

第 1 章 绪 论

1.1 世界核电发展背景

1.1.1 核电发展历程

1942 年 12 月,在美国芝加哥大学建成的世界第一座反应堆验证了可控的核裂变链式反应的科学可行性。核能的和平利用始于 20 世纪 50 年代,核能发电是利用原子核反应产生能量进行电力生产的过程,世界核电技术的发展可划分为 4 个阶段(成松柏 等,2022)。

1. 实验验证阶段(1954—1965 年)

基于军用核反应堆技术,美国、苏联、加拿大、英国等国家设计、开发和建造了首批原型堆或示范电站。在这一阶段,全世界共有 38 台机组投入运行,如 1954 年苏联的 5 MW 实验性石墨沸水堆、1956 年英国的 45 MW 原型天然铀石墨气冷堆等。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,这些机组的运行证明了利用核能进行发电的技术可行性。

2. 蓬勃发展阶段(1966—1980 年)

由石油危机引发的能源危机促进了核电的发展。在第一代核电机组的基础上,世界各国对经验证的堆型实施了标准化、系列化、批量化建设,陆续建成 300 MW 以上电功率的压水堆、沸水堆和重水堆等核电机组,共有 242 台机组投入运行,这些机组属于第二代核电机组。在该阶段中,美国设计了压水堆核电机型(pressurized water reactor,PWR)和沸水堆核电机型(boiling pressurized water reactor,BWR),苏联开发了石墨堆、高温气冷堆、改进型气冷堆以及 VVER 型压水堆;法国和日本则引进了美国的压水堆和沸水堆技术;加拿大则开发了 CANDU 型压力管式天然铀重水堆。

3. 滞缓发展阶段(1981—2000 年)

20 世纪 80 年代,由于各国采取大力节约能源和能源结构调整的措施,同时,发达国家经济增长缓慢,因此对电力的需求不增反降。此外,受 1979 年美

国三哩岛核事故以及 1986 年苏联切尔诺贝利核事故的影响,世界核电发展停滞。公众和政府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“低谷期”,在此期间,全球新投入运行的核电机组仅有 52 台。

4. 复苏发展阶段(21 世纪)

进入 21 世纪后,受日益严峻的能源和环境危机影响,核电被视为清洁能源的重要选项。随着多年的技术发展和完善,核电的安全可靠性得到了进一步提高,世界各国都制定了积极的核电发展规划。美国、欧洲和日本开发的先进轻水堆核电站(即第三代核电技术)取得重大进展且日趋成熟。第三代核能系统的开发始于 20 世纪 90 年代,第三代核电重在增加事故预防和缓解措施,降低事故概率,并提高安全标准。第三代核电机型主要有 AP1000、EPR、ABWR、APR1400、AES2006、ESBWR、CAP1400、华龙一号。尽管 2011 年日本福岛核事故再一次使世界各国暂时放缓核电建设,并重新审视核电站的运行安全,但长期来看,各国仍将致力于核电发展,尤其在第四代堆型的开发应用以及可控聚变技术的长期探索等方面。其中,第四代核能系统的发展目标是增强能源的可持续性,核电厂的经济竞争性、安全和可靠性,以及防核扩散和外部侵犯能力。

核电与水电、煤电一起构成了世界能源供应的三大支柱,在世界能源结构中有着重要的地位,目前世界上已有 30 多个国家或地区建有核电站。国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)的数据显示(IAEA, 2023),截至 2022 年 12 月 31 日,如图 1.1.1 所示,全世界在运核电机组共 411 台,总装机容量约 3.94 亿千瓦;在建机组 58 台,总装机容量约 5933.4 万千瓦。世界各国电力结构中,核电占比超过 10% 的国家有 22 个,超过 25% 的国家有 13 个,超过 50% 的国家有 4 个。如图 1.1.2 所示,核能发电量占比:法国为 62.6%,韩国为 30.4%,俄罗斯为 19.6%,美国为 18.2%,加拿大为 12.9%,英国为 14.2%,日本为 6.1%,中国为 5.0%,印度为 3.1%,在建机组规模居前两位的国家分别是中国、印度(图 1.1.3)。《中国核能发展报告(2022)》(张廷克等, 2022)指出,2022 年我国商运核电机组 53 台,是 2012 年的 3.5 倍(2012 年底, 15 台),总装机容量 5560 万千瓦,是 2012 年的 4.4 倍(2012 年年底, 1260 万千瓦),在建核电机组 23 台,总装机容量 2419 万千瓦。

