

A Review of the Small Modular Reactor

Jiange Liu, Gang Chen, Jue Wang, Chen Hu, Jia Liu, Xiaohui Zhang

2nd Ship Design and Research Institute, Wuhan Hubei
Email: kk12357890@126.com

Received: May 25th, 2020; accepted: Jun. 21st, 2020; published: Jun. 28th, 2020

Abstract

This paper introduces the meaning, development history and function of small modular reactors (SMRs), and the opportunities and challenges to realize commercial deployment. The technical characteristics, application, operation reliability and economy of SMRs with different types of coolants are studied. The method to realize the basic safety functions of SMRs is analyzed. Finally, the research status and future development trend of SMR in the world are summarized.

Keywords

Small Modular Reactor, Coolant, Reactor

小型模块化反应堆综述

刘建阁, 陈刚, 王珏, 胡晨, 刘佳, 张晓辉

第二船舶设计研究所, 武汉 湖北
Email: kk12357890@126.com

收稿日期: 2020年5月25日; 录用日期: 2020年6月21日; 发布日期: 2020年6月28日

摘要

本文介绍了小型模块化反应堆(SMRs)的含义、发展历史演变和作用、实现商业部署的机遇和挑战。研究了不同类型冷却剂的SMR反应堆技术特点、用途、运行可靠性、经济性, 分析了SMR确保基本安全功能的实现途径和方法, 最后总结了世界范围内SMR的研究现状和未来发展趋势。

关键词

小型模块化反应堆, 冷却剂, 反应堆

Copyright © 2020 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

1.1. SMR 定义

小型模块化反应堆(SMR)包含三个关键词: 小型(Small)、模块化(Modular)和反应堆(Reactor)。

“小型”含义是指反应堆的额定输出功率相对大型核电站要小, SMR 通常指反应堆输出的额定功率水平在 10 MWe~300 MWe 左右的反应堆[1]。SMR 的功率选择需要满足实际工业应用的需求, 从而实现区域有限能源应用以及自由灵活的规模化生产匹配要求, 必要时可实现与小规模电网的有机匹配。

“模块化”指的是核蒸汽供应系统(NSSS)采用模块化设计和组装[2], 当 NSSS 系统与动力转换系统或工艺供热系统进行耦合连接后, 就可以实现所需的能源产品供应。系统部件模块组装可以由一个或多个子模块进行组装, 还可以根据热工参数匹配性要求从一个或多个模块机组组装成大规模发电厂, 以用于生产电力或其他用途。更为重要的是, 模块的安装部署可以随着时间的推移进行灵活安排施工顺序, 以适应当地区域电力负荷增长的发展趋势, 并在规定的时间内灵活调整投资支付时间。通过设备装配工厂制造并组装零部件或设备模块来建造电厂的方法是一种成熟的模块化施工建造技术, 尽管该方法已经被绝大多数的 SMR 所采用, 但模块化施工技术却属于成熟的施工工艺, 现已经被在建的核电站、船舶领域、航空航天领域所广泛应用。相比之下, SMR 更容易实现模块化的快速组装和施工建造。

“反应堆”指的是一个系统概念, 在这个系统中进行着受控原子核的核裂变反应过程。

1.2. SMR 发展

从历史上看, 早期用于商业发电的反应堆功率规模和设备配置相对较小, 主要是由于中子核反应过程充满了高度的危险性, 工程师必须采取慎之又慎的工程措施。

为了获得建设和运营经验, 研究人员需要从安全性高的低功率水平反应堆开始建造核电站, 从而获得足够的工程可行性实践证明, 随着运行经验的积累, 继而开发更高功率水平的反应堆。经过半个世纪的反应堆工程运行经验, 商用反应堆技术已经得到成功应用, 最大额定功率高达 1660 MWe。

此外, 陆上小型核电机组也得以应用, 从而为偏远、能源缺乏的军事地点提供电力供应。在海洋领域, 用于潜艇、海军和商业船只的核动力推进技术也得到了广泛应用, 特别是海军核动力方面。

模块化结构设计和制造技术在历史上被广泛用于批量化流水线产品生产。新的思路是对小型反应堆进行模块化设计和制造, 由单一或多个模块组成小型模块机组, 以适应小型或大型电网的负荷调度需求, 从而创建新的核能发电应用场所, 同时利用模块化来大幅降低投资成本。为了达到大型核电站同等功率规模和经济效益, 可采用多个相同的、造价低廉的小型反应堆模块机组群, 采用简单、紧凑的系统设计, 以实现与大型核电站同等的经济竞争力, 降低成本。

1.3. SMR 演变

历史上[2], 商业核能发电技术源自小型轻水堆(LWR)技术, 如 1958 年开始运行的美国希平港压水堆核电站(60 MWe), 该核电站的反应堆是由贝蒂斯海军原子能实验室设计的, 当初设计有两个用途, 一是为航空母舰提供动力, 二是为核反应堆商业发电提供安全示范; 1960 年, 西屋公司设计的杨基压水堆核电站(185 MWe)投入运营; 1962 年, B&W 公司设计的印第安角压水堆核电站(275 MWe)投入运行; 1960 年,

通用电气公司设计的德累斯顿沸水堆核电站(210 MWe)投入运行。这些小型反应堆都属于轻水堆技术[1]。

早期美国陆军核能计划开发的八个军用陆地核反应堆设施包括[2]: 1) 1957年, 弗吉尼亚州贝尔沃堡的陆上固定式核电站成功运行, 比希平港核电站早7个月完工, 比阿拉斯加的格里反应堆达临界时间早5年; 2) 1962年, 美国部署在南极麦克默多湾的可移动式反应堆投入运行; 3) 1967年, 美国在部署在巴拿马城海岸的可移动式驳船装载的反应堆投入运行。这些核反应堆的功率范围介于1.75 MWe至10 MWe之间, 除了发电功能外, 还可以提供供热或淡水生产功能。早期前苏联研发的小型移动式反应堆名称为PAMIR反应堆, 它主要用于为远程军事雷达前哨提供动力。1961年, 前苏联建成移动式小型发电功率为2 MWe的TES-3核电站, 该设计在20世纪80年代被修改为更小、更机动的630 kWe的反应堆装置[1]。

