

Investigation and Analysis of Technical Selection for Offshore Underwater Small Modular Reactor

Jiange Liu, Gang Chen, Qingsong Tang, Jue Wang, Xianxing Liu, Xiaohui Zhang

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

Received: Jun. 5th, 2020; accepted: Jun. 30th, 2020; published: Jul. 7th, 2020

Abstract

This work examines the most viable nuclear technology options for future underwater designs that would meet high safety standards as well as good economic potential, for construction in the future 10~20 years. The top five concepts selected from a survey of 13 nuclear technologies were compared to a small modular pressurized water reactor (PWR) designed with a conventional layout. In order of smallest to largest primary system size where the reactor and all safety systems are contained, the top five designs were: a lead-bismuth fast reactor based on the Russian SVBR-100, a novel organic cooled reactor, an innovative superheated water reactor, a boiling water reactor based on Toshiba's LSBWR, and an integral PWR featuring compact steam generators. A similar study on potential attractive power cycles was also performed. A condensing and recompression supercritical CO₂ cycle and a compact steam Rankine cycle were designed. It was found that the hull size required by the reactor, safety systems and power cycle can be significantly reduced with the top five designs compared to the conventional PWR. Based on the qualitative economic consideration, the organic cooled reactor and boiling water reactor designs are expected to be the most cost effective options.

Keywords

Advanced Reactors, Nuclear Safety, Offshore Power Cycle, Small Modular Reactor

近海水下小型模块化反应堆技术选择调研分析

刘建阁, 陈刚, 汤青松, 王珏, 刘现星, 张晓辉

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

收稿日期: 2020年6月5日; 录用日期: 2020年6月30日; 发布日期: 2020年7月7日

文章引用: 刘建阁, 陈刚, 汤青松, 王珏, 刘现星, 张晓辉. 近海水下小型模块化反应堆技术选择调研分析[J]. 核科学与技术, 2020, 8(3): 112-122. DOI: [10.12677/nst.2020.83013](https://doi.org/10.12677/nst.2020.83013)

摘要

本研究旨在为未来10~20年近海水下高安全性和高经济性小型模块化反应堆的技术路线选择提供参考。从13个反应堆技术中筛选出5个反应堆,与采用常规布置设计的小型模块化压水堆进行了比较分析。按照同等条件下核动力装置的体积和重量从小到大依次为:基于俄罗斯SVBR-100技术的铅-铋快堆、新型有机盐冷却堆、革新超热沸水堆、基于LSBWR技术的沸水堆、一体化压水堆。此外,分析了三种动力循环特点:冷凝式 SCO_2 动力循环、再压缩 SCO_2 动力循环和紧凑型蒸汽朗肯循环。研究表明,与传统分散式压水堆相比,上述五种类型的反应堆及其安全系统和动力循环所需的总体布置尺寸相对较小;其中有机盐冷却堆和沸水堆的经济性较好。

关键词

先进反应堆,核安全,近海动力循环,小型模块化反应堆

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

近年来,新一轮小型模块化反应堆(SMR)研究热潮涌现。在近海水下 SMR 发展方面,比较典型方案是法国国有船舶制造企业 DCNS 提出的发电功率为 160 MWe 水下反应堆概念设计 Flexblue 模块[1],该模块与法国潜艇比较相似,但无推进动力功能,主要目的用于近海发电。

近海水下 SMR 具有以下特点:核动力模块可选择被锚定在海床上,具有可移动特点;在反应堆失去正常冷却的情况下,可利用无限海水作为核动力装置的最终热井;运行厂址的选址可以突破大型陆上核电站厂址限制条件(人口稠密、气候恶劣、海啸等);反应堆机组模块可由工厂或造船厂进行模块化集中制造;采用钢结构舱室取代陆上核电站钢筋混凝土结构建筑物;反应堆机组模块运输方式灵活,可根据需求实现在寿期内多次调整运行厂址。