经过 30 多年发展,我国核电从无到有,实现了第三代核电技术设计的主权化和关键设备的国产化,目前正处于积极快速的发展阶段。然而,我国当前

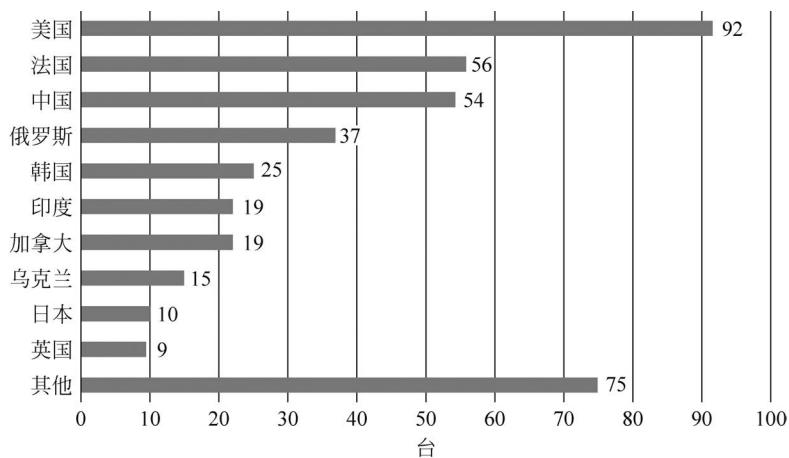


图 1.1.1 世界各国在运核机组数量(截至 2022 年 12 月 31 日)

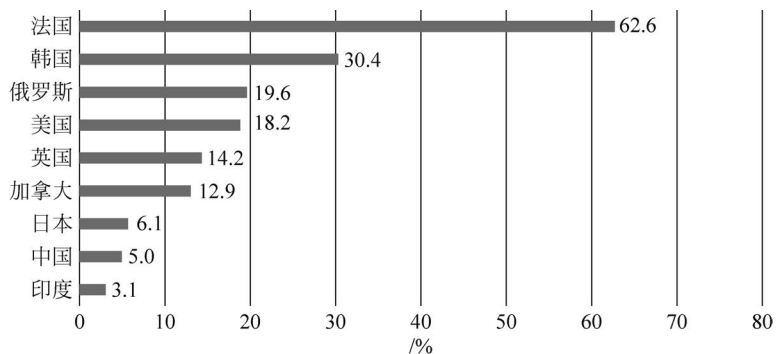


图 1.1.2 世界主要核电国家核能发电量占比(截至 2022 年 12 月 31 日)

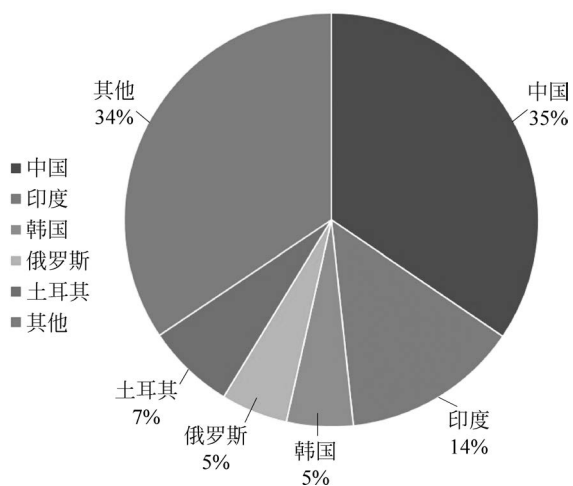


图 1.1.3 世界各国在建机组分布(截至 2022 年 12 月 31 日)