早期SMR应用数量最多的领域是美国的海军核能应用项目, 美国海军率先将核能应用于潜艇和水面舰艇的推进动力, 已陆续制造了几百个压水堆和一个小型钠冷堆。此外, 一些国家已经在海军推进方面大力跟进, 最引人注目的是俄罗斯, 它将水冷潜艇反应堆的技术发展扩大到使用铅铋冷却剂的核潜艇, 还建造了大量海军水面核动力舰艇和核动力破冰船。

此外, 核能在商业船舶动力推进方面也得到了工程示范应用, 特别是海洋货轮船、破冰船等方面的应用, 尽管核商船至今仍未取得商业成功, 但技术是可行的。截止到目前, 世界上建成的核商船共有四艘: 1) 1962年, 美国萨凡纳号(NS Savannah)核动力货船投入商业服役, 该核商船的反应堆功率为74 MWt, 使用9年后于1971年退役; 2) 1968年, 德国奥托·哈恩(Otto Hahn)核动力货轮船正式投入使用, 该核商船的反应堆功率为38 MWt, 使用9年后于1979年退役; 3) 1972年, 日本陆奥号(Mustu)核动力船建成并完成首炉装料, 该核船的反应堆功率为36 MWt, 随后由于种种原因于1995年退役; 4) 1988年, 俄罗斯用于北极地区的Sevmorput号核动力集装箱船投入使用, 该核动力船舶反应堆功率为135 MWt, 至今仍在服役之中。目前, 正在服役的民用核动力船舶中, 几乎全部是核动力破冰船, 这些破冰船都属于俄罗斯。

奥托·哈恩号反应堆的设计别具特色, 因为它采用一体化布置设计, 当前各国正在研发的小型压水堆普遍多采用这种一体化布置设计。一体化布置设计指的是将反应堆冷却剂系统的所有部件和连接管道均布置在反应堆压力容器内, 冷却剂在反应堆压力容器内完成压水堆的一回路系统循环流程, 主要系统部件, 如堆芯、控制棒及其驱动机构、蒸汽发生器、主泵和稳压器等通过压力容器内的巧妙布置进行相互连接。这种布置方式大大简化了一回路系统的工艺流程, 提高了系统固有安全特性。

到目前为止, 俄罗斯建造了10艘核动力破冰船, 有4艘在服役, 1艘刚于2019年12月完成首次试航验证工作, 另外5艘已退役。俄罗斯在核动力破冰船技术上遥遥领先, 且仍旧是世界上唯一拥有核动力破冰船的国家, 所有核动力破冰船均由俄原子能国家集团核动力破冰船公司负责管理和运营。俄罗斯现已发展了四代六型核动力破冰船, 其中包括在研项目, 如第一代核动力破冰船“列宁”号、第二代核动力破冰船“北极”级和“泰米尔”级、第三代也是目前建造中的最新一代的核动力破冰船“LK-60”级、已开始研发工作的第4代核动力破冰船“领袖”级和LK-40级(10570)。“列宁”号核动力破冰船装备了3座OK-150型压水堆(90 MW), 后由于在换料期间发生事故, 堆芯受损, 于1970年换装了2座OK-900型压水堆(159 MW), 为螺旋桨提供32 MW推动力。“北极”级核动力破冰船装备有2座OK-900A型压水堆(171 MW), 为螺旋桨提供54 MW推动力。“泰米尔”级核动力破冰船装备了1座KLT-40M型压水堆(171 MW), 为3个螺旋桨提供35.5 MW推动力。第4代核动力破冰船使用了新型的RITM-200一体化压水堆技术, 配备2座RITM-200型核反应堆(175 MW), 为螺旋桨提供60 MWe推动力, 具备9级破冰能力。俄罗斯还建成了一座非自航式浮动式核电站“罗蒙诺索夫院士”号, 用于为偏远的沿海城镇提供电力供应, 整个浮动式核电站已经于2019年交付, 由两座改造过的破冰船反应堆提供动力, 反应堆采用2台KLT-40S型反应堆, 单堆功率为35 MWe, 整艘浮动式电站可以提供70 MWe电力、300 MWt的区域供热, 或者240,000 m³/d的淡水。

核推进系统军用飞机的发展始于 1946 年[2], 美国通过核能飞机推进系统(NEPA)规划下的飞机用核能推进(ANP)项目名义陆续进行了两种不同的核动力喷气发动机系统研发: 通用电气开发的直接气体循环概念和普惠公司开发的间接气体循环概念。当时, 只有直接气体循环概念设计进展到足以研发出可以使用的反应堆装置。通用电气公司的第一个研究成果是飞机用反应堆试验(ARE)装置, ARE 试验在 1954 年成功运行了 1000 h, 它是一个以熔融氟化物盐($\text{NaF-ZrF}_4\text{-UF}_4$)为核燃料、氧化铍(BeO)为慢化剂、液体钠为二次冷却剂、功率为 2.5 MWt 的小型核反应堆。1955 年, 飞机用核能推进项目促成了 X-39 发动机的研制成功, 发动机所需能量由热传反应堆实验 1 号(HTRE-1)供应, HTRE-1 随后被 HTRE-2 实验装置所取代, 最终被带有两个喷气涡轮提供动力的 HTRE-3 所取代, HTRE-3 核辐射屏蔽系统采用了流线型设计。后来, 题为“航空器防护测试反应堆(Aircraft Shield Test Reactor: ASTR)”的反应堆装置被安装在经过改装过的 B-36 轰炸机上, 用于测试屏蔽效果, 而不是为飞机提供动力。1961 年, 核能推进系统飞机规划项目全部被取消, 之后美国再没有进行过核能推进航天飞机研究。后来, 美国在太空领域不断研究并开发类似火星探测器用小型空间核反应堆电源, 前苏联也提出了核热电直接转换型空间反应堆技术。

