠冷快堆发展概况	54
5.1.1 国外快堆发展历史及现状	54
5.1.2 国内快堆发展现状	57
5.2 快堆增殖特性	58
5.2.1 转换链	58
5.2.2 转换比和增殖比	59
5.2.3 倍增时间	61
5.3 钠冷快堆电厂系统	61
5.4 中国实验快堆	62
参考文献	64

第六章 钠冷快堆物理基础	65
6.1 反应堆稳态物理	65
6.1.1 稳态物理基础	65
6.1.2 钠冷快堆稳态物理计算特点	69
6.2 反应堆动力学	70
6.2.1 中子动力学基础	71
6.2.2 钠冷快堆中子动力学特点	74
6.3 反应性的变化和控制	75
6.3.1 反应堆自反馈效应	76
6.3.2 反应性控制	78
6.3.3 钠冷快堆反应性控制的实现	79
6.4 堆内核燃料管理	80

6.4.1	堆芯燃料管理	80
6.4.2	钠冷快堆装换料及优化	80
6.5	快中子反应堆物理启动	82
6.5.1	临界试验	82
6.5.2	装料概述	83
	参考文献	84
第七章	钠冷快堆热工流体力学	85
7.1	反应堆内的释热	85
7.1.1	堆内热源	85
7.1.2	堆内结构部件和压力容器的释热	87
7.1.3	停堆后的释热	88
7.2	反应堆内的传热	90
7.2.1	反应堆内热量的传输过程	90
7.2.2	燃料棒及冷却剂的轴向温度分布	91
7.2.3	钠池空间内的传热	94
7.3	稳态流体力学	96
7.3.1	一回路流动压降和主循环泵功率	96
7.3.2	堆芯冷却剂流量分配	97
7.3.3	蒸汽发生器内的传热	99
7.4	快堆瞬态热工分析	100
	参考文献	101
第八章	钠冷快堆材料	102
8.1	核燃料	102
8.1.1	燃料的分类	103
8.1.2	二氧化铀燃料	105
8.1.3	MOX 燃料	107
8.2	快堆包壳材料	109
8.2.1	包壳材料简介	110
8.2.2	快堆包壳材料	110
8.3	快堆燃料组件	117
8.3.1	燃料组件设计	117
8.3.2	快堆燃料组件正常工况下的堆内行为	119
8.3.3	事故工况下的性能预测	121
8.3.4	快堆燃料组件的腐蚀性能	122
8.4	其他材料	122
	参考文献	125
第九章	钠冷快堆安全	126
9.1	钠冷快堆固有安全性及安全设施	127
9.1.1	固有安全性与反应性控制	127

9.1.2 专设安全设施	129
9.2 瞬态事故分析	130
9.2.1 反应性引入事故	130
9.2.2 失流事故	131
9.2.3 失热阱事故	132
9.2.4 无保护瞬态事故	133
9.3 局部事故	133
9.3.1 钠火事故	133
9.3.2 钠水事故	135
9.3.3 其他事故	136
9.4 概率安全评价	137
9.4.1 可靠性特征量与框图法	137
9.4.2 核反应堆概率安全评价	138
9.5 快堆事故回顾	140
9.5.1 日本原型快堆“文殊”堆中的钠泄漏事故	141
9.5.2 法国 SPX 的异常事件	142
参考文献	142

第三篇 其他第四代堆型概述

第十章 高温/超高温气冷堆	144
10.1 高温气冷堆发展概况	144
10.2 高温气冷堆堆型特点	146
10.3 典型高温气冷堆介绍	149
10.3.1 早期高温气冷实验堆	149
10.3.2 高温气冷示范堆	150
10.3.3 模块式高温气冷堆	150
10.3.4 氦循环模块式高温气冷堆	151
10.3.5 日本高温工程实验堆	151
10.3.6 中国球床高温气冷实验堆	152
参考文献	154
第十一章 熔盐反应堆	156
11.1 熔盐反应堆发展概况	156
11.2 熔盐反应堆特性分析	161
11.2.1 熔盐堆的特点	161
11.2.2 熔盐堆的安全性	163
11.2.3 熔盐堆的核燃料后处理	164
11.3 中国钍基熔盐堆	166
参考文献	169