对近海水下 SMR 反应堆技术选择进行分析,从 13 种堆型中进行技术筛选,筛选依据为[2]: 1) 利用固有安全(如非能动)手段长期实现安全目标(反应性控制、衰变热排出和放射性包容)的能力; 2) 采用紧凑堆芯和反应堆系统布置,使反应堆功率密度最大化,体积最小化; 3) 足够长燃料循环周期以提高装置可用性和经济性; 4) 动力循环热效率高; 5) 核蒸汽供应系统和蒸汽动力转换系统(含发电装置)紧凑,体积小、重量轻; 6) 满足核不扩散要求,不能用于军事用途; 7) 技术成熟,有望在 2025~2030 年实现商业部署。

为了达到预期反应堆装置技术选型筛选目标,参考法国近海水下 Flexblue 模块核动力装置技术特点,对筛选内容进行具体约束,约束条件为: 1) 核动力系统功率输出不超过 160 MWe; 2) 船体(包容安全壳)尺寸限制条件为直径不超过 15 m,垂直高度不高于 20 m; 3) 船体可潜入 30~100 m 深的水中而结构不损,反应堆及安全壳在 30~100 m 的水中结构不损; 4) 安全系统必须能够使用非能动技术以实现无限长时间的衰变热排出功能; 5) 如果发生事故,必须具有防止放射性释放到船体外面进入海洋的措施; 6) ^{235}U 的富集度必须控制不超过 19.75%,以防止核扩散问题; 7) 堆芯燃料循环长度建议介于 5~9 年,太短周期会导致换料频繁进而影响维护成本及经济性,太长会因部分设备寿命受限而导致故障频发问题。

2. 反应堆技术筛选

表 1 列出了 13 种类型反应堆的技术筛选情况[2]。首先从实现反应堆固有安全和紧凑型堆芯、紧凑型核蒸汽供应系统、紧凑型蒸汽动力转换系统出发,排除不可能部署的反应堆技术方案。其次,从安全壳高度限制(不高于 20 m)和最小燃料循环长度限制(最低 5 年)来进行排除,这两项是最具挑战性的,可排除较多堆型。

Table 1. Reactor technology selection process
表 1. 反应堆技术选择过程

| 序号 | 反应堆 | 代表设计方案 | 优点 | 缺点 |
|----|-----------------------------------|----------------|------------------------|--------------------------|
| 1 | PWR | Flexblue [1] | 技术成熟, 无风险, 工程经验多 | 热效率低(20%~28%) |
| 2 | BWR | LSBWR [3] | 技术成熟, 无风险, 工程经验多 | 热效率低(20%~28%) |
| 3 | SWR | MIT [4] | 热效率高 | 需研发新材料 |
| 4 | LBFR | SVBR-100 [5] | 非常紧凑, 比较适合水下 紧凑 SMR | 需预防铅-铋共晶凝固问题, 运维成本高 |
| 5 | OCR | MIT [6] | 紧凑 | 未得实质性进展 |
| 6 | CANDU ^a | CANDU-6 [7] | 技术成熟技术 | 尺寸大、重量大 |
| 7 | SCWR ^a | INL [8] | 热效率高 | 堆芯物理和热工稳定性较差 |
| 8 | MSR ^a | Fuji [9] | 热效率高 | 零部件需要热维护, 需研发新材料, 存在技术风险 |
| 9 | FHR ^a | MIT/UCB [10] | 热效率高 | 需研发新材料 |
| 10 | SFR ^a | ANL [11] | 紧凑 | 遇水发生剧烈反应 |
| 11 | HTGR ^a | GTHRT-300 [12] | 热效率高 | 装置尺寸大、重量大 |
| 12 | GFR ^a | CEA [13] | 热效率高 | 体积大, 无法实现 非能动安全功能 |
| 13 | SCO ₂ GFR ^a | MIT [14] | 热效率高 | 体积大, 无法实现 非能动安全功能 |

a. 这种设计可直接被淘汰。说明: BWR: 沸水堆; FHR: 氟盐高温堆; GFR: 气冷快堆; HTGR: 高温气冷堆; LBFR: 铅铋快堆; MSR: 熔盐堆; OCR: 有机盐冷却堆; PWR: 压水堆; SCO₂: 超临界二氧化碳; SCWR: 超临界水堆; SFR: 钠冷快堆; SWR: 超热沸水堆。