(请扫 II 页二维码看彩图)

的核能发电占比仍远低于法国、美国和俄罗斯等核能发电国家,因此,未来仍具有很大的提升空间。与此同时,我国在第四代核能系统开发方面也取得了重要进展。2020年9月,国家科技重大专项——全球首座球床模块式高温气冷堆核电示范工程首堆临界成功,并于2021年12月成功并网发电。中国实验快堆(China Experimental Fast Reactor,CEFR)则相继完成了从建造、堆芯临界到堆芯循环周期试运行的阶段任务,并从调试阶段过渡至运行阶段。2019年10月,我国启明星Ⅲ号实现首次临界,并正式启动我国铅铋堆芯核特性物理实验,标志着我国在铅铋快堆领域的研发跨出实质性一步,进入工程化阶段,同时也意味着我国在铅铋快堆研发领域已跻身世界前列。在可控核聚变领域,我国也积极参与了国际热核聚变反应堆计划项目,并取得了积极进展。

1.1.2 第四代核能系统

经历了20世纪的核电发展,21世纪的核电发展追求更加卓越和可靠的安全性能、更高的经济效益、更高的核燃料利用率及更少的高放射性废物产生量。在此背景下,2002年9月,在日本东京召开的第四代核能系统国际论坛(Generation IV International Forum,GIF)上,与会的10个国家达成共识,致力于开发6种第四代核能系统。这6种堆型分别是气冷快堆、超高温气冷堆、超临界水堆、熔盐堆、钠冷快堆和铅冷快堆。GIF的研发目标是在2030年或更早的时间内,创新开发出新一代的核能系统,使其在安全性、经济性、可持续发展性、防核扩散和防恐怖袭击等方面具有显著的先进性和竞争力。目前,GIF已经有14个国家参与。

1. 气冷快堆(gas-cooled fast reactor,GFR)

GFR采用氦气冷却、闭式燃料循环,堆芯出口温度高,可用于发电、制氢和供热。参考堆的电功率为288 MW,堆芯出口氦气温度为850℃,氦气汽轮机采用布雷顿循环发电,热效率可达48%。GFR的快中子谱可更有效地利用裂变和增殖核燃料,并能大大减少长寿命放射性废物的产生。

2. 超高温气冷堆(very high temperature reactor,VHTR)

VHTR是高温气冷堆(high temperature gas reactor,HTGR)的进一步发展,采用石墨慢化、氦气冷却和铀燃料开式循环。燃料温度达1800℃,冷却剂出口温度可达1500℃,热效率超过50%,易于模块化,经济上竞争力强。该堆型的高温产出可用于供热、制氢或为石化和其他工业提供工艺热源。

3. 超临界水冷堆(super-critical water-cooled reactor, SCWR)

SCWR 在水的超临界条件(热力学临界点 374°C 、 22.1 MPa)下运行,由于反应堆中的冷却剂不发生相变,不需要蒸汽发生器和蒸汽分离器等设备,一回路直接与透平机连接,因此能大幅简化反应堆结构。SCWR 的设计热功率可达 1700 MW 以上,运行压强为 25 MPa ,使用二氧化铀或混合氧化铀燃料,堆芯出口温度可达 550°C ,热效率可达 45% 。SCWR 同时适用于热中子谱和快中子谱。由于系统简化和热效率高,因此在输出功率相同的条件下,SCWR 只有一般压水堆的一半大小,发电成本预期更低,经济竞争力更强。

4. 熔盐堆(molten salt reactor, MSR)

熔盐堆使用锂、铍、钠等元素的氟化盐以及铀、钍、钍的氟化物熔融混合作为熔盐燃料,无需燃料棒设计。熔盐流进以石墨慢化的堆芯时达到临界,流出堆芯后进入换热器进行换热。熔盐既是燃料又是冷却剂,经萃取处理后重新进入反应循环。熔盐堆运行温度高,发电热效率可达 $45\%\sim 50\%$ 。此外,钍资源比铀丰富,而且钍核素经反应所产生的核废物量很少,因此可有效利用核资源,并防止核扩散。