第十二章 超临界水冷堆	171
12.1 超临界水冷堆发展概况	171
12.2 超临界水冷堆堆型特性分析	175
12.2.1 燃料特性分析	176
12.2.2 反应堆结构分析	176
12.2.3 控制系统分析	177
12.2.4 安全系统分析	177
12.3 中国 CSR1000 研发简介	179
参考文献	181
第十三章 铅合金液态金属冷却快堆	182
13.1 铅基材料的性能	182
13.2 铅基反应堆发展概况	183
13.2.1 铅基裂变堆研发历史与现状	183
13.2.2 铅基聚变堆研发历史与现状	187
13.3 铅合金液态金属冷却快堆安全特性	188
13.4 中国铅基研究反应堆 CLEAR-I 简介	190
13.4.1 设计目标与原则	190
13.4.2 堆芯布置与核设计	191
13.4.3 反应堆热工水力及冷却剂系统设计	191
13.4.4 反应堆本体设计	192
13.4.5 专设安全设施设计	193
13.4.6 其他关键系统设计	193
参考文献	194
第十四章 气冷快堆	195
14.1 气冷快堆发展概况	195
14.2 气冷快堆设计特点分析	197
14.3 气冷快堆典型设计	198
14.3.1 燃料元件	198
14.3.2 堆芯设计与性能	199
14.3.3 主回路系统	200
14.3.4 能量转换系统	200
14.3.5 ALLEGRO 工程	200
参考文献	202

第一篇

第四代核能系统概述

- 第一章 引论
- 第二章 先进核燃料循环
- 第三章 核反应堆安全
- 第四章 核能的经济性

第一章 引 论

1.1 世界核电发展背景

核能的和平利用始于 20 世纪 50 年代。美国、苏联等工业发达国家在进行核军备竞赛的同时,也竞相发展核电站。1954 年,苏联建成电功率 5MW 的试验型原子能电站,为世界上首座核电站;1957 年,美国建成电功率为 90MW 的希平港原型核电站,这些成就证明了利用核能发电的技术可行性。国际上把上述试验型和原型核电机组称为第一代核电机组。至今,第一代核电厂基本已经退役。

20 世纪 60 年代中期,在试验型和原型核电机组基础上,世界上陆续建成电功率在 300MW 以上的压水堆、沸水堆和重水堆等核电机组,它们在进一步证明核能发电技术可行性的同时,使核电可与火电、水电相竞争的经济性也得以证明。20 世纪 70 年代,因石油危机引发的能源危机促进了核电的发展,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设计修建的,称为第二代核电机组。第二代核电机组主要是按照比较完备的核安全法规和标准以及确定的方法,考虑设计基准事故的要求而研发的。第二代核电机组主要有压水堆(PWR)、沸水堆(BWR)、加拿大的压力管式天然铀堆(CANDU)、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。目前运行和在建的第二代核电机组中的优势机组是 PWR、BWR 和 CANDU。

20 世纪 80 年代以后,各国采取大力节约能源以及能源结构调整的措施,世界经济特别是发达国家的经济增长缓慢,因而对电力需求增长不大甚至有所下降,核电发展遇到重重困难。1979 年美国三哩岛核电事故全美震惊,核电站附近的居民惊恐不安,约 20 万人撤出这一地区,对世界核电发展产生了重大影响,美国和西欧一些国家不得不重新审视相关核能发展计划。1986 年 4 月,苏联又发生切尔诺贝利事故,这次事故所释放出的辐射剂量是第二次世界大战时期爆炸于广岛的原子弹的 400 倍以上,共造成损失约两千亿美元(已计算通货膨胀),是近代历史中代价最“昂贵”的灾难事件。这两次较大的核电事故,加深了公众对核安全的疑虑,形成了一股强大的反核势力。在这种情况下,公众和政府对于核电的安全性要求不断提高,致使核电设计更复杂,政府审批时间和建造周期加长,建设成本上升。20 世纪 90 年代全球核能进入了缓慢发展的“低谷期”,在此期间全球新投运核电机组仅 52 台。尽管如此,全球核能工作者依然做出了大量的努力和贡献。美国电力研究院(EPRI)于 20 世纪 90 年代出台了“先进轻水堆用户要求”URD 文件,用一系列定量指标规范核电站的安全性和经济性。欧洲出台的 EUR 文件,也表达了与 URD 文件相同或相似的看法。国际上通常把满足 URD 文件或 EUR 文件的核电机组称为第三代核电机组。第三代核电技术总结了几十年核电技术的发展成果,按照当时新的