早期的反应堆研究基本上都采用较小功率规模的核能装置, 受制于当时的技术先进程度以及对核能风险的谨慎发展观念。目前, 由于新的潜在应用价值, SMRs 被重新提上研究热潮, 表 1 列出了一些国家正在设计或建造的小型模块化反应堆核电厂, 表中以反应堆冷却剂的不同进行分类[1] [2]。

Table 1. Under development SMRs in the world

表 1. 国际上正在研究的 SMRs

堆名	额定功率(MWe)	国家	供应商/工程公司	状态
轻水冷却(压水堆 PWR)				
ACP100	100	中国	CNNC	建造中
CAREM	27~100	阿根廷	CNEA/INVAP	建造中
KLT-40S	35	俄罗斯	OKBM	已于 2019 年建成
mPower	125	美国	B&W/Bechtel	初步设计
NuScale	45	美国	Nu Scale/Fluor	施工设计
SMR-160	160	美国	Holtec	概念设计
W-SMR	>225	美国	西屋公司	概念设计
SMART	100	韩国	KAERI	施工设计
FLEXBLUE	160	法国	DCNS	概念设计
轻水冷却(沸水堆 BWR)				
VK-300	300	俄罗斯	RDIPE&NIKIET	概念设计
重水冷却(重水堆 HWR)				
PHWR	200	印度	印度核能公司	已经运行
气体冷却				
Antares	250	法国	AREVA	不详
EM2	240	美国	美国通用原子能公司	概念设计
HTR-PM	2×105	中国	清华/华能	施工建造
液态金属钠冷却				
PRISM	311	美国	美国通用电气和日立	概念设计
GEN4	25	美国	Gen4 能源(Hyperion)	概念设计
4S	10	日本	东芝公司	概念设计
液态金属铅或铅铋冷却				
BREST	300	俄罗斯	RDIPE	详细设计
SVBR-100	100	俄罗斯	AKME (Rosatom)	详细设计

2. SMR 的类别

与大型核电站类似, SMR 的冷却剂可以是轻水、气体或液态金属, 表 2 给出了基于不同冷却剂类型的 SMR 类别, 表 3 给出了 SMR 冷却剂重要物性参数[1] [2], 其中:

- 1) 高温气冷堆(HTGR)出口温度很高(750℃~950℃), 用氦气作冷却剂, 石墨作为堆芯材料, 可产生很高的热效率, 可利用 HTGR 高温优势提供高参数的工艺热;
- 2) 液态金属反应堆的冷却剂工作温度高, 但相应的压力较低, 因而一次侧可在低压下运行;
- 3) 钠冷堆的功率密度高, 采用快堆技术, 金属冷却剂传热系数很高, 堆芯最为紧凑;
- 4) PWR 和 BWR 采用廉价轻水作为冷却剂和慢化剂, 采用水作为冷却剂的 SMR 可充分利用现有 LWR 的技术。

SMR 中有一种一体化反应堆技术, 将核蒸汽供应系统大部分的设备部件均布置在反应堆压力容器的内部, 这种技术具有独特的优势和发展潜力, 被业内公认具有高安全性, 当前的 BWR 核电站或 BWR 小型堆全部采用了一体化反应堆技术, 先进 PWR 小型堆也普遍多采用一体化反应堆技术。这种技术早在德国核商船奥托 - 哈恩(Otto-Hahn)中已经成功应用并验证了其技术可行性。

气体冷却剂可供选择的主要有氦气和二氧化碳。液态金属冷却剂可供选择的是钠、铅、铅 - 铋。

反应堆所用冷却剂的选择是基于它们对反应堆的适用性, 包括: 中子核反应的相容性、传热特性、辐照特性、配套标准、运行可靠性、安全性、公共健康、安全保护等, 最后才是经济竞争力。

Table 2. Category of SMRs (based on coolant)

表 2. SMRs 类别(根据冷却剂分类)

冷却剂	PWR 轻水	BWR 轻水	HTGR 氦气	HTGR 氦气	SFR 钠	LFR 铅	LFR 铅 - 铋
功率(MWt/MWe)	530/180	750/250	250/100	625/283	840/311	700/300	280/101.5
功率密度(kWt/L)	69	39.5	3.2	6.8	215	116	160
比功率(kWt/kg HM)	26.8	11.6	89.7	120	83.6	14.5	30.8
燃料形状	棒	棒	球床	棱柱石墨块	棒	棒	棒
燃料/包壳材料	UO ₂ /Zr ₄	UO ₂ /Zr	UO ₂ /TRISO	UCO/TRISO	(U + Pu)/SS	(U + Pu)N/SS	UO ₂
主系统进/出口温度(℃)	295/319	190/285	250/750	325/750	360C/499C	420/540	340/490
主系统运行压力(MPa)	14.2	6.9	7.0	6.0	0.1	0.1	0.1
二回路运行压力(MPa)	5.7	NA	13.3	16.7	14.7	18	6.7
热效率(%)	34	33.3	42	45	37	43	36.3