5. 钠冷快堆(sodium-cooled fast reactor, SFR)

钠冷快堆以液态钠为冷却剂,由快中子引起核裂变并维持链式反应。钠的熔点低沸点高,热导率远高于水,堆芯事故下可迅速排出衰变余热,避免堆芯过热。利用快中子谱进行的核燃料增殖,理论上可将全部铀资源都转化为易裂变燃料,并加以利用。钠冷快堆是第四代核能系统中研发进展最快、最接近满足商业核电厂需要的堆型。至 2022 年年底,世界范围内共建成了 24 座钠冷快堆,累积了超过 400 堆年的运行经验,各国也正在开发新的钠冷快堆示范堆、原型堆以及商用堆。

6. 铅冷快堆(lead-cooled fast reactor, LFR)

铅冷快堆是采用铅或低熔点铅铋合金冷却的快中子反应堆。燃料循环为闭式,燃料周期长。在集成式设计概念中,反应堆采用液态铅或液态铅合金自然对流冷却,蒸汽发生器位于反应堆容器内,采用池式结构浸没于铅池上部,冷却剂出口温度可达 $550\sim 800^{\circ}\text{C}$,可用于化学过程制氢。铅冷快堆除具有燃料资源利用率高和热效率高等优点外,同样具有很好的固有安全特性和非能动安全特性。因此,铅冷快堆在先进核能系统发展中具有非常好的开发前景。

表 1.1.1 归纳了 6 种第四代核能系统的总体特征。

表 1.1.1 第四代核能系统特征概览

堆 型	中 子 能 谱	冷 却 剂	出口温度/℃	燃 料 循 环
气冷快堆	快中子	氦	850	闭式
超高温气冷堆	热中子	氦	900~1500	开式
超临界水冷堆	热/快中子	水	510~625	闭式
熔盐堆	热/快中子	氟化盐	700~800	闭式
钠冷快堆	快中子	钠	500~550	闭式
铅冷快堆	快中子	铅/铅合金	550~800	闭式

1.2 液态金属冷却反应堆

核能因碳排放低而成为当今世界最重要的电力来源之一。在当今广泛使用的热中子反应堆中,铀燃料中只有少部分分裂成裂变产物并产生能量,而快中子反应堆则可以更高效地使用铀,但需要使用非常规类型的冷却剂。世界上第一座成功产出电能的反应堆——美国实验增殖反应堆一号(Experimental Breeder Reactor- I ,EBR- I),即使用钠钾合金作冷却剂的快中子反应堆。由于当时已探明的铀资源储量非常有限,人们必须开发能够高效利用铀的反应堆,这类反应堆也被称为“增殖”反应堆,即除易裂变铀同位素分裂产生能量外,非裂变铀同位素也可转化为易裂变钚元素,后者同样也可以分裂并产生能量。经过堆芯设计改进的反应堆还能将长半衰期放射性元素嬗变为半衰期更短、放射性毒性更小的裂变产物,从而减少核废料的产生和对生态的影响。

如今,水冷式反应堆的技术已经相当成熟,并广泛应用于能源行业,而快中子反应堆仍存在一些技术瓶颈。由于快中子反应堆中的裂变反应是由快中子引起的,而水会慢化中子、降低中子能量,因此水不能被用作快堆冷却剂。液态金属由于中子截面小、热导率高,非常适合作为快中子反应堆的冷却剂。钠冷快堆和铅冷快堆是当前液态金属冷却反应堆研究开发的重点堆型(Roelofs,2019)。

1.2.1 液态金属冷却反应堆的发展历史

IAEA 的一些资料(IAEA,2013)详细介绍了世界各地建造和运行的液态金属冷却反应堆的设计。Pioro(2016)概述了液态金属冷却反应堆开发的最新进展,同时也涵盖了一些其他先进核反应堆的设计。图 1.2.1 总结了世界