核安全法规设计,把超设计基准事故(或严重事故)作为设计基准,确保了安全壳在严重事故情况下的完整性,其安全性和经济性都有明显提高。

第四代核能系统的发展是由美国能源部(DOE)主导的发展计划。为了促进国际合作,在2000年2月,由美、法、日、英等10个国家组建的国际联盟成立,同年5月,形成了关于第四代核能系统技术目标的初稿。2001年,以美国为首的一些发达国家联合成立了“第四代核能系统国际论坛”(Generation IV International Nuclear Energy Forum, GIF)。立足于核电的长期可持续发展,第四代核能系统是指安全性和经济性更加优越、废物量少、无须厂外应急,并且具有防核扩散能力的先进核能系统。

近年来,世界各主要国家核电技术的总体发展状况如下:

1. 美国

自1951年以来,美国开发核电已有60多年的历史,至今共建造商业核电站132座,目前仍有99座正在运行,居世界各国之首。

由于经济需要等各方面的原因,美国核电站绝大多数都建在人口稠密的城市附近。核电站建造者严格遵守核规章委员会制定的安全标准条例,因此核电站从未出现过实际威胁附近城市居民安全的严重事故。1979年三哩岛核电站发生严重事故,这次事故虽然没有造成人员伤亡,但使政府承受巨大压力,也使美国的核电工业遭受了沉重打击,导致其核电发展在近30多年间基本停滞。2011年初,美国政府强调将大力发展包括核能在内的清洁能源,并在2012年度预算中把建造核电站的政府贷款数额提高到540亿美元。日本福岛核事故后,美国表示大力发展核电的立场不会改变,新的核电建设仍按原计划进行,但同时要把日本核电运营的经验教训运用到设计和建造新一代核电站上,以提高核安全技术水平。美国政府多次明确表示,要满足日益增长的能源需求,同时避免气候变化带来的严重后果,必须提高核能供应量。

2. 俄罗斯

1954年,苏联的世界第一座热功率为5MW石墨水冷堆核电站的建成并顺利运行,对世界核电的发展起到了重大的推动作用。在此后30年间,苏联以较高速度和巨大规模发展了核电事业。主要采用两种堆型,即轻水冷却石墨堆和压水堆,前者是在生产堆基础上发展起来的,但自切尔诺贝利事故后,苏联便不再发展石墨水堆核电站,而主要发展压水堆系列堆型。

俄罗斯现有31座核电站共计35台机组(总容量26053MW)在运行。这些核电站年发电量为1000~1100亿kWh,约占俄罗斯全国总发电量的13%,占其欧洲部分总发电量的27%左右,装机容量利用率为55%~56%,能基本满足全国的电力需求。最近10年,俄罗斯核电站的运行经验证明,其可靠性和安全指标均达到了较高水平,尤其是近几年核电机组运行中的事故几乎减少了一半,其中事故保护自动动作的指标为该项指标最好的国家之一。

3. 法国

核电是法国的动力之源。20世纪七八十年代的石油危机,促使法国选择了发展核电的道路。当时法国需要一种可靠的能源,但开发此能源必须是经过检验的成熟技术。为尽量降低风险,法国决定从当时的核能大国美国引进技术。在技术选择上始终遵循一个原则,即经得起验证、安全可靠和风险最小。通过对比,法国最终选择了压水