Table 3. Important physical parameters of coolant

表 3. 冷却剂重要物性参数

冷却剂	水 PWR	水 BWR	氦气	钠	铅	铅 - 铋 (0.445Pb, 0.555Bi)
原子重量	18	18	4	23	207	208
1 atm 熔点(℃)	0	0	NA	98	327	124
1 atm 沸点(℃)	100	100	-267	892	1737	1670
密度, r (kg/m ³)	704.9	754.7	3.54	880	10536	10180
比热容, cp (J/kg·K)	5739	5235	5191	1272	147	146
热容, rcp (MJ/m ³ ·K)	4.05	3.95	0.018	1.07	1.55	1.49

Continued

热导率, k (W/m·K)	0.543	0.585	0.31	66	15	15
传热系数($\times 10^4$), h (W/m ² ·K)	3.80	1.90	0.65	18.1	2.81	2.75
动力粘度($\times 10^4$), μ (kg/m·s)	0.846	0.945	4.0	2.6	20	15
运动粘度($\times 10^7$), $\nu = \mu/\rho$ (m ² /s)	1.20	1.26	1.13	2.95	1.91	1.47
热膨胀系数($\times 10^5$), α (1/°C)	326	250	–	29	11	13
普朗特数, Pr	0.89	0.85	0.66	0.005	0.020	0.015

2.1. SMR 功用

商业 SMR 的主要任务是发电, 对于那些被设计成可部署到偏远地区的 SMR 核电机组, 无论是放置在陆地上还是放在船舶上, 都兼具淡水生产、供热或是热电联产功能。在水冷 SMR 中, 俄罗斯的压水堆和沸水堆主要功能是热电联供; 但俄罗斯核动力破冰船中, KLT-40s 反应堆或者 RITM-200 反应堆的主要用途是推进动力, 同时兼具全船电力供应。

由于气冷反应堆可以提供很高的冷却剂温度(750°C 甚至更高), 因而可以被应用于高温行业领域, 如页岩油回收、高温热化学循环制氢等多种工业过程。

电解水制氢需要的温度范围为 500°C~550°C, 可以采用钠或铅冷却反应堆, 也可以采用气冷反应堆。由于目前全世界对电解水的兴趣不断下降, SMR 是否被用于电解水制氢有待进一步研究。

2.2. SMR 运行可靠性

为满足运行的成熟安全可靠, 推荐 SMR 采用当前成熟的工程技术, 如 LWR 技术路线, 采用轻水作为冷却剂和慢化剂, 使用在冷却剂温度和压力下运行的常规成熟系统和部件, 运行参数的选择应在重要运行经验的参数范围内。水冷反应堆技术成熟, 其设计和运行经验可以追溯到核能发电起步和大规模推进时代, 在水冷 SMR 实现运行可靠性方面, 需要注意的是采用一体化反应堆技术的设计方案, 因为一体化反应堆将所有的 NSSS 系统部件和管道全部集中在单个压力容器内, 尽管奥托-哈恩核商船成功在商业上运行了 9 年, 但由于一体化反应堆的主要系统部件监测、维护和维修方面的可接近性有限, 反而会降低运行可靠性, 需要更多的运行经验积累。

钠冷堆的运行经验极为有限。目前, 可供参考的钠冷堆运行经验主要有[2]: 1) 美国实验增殖反应堆 EBR-II; 2) 英国敦雷快堆 DFR 运行经验; 3) 俄罗斯的 BOR-60 和 BN-600 快堆运行经验; 4) 法国凤凰快堆经验。日本 Monju 快堆的运行经验有限, 主要是由于钠泄漏事件事故教训。

铅-铋冷却的俄罗斯潜艇堆运行可靠, 但却在 1968 发生重大事故, 因此需要注意冷却剂的化学控制和冷冻预防, 并严格控制冷却剂中氧的含量以防止氧化铅渣的形成。

氦气冷却反应堆, 例如德国的实验反应堆 AVR 和 THTR, 以及美国的商业化圣维伦堡核电站, 也有相关运行经验记录。

综上分析, 可以得出结论, 根据运行经验, 水冷 SMR 在保证运行安全性方面比其他类型的冷却剂具有显著的优势。在积累足够的示范电厂运行经验之前, 非水冷反应堆的运行可靠性具有较大的不确定性风险。

生物后果源于 ²¹⁰Bi 的衰变, 产生 ²¹⁰Po。然后钋与铅进行反应结合成 PbPo(s)。如果水进入主系统渗透屏障, 同时蒸汽发生器管道泄漏, 水将与 PbPo(s) 反应生成 H₂Po(g), H₂Po(g) 会引起生物吸入问题(挥发性 α 气溶胶)。因此, 铅铋冷却 SVBR-100 反应堆的设计人员必须足够重视俄罗斯的铅-铋堆潜艇运行经验, 必须采取足够强的辐射安全保护措施。对于水冷反应堆, 水化学措施通常包括硼、锂以硼酸和氢氧化锂

形式进行腐蚀控制, 尽管一些 SMR, 例如 mPower 反应堆设计已经消除了可溶性硼用于反应性控制的措施。中子活化 ${}^6\text{Li}$ 和 ${}^{10}\text{B}$ 会产生 ${}^3\text{T}$ 氚, 尽管氚量很小, 但如果摄入, 就会造成很严重的生物危害。

职业接触危险的铅会导致放射性风险。偶然吸入氦气或 BWR 容器中使用的惰性氮气会造成窒息危险。更重要的是, 铅包层化学反应和钠化学氧化反应存在潜在能量释放安全问题。