属冷却反应堆的开发设计。

俄罗斯的快堆项目始于 BR5/10 实验堆,后来开发了 BOR60 实验堆,该堆至今仍在运行。20 世纪 70 年代,俄罗斯建造了 BN-350 原型钠冷快堆以及 BN-600 原型堆。2015 年,俄罗斯开始运行商用 BN-800 机组,并且正在开发设计功率更大的 BN-1200 机组。此外,俄罗斯还成功将铅铋合金技术运用于军事核潜艇动力堆上。

亚洲国家快堆开发起步相对较晚。日本在 20 世纪 70 年代中期开始运行实验钠冷快堆常阳(Joyo)堆,随后建造和运行了文殊(Monju)堆。然而,文殊堆受钠泄漏事故和社会问题的影响而被关停,近年来日本也参与了法国的先进钠冷技术工业示范堆 ASTRID 项目。中国目前正在测试和运行中国实验快堆(CEFR),并启动了中国示范快堆 CFR-600 的设计和建造。印度在 20 世纪 90 年代建造并运行了快中子增殖试验堆(FBTR),目前正在开发建设原型快中子增殖反应堆(PFBR)。

总体而言,在世界范围内,目前钠冷快堆技术比铅冷快堆技术更加成熟,钠冷快堆的开发设计和建造运行经验也更丰富。世界各国关于铅冷快堆的开发技术仍有待完善,一些关键技术难题(如铅腐蚀、液态重金属探测设备开发)有待突破。近年来,我国、俄罗斯和欧盟等国家和组织都相继开始了铅冷快堆或铅冷却加速器驱动次临界系统的开发和相应概念原型堆的设计与建造,并加紧探索成熟的商用技术路线和发展规划。

1.2.2 钠冷快堆

自和平利用核能以来,钠冷快堆的研发(R&D)已有相当长的历史,主要领导国包括美国、俄罗斯(苏联)、英国、法国、日本和德国等。钠冷快堆技术的重点是通过使用钚(Pu)来利用铀资源,可在反应堆运行过程中通过 ^{238}U 的嬗变产生钚。在测试了各种材料后,钠最终被选作冷却剂。随着使用化石燃料导致的全球变暖问题以及轻水反应堆乏燃料的放射性废物处理问题的日益严重,钠冷快堆的研发再次成为人们关注的焦点。美国、俄罗斯、法国、韩国、日本、中国和印度等国对此高度重视,力争尽快使其实现商业化。目前,钠冷快堆的燃料增殖和发电性能已经得到了认可,并通过之前的运行经验确定了改进措施,其研发工作正在进入新的阶段。

1. 世界各国钠冷快堆的主要设计

1) 中国

我国在 20 世纪 60 年代末开始快堆的开发和研究,目前采取“实验快堆、

示范快堆、商用快堆”三步走的路线。1986年,钠冷快堆技术开发被列入国家“863”计划。中国实验快堆(CEFR)项目由科技部、国防科技工业局主管,由中国核工业集团有限公司组织,由中国原子能科学研究院具体实施(徐銮, 2011)。CEFR于2000年5月开始建设,2010年7月首次达到临界,并成功并网发电。CEFR是目前世界上为数不多的大功率且具备发电功能的实验快堆。在长达20多年的实验快堆研发过程中,我国全面掌握了快堆技术,取得了一大批自主创新成果和专利,实现了实验快堆的自主研发、设计、建造、运行和管理。

CEFR采用一体化池式结构,带有2台主泵、4个中间热交换器、2个钠冷二回路以及2个蒸汽发生器,堆芯采用混合氧化物(MOX)燃料,设计热功率为65 MW,实验发电功率达20 MW,堆芯入口温度和出口温度分别为360℃和530℃,蒸汽温度和压强分别为480℃和10 MPa。CEFR的结构示意图如图1.2.2所示。在安全设计方面,CEFR有两套停堆系统,第一停堆系统由两根调节棒和三根补偿棒组成,第二停堆系统由三根安全棒组成。CEFR的温度、功率以及钠空泡的反应性系数均为负值,具有固有的安全特征,配置了先进的非能动安全系统,安全特性指标已达到第四代先进核能系统的要求。CEFR的余热排出系统由两个独立的回路组成,每个回路有一个独立的换热器和一个空冷换热器(图1.2.3)。在事故情形下,余热排出系统完全依靠回路自然循环的方式实现非能动余热排出功能。