堆技术。现在,法国全国核电供电比例由最初的 2% 逐步增长至约 80%,是世界上核电供电比例最高的国家。这样的成功来源于选择了可靠的伙伴、成熟的技术和合作方式。几十年来,法国在建立核工业的同时,在核废料处理、核安全等方面也积累了丰富的经验。1993 年 5 月,法国和德国的核安全当局提出在未来压水堆(EPR)设计中采用共同的安全方法,通过降低堆芯熔化和严重事故概率以及提高安全壳能力来提高安全性,从放射性保护、废物处理、维修改进、减少人为失误等方面根本改善运行条件。1998 年,法国完成了 EPR 基本设计。2000 年 3 月,法国和德国核安全当局的技术支持单位完成了 EPR 基本设计的评审工作,并于 2000 年 11 月颁发了一套适用于未来核电站设计建造的详细技术导则。目前,新一代 EPR 已经完成了技术开发层面的工作,现已进入建设阶段。

4. 日本

20 世纪 50 年代初期,日本开始了对核电的开发研究和设备制造的准备工作。1956 年成立日本原子能研究所,1961 年组建成日本原子能发电公司,并于 1961 年 3 月开始兴建东海核电站。1966 年 7 月,该核电站建成并投入运行,开创了日本核电生产的新纪元。该电站采用英国通用电气公司的石墨气冷堆(GCR)机组,其容量为 166MW。东海核电站的建设和运行,为日本建立核安全审查体系、设备国产化以及人才培养等做出了很多贡献。20 世纪 70 年代,美国的轻水堆(LWR)机组经过近 10 年的运行和改进,其经济性和可靠性已基本上得到确认,日本原子能委员会决定第二台核电机组采用轻水堆系列。之后,虽然核安全问题时有发生,但日本仍坚持发展核电。2011 年福岛核事故后,日本经过三年的紧张应对,核电态势基本趋于稳定,得到国际原子能机构的积极评价。现日本正积极准备停运核电机组的重启工作,以克服因进口碳基燃料而带来的重大经济投入以及二氧化碳排放的大幅增加等不足。

5. 中国

我国的反应堆技术研究始于 1955 年,经过 60 多年的发展,现已建立起完备的核工业体系。1958 年,苏联援建的研究型重水反应堆在中国原子能科学研究院交付使用。之后,我国确立了自行研究和设计核潜艇动力堆的任务,从而带动了一系列反应堆技术的实验研究工作。我国的核电起步于 20 世纪 70 年代,80 年代初,政府制定了发展核电的技术路线和政策,采用“以我为主,中外合作”的方针,引进国外的先进技术,逐步实现设计自主化和设备国产化。1983 年,国务院决定在 20 世纪内把主要力量集中在压水堆核电站的研究、开发和建造方面。90 年代,建成了秦山和大亚湾核电站,两座核电站的建成,标志着中国的核电已经起步。“九五”期间开工的四座核电站(秦山二期、秦山三期、岭澳和田湾核电站),则进一步标志着我国的核电站建设已由起步阶段步入了小批量建设阶段。

进入 21 世纪后,国家对核工业的发展做出了新的战略调整。世界首台 AP1000 的引进,为我国核电技术的跨越式发展提供了重要平台。通过引进第三代 AP1000 核电技术并加以消化吸收,将进一步提高我国设计、施工和装备制造水平,加快核电技术的发展步伐。同时,通过对 AP1000 的工程建设和自主化发展,可以促进核电技术的自主创新,进一步提高核电建设的管理水平,尽快形成我国自主品牌的先进核电技术和综合管理能力,提高国际竞争力。随着以浙江三门、山东海阳为代表的第三代 AP1000 核电站的开工

建设,我国核电工业的春天已经到来。目前,我国在运核电机组除秦山一期 300MW 原型机外,均属于第二代核电机组,以压水堆为主。在建及已核准或通过国家能源局核准开展前期工作的项目中,主要采用改进的二代+核电技术,部分机组采用美国 AP1000 和欧洲 EPR 的第三代核电技术。