在所有的冷却剂中, 氦气是惰性气体, 其腐蚀电位最小, 活化程度也最小。经验表明, 与轻水反应堆相比, 氦气在冷却剂中的活性非常低。铅或铅-铋对金属包层的侵蚀迫使铅或铅-铋冷却堆芯设计中冷却剂速度需要限制在 3 m/s, 而堆芯热工却要求提供足够大的冷却剂流量, 以限制堆芯冷却剂的过高温升。因此, 铅或铅-铋堆芯的燃料排列应采用大间距方形排列。然而, 最近开发的复合材料可能会减轻这种尺寸限制。

液态金属冷却剂反应堆系统运行前提要求在钠、铅或铅-铋反应堆的管道和部件周围安装加热器, 以防止在功率运行期间或衰变热运行期间热量不足以维持冷却剂温度时, 导致冷却剂冻结。与钠(98℃)和铅-铋(125℃)的温度值相比, 铅(327℃)的高冻结温度使铅在这方面作为反应堆冷却剂明显不利。然而, 在这些高冻结温度下, 铅和铅-铋共晶将在环境空气中凝固, 这为密封一回路冷却剂边界的小泄漏提供了一种方法。另一方面, 这些液态金属冷却剂的高沸点和伴随而来的低蒸汽压力允许反应堆在大气压下运行, 而无需采用额外措施来维持高压。在低压下操作可以减少压力容器和其他主要压力边界部件的壁厚。然而, 对于重铅冷却剂, 必须仔细评估这些容器的尺寸, 以满足抗震设计标准要求。

2.3. SMR 经济性

大型水冷堆核电站的经济性是人们从多年的建设和运行经验中获取的。根据 20 世纪末反应堆示范装置的部署情况, 钠冷堆的经济成本为水冷堆的 110%~125%。与水冷堆经验相比, 气冷堆的经验不足以对资本成本进行可比预测。因此, 虽然普遍认为单个 SMR 机组的成本将远远低于采用相同冷却剂的大型核电机组成本, 但与大型核电机组相比, SMR 的整个资本成本可能更大。这里只能在大型核电机组经验的基础上, 对采用各种冷却剂的 SMR 的成本进行比较。

衡量堆型机组经济性的指标是堆芯功率密度和比功率。堆芯的功率密度(kW/L)反映了堆芯容积功率水平, 一般用于确定在预期的额定功率下所需的压力容器尺寸指标, 除非反应堆容器的尺寸由堆芯功率密度以外的其他因素所决定。例如, SPRISM 钠冷快堆反应堆压力容器的尺寸除了考虑功率密度外, 还需要考虑外部衰变热相关系统和设备配套设施; BWR 使用安全壳内抑压池进行压力抑制, BWR 容器比 PWR 容器小得多。因此, 功率密度是资本成本的相对指标。比功率(kW/kgIHM)反映了维持机组额定功率所需的初始重金属(IHM)或核燃料质量, 比功率是衡量核燃料消耗成本的相对指标。

但是, 并非所有的 SMR 都会采用相同或者相类似的核燃料或材料, 表 4 中列出了不同冷却剂构成的反应堆功率密度值和比功率值相对水平, 可进行不同类 SMR 的经济性对比。从表中数据可知, 钠冷堆功率密度和比功率相对较高, 可以获得相对较高的经济指标, 即便钠冷堆需要相当昂贵的仪器和净化系统设施, 同时需要加热装置维持钠处于液态, 且核燃料富集度要比水冷堆高得多; 氦冷堆的功率密度最低, 说明氦冷堆需要设计较大的堆芯体积, 这是气冷堆的固有缺陷。

Table 4. Comparison of average power density and specific power of SMR with different coolants

表 4. 采用不同冷却剂的 SMR 平均功率密度和比功率比较

	PWR	BWR	氦气	钠	铅
功率密度(kW/L)	100	51	6	280	110
比功率(kW/kgIHM)	38	27	100	60	45

此外, 在进行全面的成本经济性分析和评价时, 不仅仅要考虑上述因素, 还应全面考虑: 反应堆系统和设备的成本、所有的安全系统及安全相关的支持系统和设备的成本、蒸汽动力转换系统及设备的成本、运行操作人员的成本、维修和检查成本、核燃料的成本等, 从而可以全面评估各类 SMR 电站设计的经济竞争力(以发电量的分/千瓦时计)。

3. SMR 商业部署推动力、挑战和安全考虑

SMR 得以重新提上研发热点主要是因为 SMR 提供了非常具有吸引力的优势, 可以克服目前大型核电站存在的困境。商业部署或建造目前的大容量先进轻水堆核电站(安全指标要求满足三代加以上, 二代核电机组基本被淘汰)或者将来可替代的第四代核电站, 所存在的最大障碍并不是技术问题, 而是建造核电站所需的巨额初始投资, 随之而来的是投资者会面临十几年、甚至几十年的重大财务和债务风险, 以及当地电网对供电的需求会随着时间或外界电网状况而随时变化, 实际装机规模与预期装机规模往往会随时代发展(如可再生能源分布式供应, 风能、太阳能、远距离输送电力等因素)而导致用电需求变化。

3.1. 推动力

实现 SMR 商业部署的两个主要推动力如下分析[1] [2]。

1) 采用模块化技术降低初始投资和财务风险

SMR 可以在反应堆技术根本上实现模块化, 投资者可根据用户所需的机组总功率水平, 按照时间顺序实现机组模块增量建设和施工。单个 SMR 机组模块成本要远远低于大型核电机组, 通过合理优化并配置各个单元机组模块的建造时间、注资时间、投运时间可以实现建设成本和运营盈利之间的优化匹配, 这样就可以充分利用模块技术的经济优势最大限度地降低业主的投资成本风险。