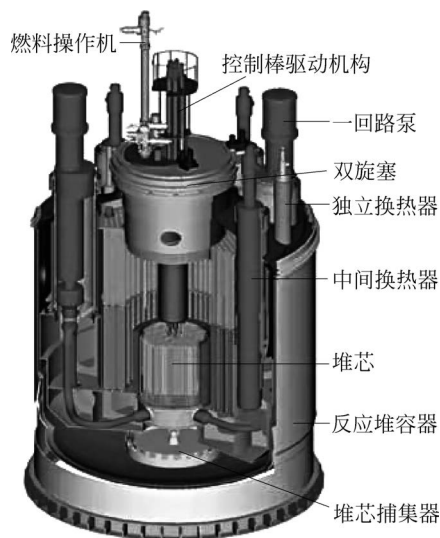


图 1.2.2 CEFR 的结构示意图

(请扫Ⅱ页二维码看彩图)

此外,中国原子能科学研究院基于 CEFR 的设计、建造和运行经验,在 2021 年年初开始建造 CFR-600 示范钠冷快堆,选址在福建省霞浦县。CFR-600 为池式钠冷快堆,设计热功率为 1500 MW,发电功率为 600 MW,堆芯使用的混合氧化铀燃料由俄罗斯国家原子能公司生产。堆芯入口温度为 380°C ,出口温度为 550°C ,蒸汽温度为 480°C ,设计使用寿命为 40 年。CFR-600 钠冷快堆一回路为池式设计,由三个环路组成,每个环路包括一台主泵和两个中间热交换器;次级回路由三个环路组成,每个环路由一个次级回路泵、两个中间换热器、钠缓冲罐和一个蒸汽发生器机组构成;蒸汽回路则由三个并联的蒸汽发生器机组和一个汽轮机组组成。CFR-600 钠冷快堆同样配有空冷式余热排出系统,可通过回路自然循环非能动地排出余热,反应堆内设有堆芯捕集装置,防止严重事故下堆芯熔融物与反应堆容器接触。

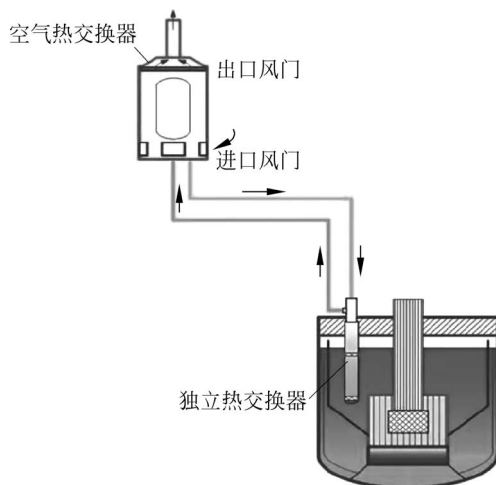


图 1.2.3 CEFR 非能动余热排出示意图

(请扫 II 页二维码看彩图)

2) 美国

美国 Los Alamos 实验室首先于 1946 年开发了世界上第一个快堆,目的是验证用钚进行核反应的可行性。1949 年,美国阿贡(Argonne)国家实验室建立了 EBR-I。1961 年,美国建成的 EBR-II 是世界上第一座池式钠冷快堆,其中,反应堆和一回路都安装在钠池内。此外,美国也开发了钠冷先进快堆(SAFR)和小型模块化动力堆(PRISM)等钠冷快堆,积累了大量的钠冷快堆技术和经验(Grabaskas,2014)。

3) 俄罗斯

苏联 20 世纪 50 年代初期已开始钠冷快堆的开发,此后俄罗斯基于 BR-1、