日本福岛核事故发生后,国务院在认真分析事故情况的基础上,针对我国核电运营、建设和发展做出了四项决定(简称“国四条”):①立即组织对我国核设施进行全面安全检查;②切实加强正在运行核设施的安全管理;③全面审查在建核电站;④严格审批新上核电项目。日本福岛核事故对我国的核电建设和发展产生了一定的负面影响,但影响相对有限。“十二五”期间,中国核工业成果丰硕,核电机组并网运行 17 台,开工建设 13 台,在建规模世界第一。2016 年通过的国家《电力发展“十三五”规划》已明确核电“十三五”规划目标,即全国核电投产约 3000 万 kW、开工建设 3000 万 kW 以上,2020 年装机达到 5800 万 kW。2017 年发布的《“十三五”核工业发展规划》纲要再次重申要“安全高效发展核电”,并着重攻克乏燃料后处理的技术短板。

1.2 世界核电发展动向

1.2.1 世界核电发展总体情况

随着科学技术的不断发展,核电已成为世界能源的重要组成部分。美国、法国、日本等国在 20 世纪 70 年代石油危机时期,果断决策执行强化核电发展战略,形成了强大的核电产业;韩国是一次能源短缺的国家,也一直把发展核电作为国策,使核电成为该国的主要能源。但是日本福岛核事故后,各国在未来核电发展问题上出现态度不一的情况。目前,主要存在“弃核”与“挺核”两种对立态度,主要核能利用国家仍致力于进一步深化核能的研究与利用,表示要在保障安全的基础上继续发展核电,国际社会对于核能利用的基本原则与发展方向未发生根本性转变。目前,全球核电正逐渐走出日本福岛事故的阴影,进入重启阶段。其中,中国引领了这一波的建设风潮,在建核电反应堆数量居世界第一。

目前,全世界约 30 个国家拥有核电站,主要分布在欧美发达国家。如表 1-1 所列,截至 2016 年 1 月,全球在运核电机组共计 341 台,总装机容量 300174MW。根据世界核协会(WNA)统计,2015 年全世界核能发电总计 24413 亿 kW·h。全球发电总量中,核能发电比例超过 10%。其中,法国核能发电比例最高,占全国总发电量的 76.3%;拥有核电站数量最多的是美国,目前有 104 座反应堆,核电发电量占美国总发电量的 19.5%;中国大陆核电发电量占大陆总发电量的 3.01%。目前世界各国不断采取措施,对现有反应堆开展安全评估,同时针对极端情况,电厂增设了防水淹、移动柴油机电源和非能动消氢等设施,优化核电技术,提高安全响应能力和管理水平。当前,全球核电产业逐渐回归正常发展轨道,核电建设逐步复苏。截至 2016 年 1 月,全世界在建核电机组共计 64 台,总装机容量 67635MW,中国、俄罗斯、印度和美国为在建核电项目建设最多的四个国家。

表 1-1 各主要核电大国最新核电机组情况(截至 2016 年 1 月)

国家	在运核反应堆		在建核反应堆		拟建核反应堆	
	台数	净装机 /MW	台数	总装机 /MW	台数	总装机 /MW
中国	30	26849	24	26885	40	46590
俄罗斯	35	26053	8	7104	25	27755
印度	21	5302	6	4300	24	23900
美国	99	98990	5	6218	5	6263
韩国	24	21677	4	5600	8	11600
阿联酋	0	0	4	5600	0	0
日本	43	40480	3	3036	9	12947
巴基斯坦	3	725	2	680	2	2300
白俄罗斯	0	0	2	2388	0	0
斯洛伐克	4	1816	2	942	0	0
阿根廷	3	1627	1	27	2	1950
巴西	2	1901	1	1405	0	0
芬兰	4	2741	1	1700	1	1200
法国	58	63130	1	1750	0	0
英国	15	8883	0	0	4	6680