2) 宽广而又灵活的电力配置改善了电网的适配性

未来, 电网预期需要的电力容量大小和增量将更加精准和苛刻, 且增量极为有限, 从而使得核电调峰所需的负荷规模有限, 这将限制大型核电站的功率负荷并对其负荷跟踪提出更高要求, 电力生产企业会转向小型清洁能源发电站。与此同时, 燃煤发电导致的环境污染严重, 各国政府都在鼓励采用清洁能源替代燃煤电站, 这些清洁能源包括太阳能发电、风力发电、水力发电, 核能也属于相对比较清洁的能源。

SMR 功率小, 建造时间短, 运行自由灵活, 能够适应新增有限电力负荷需求以及电力调峰状况。并且在没有核能发电的发展中国家, SMR 潜在市场正在形成并出现。在核能发电比例较大的发达国家, 存在着对国家安全至关重要的偏远地区, 这些地区的电力需求可以由 SMR 灵活、自由提供。此外, SMR 还可以根据化学加工厂的需要提供适当规模的化学工艺过程所需的持续热能供应。

SMR 能够商业化部署的推动力是由于 SMR 技术特点所决定的, 这些特点包括:

- 1) SMR 可有效降低投资成本风险, 使其不受反应堆设计及安全方面的影响;
- 2) SMR 功率普遍较小, 堆芯核燃料装载量小, 放射性裂变产物积存量小, 再者 SMR 采取与大型核电站相当的安全措施, 安全裕量大, 甚至可减少或取消应急规划区域范围;
- 3) SMR 设备小, 可降低运输困难, 实现多种途径的方式进行运输, 如水路、公路、铁路等;
- 4) SMR 功率灵活, 可以与电网实现更为自由的电力匹配;
- 5) SMR 设备和零部件重量和尺寸小, 部件制造不需要像大型核电站那样使用超重型锻件;
- 6) SMR 具有多用途。

3.2. 挑战

SMR 商业化部署面临的主要挑战如下所述。

3.2.1. 财务风险挑战

投资者或业主普遍认为核能财务风险来自三个关键因素：监管方的许可要求、设备加工制造成本、核电厂建造和维护成本。SMR 所面临的财务风险分析如下[2]：

1) 监管方(如美国核管会 NRC、中国国家核安全局 NNSA、其他国家核能政府监管机构)的许可要求，这些许可申请提交的材料可能需要大量的人力培训、物力、技术、试验等方面财务支出，而这些财务将影响 SMR 各类成本支出，此外，还包括核电厂的人员配备和培训、安全及安全审查要求、保险和许可费用、退役资金预先准备等；

2) 设备、零部件的加工制造、组装、调试等方面的财务风险，SMR 可通过工厂批量化模块制造、模块化组装等先进工艺来以降低设备相关费用支出，并通过预期学习曲线加快工艺技术过程熟练度来降低工艺过程费用；

3) 施工建造方面所面临的潜在风险包括：

a) 由于监管过程技术问题澄清和文件报告提交相关的延误，导致建设周期和商业运营计划必然延迟；

b) 由于建造商缺乏新机组的建造经验(如 EPR 和 AP1000 核电项目中的设备可靠性试验问题)，以及潜在未预见到的强制性设计改进(如福岛事故导致的核电厂强制性改进措施)，从而导致建设成本超支；

c) 由于运行和维护成本上升，发生非计划停堆事件，或者发生严重的反应堆事故而造成的投资损失风险。

目前，各国政府对新建核电机组的要求几乎一致，即所有新建核电机组的设计都应满足最高水平的核安全监管要求，但这些要求并没有在国际上得到充分协调一致。在美国，对于水冷反应堆的这些要求更加明确，因为在其他不同冷却剂类型的反应堆中，仅有圣弗莱恩的氦冷反应堆获得了美国 NRC 的商业运营许可证，其他均未获得监管部门的许可。采用 LWR 技术的 SMR 可以参照美国 LWR 法规要求开展许可申请工作。然而，即便是 LWR SMRs 也需要解决以下监管有关的关键问题：

1) SMR 反应堆控制策略简化或调整导致所需运行操作人员数量减少的相关证明；

2) 某些 SMR 设计方案不考虑硼酸调节措施，这类 SMR 反应性控制需要更深入的分析；

3) 在严重事故分析中，裂变产物释放源项计算和分析；

4) 对存在多堆多机组的多模块方案，各台机组之间的关系和安全交互作用需要提供详细材料。

美国 LWR SMRs 的设计者和供应商认为[2]：他们设计的 SMR 核电站会被政府监管机构理解和接受，他们能够提供足够充分的支撑材料(甚至包括原型堆实验)来证明所使用的核燃料组件和系统配置可以满足三代半以上先进轻水堆(ALWR)的安全目标。

对于使用诸如氦、钠、铅-铋或熔融盐等非传统冷却剂的 SMR 来说，由于 NRC 工作人员缺乏对这些反应堆设计的熟悉，因此监管方面面临较大的挑战。此外，考虑到美国以轻水为基础的核动力厂法规在很大程度上是规范性的，许可程序可能有些内容不适用于新型 SMR。核工业界已经有不少呼声建议增加非传统冷却剂 SMR 的许可流程，但至今进展缓慢。

3.2.2. 预期平均单位电力成本(LUEC)挑战

模块化在降低小型、批量型和工厂制造单元的成本方面影响很大，这不同于传统的追求大功率反应堆机组的规模经济概念，SMR 代表着一种新的数字化经济概念，是否能够盈利应从全寿期成本和产出来综合权衡。

与大型核电机组反应堆相比，SMR 反应堆的额定功率水平较低，采用简化的系统配置，取消能动安全系统，采用非能动安全系统，大幅度降低安全支持系统配置。美国核学会关于 SMR 通用许可问题的报告认可此类简化设计，包括消除不必要的支持系统，从而降低系统和设备投资成本。