目前,全球已建核电站主要采用第二代技术。我国在建核电站以改进型压水堆(CPR1000,二代+技术)为主,同时引进第三代 EPR 和 AP1000 压水堆核电技术。国外在建核电站以第三代核电机组为主,主要为压水堆。与第二代技术相比,其主要优点是安全性更高。具有代表性的第三代核电机组有法德合作开发的欧洲动力堆 EPR、美国西屋公司研发的 AP1000 以及美日合作开发的改进型沸水堆 ABWR。第三代先进轻水堆技术特点详细比较如表 1-2 所列。

表 1-2 第三代先进轻水堆技术比较

核电机组	国家	特点	堆型
EPR	法德合作	通过降低堆芯熔化和严重事故概率,提高安全壳能力来提高安全性;在放射性保护、废物处理、维修改进、减少人为失误等方面改善运行条件	压水堆
AP1000	美国	以非能动安全系统、简化设计和布置以及模块化建造为主要特色。非能动系统是指遭遇紧急情况时,不依赖外部电源,无需能动设备即可长期保持核电站安全的系统。非能动式冷却可显著提高安全壳的可靠性,安全裕度大	压水堆
ABWR	美日合作	与第二代沸水堆相比,安全性和燃料利用率更高。该堆型目前主要在日本应用	改进型沸水堆

第三代核电技术的主要不足是核电站建设运营成本高、经济性差,且未考虑有效防止核扩散。目前美国、法国等国家均在政府支持下开展第四代核电技术的研究。第四代

核电技术将在第三代技术基础上进一步提高安全性,降低建设及运营成本,考虑防止核扩散的要求,使未来核电更加安全、廉价。

1.2.2 世界核电发展面临的挑战

目前全球经济、政治和生活都离不开化石能源,但是随着消费量的不断增加、化石能源储量的不断减少,人们迫切需要寻找一种替代能源,而同时满足能效高、技术可行、环保等条件的能源并不多。面对能源危机、雾霾围城,核能以绿色、高效、低碳排放和可规模化生产的突出优势,成为较为理想的替代能源。但同时核电发展也存在一定的制约因素。

1. 核电的安全性

长期以来,核电的安全性一直是制约核电发展的主要原因之一。各国必须着力实现严谨的设计和严格规范的监督管理。

2. 核电系统的复杂性

核事故是复杂系统间相互作用的结果,核电系统有两个特点:①高度的复杂性;②各部分之间紧密连接,一部分出问题,将会迅速影响到整个系统,而且很难预见和及时处理。因此,需要设置较多的安全设备,但这同时也会增加核能发电系统的复杂性。

3. 自然灾害的影响

自然灾害是人们难以预见且不可避免的。2011年日本福岛核事故就是由地震以及地震引发的海啸造成的。福岛核事故对日本造成了严重影响,其核辐射对环境的影响以及排入海洋的污水对生态的破坏作用是持久的,需要投入大量的人力物力进行灾后维护与重建。

4. 高昂的建设成本

与其他所有能源技术相比,建设核电站无法形成规模经济,并且容易造成相当大的成本超支。在1966年的全球核电站建设初期阶段,隔夜成本预计为560美元/kW,但实际是1170美元/kW,达到预计的209%。2004年从AREVA NP订购的芬兰奥尔基洛托的欧洲压水反应堆的合同价格已经是2000欧元/kW(相当于3000美元/kW),该项目落后于预定计划4年并且至少超出预算70%,总成本预计达到57亿欧元(83亿美元),单位合同价格接近3500欧元/kW(5000美元/kW)。

核能发展面临安全性、经济性、核废物处置和防止核扩散的重大挑战,但其面临的最大挑战是来自社会和政治上的阻力,也就是公众接受性的问题。尽管如此,发展核电仍是当前社会的必然选择,核电与其他能源相比有其独特优势,如能量巨大、污染低、运输方便等。因此,世界各国对于核能发电的研究工作仍处于积极的状态,人类对可替代能源的追寻永远不会止步。