然而,学者对中小企业能否实现比传统大型核电厂更低 LUEC 的预测各不相同。例如,欧洲经合组织报告认为,即使考虑到中小制造企业缩减施工进度、采用模块车间制造和过程学习曲线,中小制造企业的 LUEC 投资部分也可能高于大型核电站;与拥有较大功率规模的核电站相比,双机组和多模块电站在内的小型核电站的 LUEC 值反而会更高。因此,实现具有竞争力的 SMR-LUEC 将非常困难,SMR 独立验证成本对于成本估算也至关重要。

如何降低 SMR 的经济成本将会成为 SMR 实现成功商业部署的重要研究课题。

3.2.3. 核燃料循环设施和策略兼容性方面的挑战

不同冷却剂类型的 SMR 采用不同的核燃料类型。水冷 SMR 和铅-铋冷却 SMR 一般采用 UO_2 陶瓷燃料,气冷 SMR 使用石墨和碳化硅包覆的 UO_2 颗粒在石墨压块或卵石中的弥散型燃料;钠冷堆使用金属 UZr 和次锕系元素用作核燃料;铅冷 SMR 使用氮化物混合燃料(UN-PuN)。水冷 SMR 燃料与正在运行的电厂和正在部署的 GEN III+电厂相同。所有液态金属冷却的反应堆燃料的浓缩度($>10\%$)都将大大超过目前水冷堆核燃料的 5%。

水冷 SMR 燃料的后处理与传统大型 LWR 核电站的后处理对策相同。气冷 SMR 燃料的单位发电量要显著高于 LWR UO_2 燃料,但单位体积热负荷低,这种燃料的特性决定了需要采取不同的处置策略,尽管它可能与陶瓷 UO_2 和 Zr 合金包壳燃料的处置策略可兼容,但结构不同,因为各向同性结构(TRISO)燃料颗粒可以形成天然良好的屏障,可以滞留裂变产物。

钠冷或铅冷 SMR 反应堆的燃料利用快堆技术进行核燃料再处理和再循环,这种燃料循环需要建造和运营后处理设施和燃料制造设施,同时有可能还将与轻水燃料的后处理结合起来,作为铀的原料,用于快堆的核燃料初期装载。最终需要处理的乏燃料成分主要是裂变产物,其体积远小于每产生等效单位能量的热中子反应堆的乏燃料。然而,基于闭式燃料循环的快堆部署需要与现有 LWR 核电站和 LWR SMR 发展相协调。

3.3. SMR 公共健康和安全性考虑

为实现商业工程应用,所有 SMR 的设计都应满足所在国家顶级核安全监管要求,但不同冷却剂的固有特性对实现这些健康安全要求方式有着较大影响。

不同的冷却剂会影响反应性系数,进而影响反应堆设计。对于 PWR 和 BWR,慢化剂系数设计为在事故条件下保持负值;对于钠冷堆、铅冷堆、铅-铋冷却堆,反应性系数是温度的正函数关系,因而需要额外的安全保护措施。球型或者棱柱型氦冷堆具有功率密度低的独特特点,加之高热容的堆芯和反射层设计使得反应堆在温度升高时,中子能将功率降低到非常低的水平(远低于满功率的 1%)。

在应对设计基准事故和严重事故方面,SMR 的基本目标是一致的,即:1) 限制能量释放;2) 减少裂变产物的释放;3) 对失去冷却剂事故(LOCA)做出响应并确保长期排出堆芯的衰变热。

3.3.1. 限制能量释放的措施

在事故情况下,反应堆除了会产生衰变热外,还可能会发生化学反应,释放出能量。这些反应类型有[2]:

1) 对于钠冷堆,蒸汽发生器的传热管泄漏会导致钠水反应产生氢气,钠与空气在适宜条件下也能发生剧烈反应放出热量,同时放出浓烟。1995 年 12 月,由于仪表贯穿件故障,日本 Monju 钠冷快堆中的大部分钠泄漏到空气中,少量钠泄漏到管道隔间,这一事件迫使反应堆停闭近 14 年,期间主要工作是重建公众可接受性。美国 EBR-II 在其 30 年的使用寿命中不得不处理大量的钠泄漏问题。尽管这些泄漏得到了安全控制,但却作为经验教训被记录下来,并进行安全教育演示;

2) 对于石墨慢化反应堆,在一定条件下,空气与石墨接触会发生氧化,存在原子移位(维格纳能量)储存能量情况,但现代 SMR 气冷堆普遍采用高温运行以消除这种能量存储机理。

一般大多数的化学反应都发生在高温条件下,如果反应堆出现堆芯退化的情况,就会遇到这种情况。其中包括:

1) 水冷堆主要通过锆水反应释放出大量的热能,而且还产生氢气。当与干燥空气混合时,氢气在4%~75%浓度下容易引起燃烧和爆炸。通常情况下,压水堆反应堆压力容器的尺寸应能将氢的含量保持在4%以下(按体积计);压水堆采用较小的容器,其压力的抑制设计需要采取惰化(类似沸水堆 Mark I 和 Mark II 设计)措施或使用氢复合器和点火器(Mark III 设计)以防止氢燃烧或爆炸;

2) 对于所有的液体冷却堆,熔融物材料与水、空气接触后存在金属氧化现象,可能会发生在与容器接触的表面,金属氧化可能会导致反应堆容器失效;