1.3 第四代核能系统简介

1.3.1 第四代核能系统的划分

所谓第四代核能系统就是正在运行的最新型的先进轻水堆(例如先进沸水堆

ABWR)及其后继堆型,它们不仅仅作为发达国家的替代堆型,而且是瞄准将来能源需求大幅增长的发展中国家市场的下一代核能系统概念。2000年1月,受美国能源部(DOE)核能局局长的邀请,世界各主要核大国的代表于华盛顿召开会议,自此,第四代核能系统构想和基于符合世界市场要求的下一代反应堆国际协商的开发构想被提上了议事日程。其后,规定国际合作框架的宪章出台,2001年7月,阿根廷、巴西、加拿大、法国、日本、韩国、南非、英国、美国等9个国家签署协议,2002年2月,又批准瑞士正式加盟。2002年年底,第五次第四代核能系统国际论坛(GIF)政策小组会议在日本东京召开,参加会议的10个国家选定了六个下一代核能系统概念作为国际共同研究开发的对象,各国共同的目标是到2030年实现这些概念技术的应用。第四代核能系统概念不仅用于发电,还包括制氢及海水淡化等功能,堆型包括钠液体金属冷却堆(日本)、超高温气冷堆(法国)、超临界水冷却堆(加拿大)、铅合金液态金属冷却堆(瑞士)、气冷快堆(美国)以及熔盐反应堆(括号内注明的是购买了国际研究合作总结资料的国家)。

在六个第四代核能系统概念中,有半数即三个为快堆(表1-3)。第一个概念采用的是钠冷却,包括氧化物燃料和金属燃料,另外还含有干式和湿式后处理技术,主要课题是循环技术。铅冷却和气体冷却快堆也在清单之中,具体选取哪个,则是基础性与长期性题目的定位问题。东京大学冈芳明教授主导的超临界压水堆也入选,该堆目前虽然还属于热中子型反应堆,但从长远来看应该是属于快堆的范畴,因此四代堆中包含此堆在内有2/3与快堆有关。

钠液体金属冷却堆(Sodium-cooled Fast Reactor, SFR)系统是快中子谱钠冷堆,它采用可有效控制铀系元素及可转换铀的转化的闭式燃料循环。SFR系统主要用于管理高放射性废弃物,尤其在管理钚和其他铀系元素方面较为擅长。该系统有两个主要方案:中等规模核电站,即功率为150~500MW,燃料用铀—钚—铀—钚合金;中到大规模核电站,即功率为500~1500MW,使用铀—钚氧化物燃料。

气冷快堆(Gas-cooled Fast Reactor, GFR)系统是快中子谱氦冷反应堆,采用闭式燃料循环,燃料可选择复合陶瓷燃料。它采用直接循环氦气轮机发电,或采用其工艺热进行氢的热化学生产。通过综合利用快中子谱与铀系元素的完全再循环,GFR能将长寿命放射性废物的产生量降到最低。此外,其快中子谱还能利用现有的裂变材料和可转换材料(包括贫铀)。参考反应堆是288MW的氦冷系统,出口温度为850℃。

铅合金液态金属冷却快堆(Lead-cooled Fast Reactor, LFR)系统是快中子谱铅(铅/铋共晶)液态金属冷却堆,采用闭式燃料循环,以实现可转换铀的有效转化,并控制铀系元素。燃料是含有可转换铀和超铀元素的金属或氮化物。LFR的特点是可在一系列电厂额定功率中进行选择,例如LFR可以是一个1200MW的大型整体电厂,也可以选择额定功率在300~400MW的模块系统与一个换料间隔很长(15~20年)的50~100MW电池组进行组合,从而满足市场上对小电网发电的需求。

超高温气冷堆(Very High Temperature Reactor, VHTR)系统是一次通过式铀燃料循环的石墨慢化氦冷堆。其堆芯可以是棱柱块状堆芯(如日本的高温工程试验反应堆HTTR),也可以是球床堆芯(如中国的高温气冷试验堆HTR-10)。VHTR系统提供热量,堆芯出口温度可达1000℃以上,从而可为石油化工或其他行业生产氢或工艺热。该系统也可加入发电设备,以满足热电联供的需要。此外,系统采用铀/钚燃料循环,可使废