3) 铅冷堆、铅-铋冷却堆的有利方面在于它们与水/蒸汽和空气的反应轻微,不会对安全造成影响。

3.3.2. 裂变产物释放的缓解措施

水和钠作为冷却剂的好处在于它们能够清洗或滞留核裂变产物,这些裂变产物会从燃料中释放出来,并在发生严重事故时通过这些冷却剂释放出来。水和钠可以将减少裂变产物的数量,如果流出安全壳,则这些裂变产物可能会逸出到环境中。不同的裂变产物在水和钠中的保留率不同。

研究表明[2]: 1) 水对碱性裂变产物的相对洗涤能力较高; 2) 钠对卤素裂变产物的相对洗涤能力较高; 3) 非挥发性裂变产物的相对洗涤能力基本相似; 4) 由于缺乏对铈、碲等挥发物的证据,因而不能确定这类裂变产物的洗涤能力。铅冷却剂的行为类似于钠。对于气冷堆,冷却剂不能清洗裂变产物,但清洗必须在冷表面上进行。

3.3.3. LOCA 和衰变热导出

LOCA 主要是通过堆芯储存能量和衰变热产生的峰值包壳和燃料温度来挑战反应堆的安全性。然而,不同的 SMR 在应对这一挑战时的措施是不同的,如一体化 SMR 取消了主管道,因而可以不考虑大尺寸管道的 LOCA 事故。

对于水冷堆,LOCA 事故释放高温高压水在安全壳内迅速闪蒸,蒸汽膨胀,导致安全壳压力上升,虽然安全壳内设备可以免受高压威胁,安全壳的体积和壁厚都可以承受这一威胁,但在裂变过程停止后,燃料面临裸露的威胁,堆芯需要及时补充冷却剂装量并维持其冷却状态。采用非能动、重力驱动的方式对堆芯进行再淹没和冷却是目前普遍对策,这种方式要求堆芯的几何结构设计必须处于可被冷却的几何状态,同时确保足够的驱动力以便于冷却水能够流入堆芯,从而保证反应堆中冷却剂的装量并维持堆芯冷却状态,在这方面一体化压水堆(IPWR)具有明显的优势。足够的堆芯冷却剂装量可以阻止锆基包壳温度升高的趋势(设计限值为 1204℃),高于该限值,锆包壳的延展性和完整性将受到威胁。衰变热的最终排出是通过专用的衰变热排出系统回路来实现的,采用该回路将热量传递到环境中,或通过反应堆安全壳进行非能动热量导出。

对于气冷堆,调整冷却剂装量是不切实际的。由于堆芯使用石墨作为慢化材料,这就为堆芯能量对外传输提供了路径,石墨材料热容大,可以将温度保持在允许的水平而不超过设计限值,直到非能动散热能力与衰变热水平相匹配。对于中等尺寸的堆芯,该热量导出的路径长度足够短,石墨慢化剂的蓄热容量足够大,可使稳态功率额定值达到数百兆瓦。

对于液态金属冷却堆,即使在高工作温度下,冷却剂的压力也非常低,这使得 NSSS 系统能够被安置在反应堆容器内的冷却剂池中,该容器本身由一个紧密配合的薄壁保护容器包围。即使在反应堆容器失去完整性时,冷却剂装量仍被保留在保护容器中,从而继续维持包壳被冷却剂所覆盖,衰变热则通过专用的容器内自然循环冷却回路和/或通过保护容器流向专用烟囱系统的排热系统排出,两者都会将热量排出安全壳外。

4. 小结

本文总结分析了 SMR 定义、发展过程、类别、商业推动力、挑战、安全考虑等内容，客观综述了 SMR 发展用途、经济性和安全性。

目前，美国、俄罗斯、韩国、中国、日本、阿根廷和法国都有正在设计中的 SMRs，有些 SMR 正在进行组件/系统试验测试，其中，发展比较充分的 SMR 是美国、俄罗斯和中国的项目[1]。表 1 中列出了当前一些国家 SMR 研究现状。

美国 LWR-SMR 供应商拥有先进的设计和测试程序，并且都宣布了与商业设施或地区州合作伙伴的部署目标。美国能源部(DOE)启动两个阶段的计划，在 5 年内提供 4.52 亿美元的政府补助金，用于支持到 2025 年实现反应堆部署的 SMR 的设计和认证。所开发的 SMR 功率小于 300 MW，具有可扩展的设计，可在工厂制造并运至预定地点。第一阶段计划已经在 2012 年 11 月授予了 B&W 公司，第二阶段计划已经在 2013 年 12 月授予了 NuScale 电力公司。美国 NRC 会进一步推动对 SMR 的设计认证工作，国会和政府将继续授权 DOE 支持 SMR 开发所需的资金赞助。此外，DOE 和下一代核电站(NGNP)产业联盟将继续推进高温气冷堆技术发展。

俄罗斯的 SMR 研发类型很多，主要通过陆地或驳船方式向偏远地区输送电力、供热、淡化水用途。俄罗斯还在不断建造更先进的核动力破冰船，以满足北极地区资源开采需要。

中国目前正在山东石岛湾建设商用高温气冷堆，在海南昌江建设 ACP100 一体化压水堆核电站。在海上反应堆方面，中广核的 ACPR50S、中核的 ACP100S 以及中船的 HHP25 也正在进行中。

由于 LWR 设计和运行经验丰富，技术成熟，基于 PWR 和 BWR 技术的 SMR 近期商业部署可能性最大。俄罗斯和中国正在为特定任务部署 SMR，毫无疑问这两个国家 SMR 的发展将会取得实质性进展。而美国和发展中国家大规模部署 SMR 用于电力生产的前景尚不明朗。

参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency (2016) Advances in Small Modular Reactor Technology Developments. 1-377.
- [2] Carelli, M.D. and Ingersoll, D.T. (2014) Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Woodhead Publishing, Cambridge, 3-24.