由于钠冷堆(SFR)采用液态金属钠作为冷却剂, 钠一旦泄漏就会与水发生剧烈反应并释放出大量热量, 在船体破损灾难性事故下, 可能导致反应堆严重安全问题, 因此近海水下反应堆技术选择中可直接排除钠冷堆。

气冷堆(高温气冷堆 HTGR、气冷快堆 GFR、超临界二氧化碳冷却堆 SCO₂)难以实现非能动安全技术, 需要的风机功率大, 堆芯体积庞大, 也可以直接从备选堆型中排除。

四个概念堆(超临界水堆 SCWR、熔盐堆 MSR、氟盐高温堆 FHR、超高温气冷堆 HTGR)无法在 2030~2040 年前实现预期的商业经济运行, 且难以实现 5 年以上的换料周期, 也可从中排除。

重水堆 CANDU 核蒸汽供应系统体积、尺寸和重量较大, 无法满足紧凑船体设计要求, 可从中排除。

根据上述分析, 可选择的堆型有: 压水堆 PWR、沸水堆 BWR、超热沸水堆 SWR、铅-铋快堆 LBFR 和有机盐冷却堆 OCR。其中 PWR 和 BWR 技术相对成熟, 无需进一步的技术研发, 其他反应堆可能需要进一步的技术研发。

3. 五种反应堆技术分析

以下针对筛选出的五种反应堆技术进行近海水下场景的适用性分析。

3.1. IPWR

压水堆的优势在于它是一项成熟的技术,已经建立了与之配套的工业基础设施;压水堆核动力系统可靠性高,堆芯燃耗高,换料周期长。但是,压水堆需要运行在高压下,压力边界材料壁厚较厚,必须考虑冷却剂丧失事故处理措施和技术对策,需要配置大量的工程安全设施系统和设备。一体化压水堆 IPWR 进一步提高了分散布置压水堆的安全性。

可供参考的法国 Flexblue 分散式压水堆的额定功率为 530 MWt,动力装置热效率为 33%,除去自身辅助系统 15 MWe 电力损耗外,可向陆上有效输出 160 MWe 的电力。Flexblue 堆芯功率密度为 69 kW/L,采用较低的功率密度可以最大限度地减少燃料循环长度对富集度的要求,同时增加了应对瞬态的安全裕度,但却需要设计大尺寸的反应堆压力容器。Flexblue 反应堆直径为 14 m,船体模块总长为 145 m,反应堆舱段部分长约 25~30 m,汽轮机和交流发电机部分总长约 40~50 m,其余空间为容纳蓄电池的应急供电系统以及 15~30 人的工作区。

提高压水堆在海上部署经济竞争力的直接有效方法是减小容纳压水堆所需的船体容器尺寸,因此, Flexblue 并不是最优的近海水下压水堆配置方案,其替代方案是采用集成布置的 IPWR 配置方案,因为 IPWR 可通过工艺系统布置设计来减小安全壳尺寸、消除冷却剂丧失事故。近年来,IPWR 研发活动一直都在进行中,如 mPower 和 NuScale 小堆。IPWR 普遍把堆芯、蒸汽发生器、稳压器、主泵(若有)、控制棒驱动机构全部置于反应堆压力容器内,取消了大尺寸主管道,设计消除大破口失水事故,采用内置控制棒驱动机构避免了上封头的机械贯穿,取消了控制棒弹出事故。

为解决 IPWR 反应堆压力容器(RPV)尺寸过大问题,需采用紧凑换热器技术才能满足船体高度 20 m 的限制条件[15][16][17]。西屋的 IPWR 采用紧凑型管壳式换热器技术。NuScale 和 IRIS 一体化压水堆采用传统工艺的紧凑螺旋管直流蒸汽发生器技术。 I^2S 一体化压水堆采用高效微流道紧凑型换热器(PCHE)技术(如图 1 所示),PCHE 换热模块由很多的长方体金属平板制成,这些金属板内部设置有半圆形的微型流道,这些微通道内流动着一回路和二回路的工质水,PCHE 换热器内微型流道之间的压差较小,可排除管道破裂事故(例如蒸汽发生器传热管破裂),该换热器已被先进反应堆和 SCO_2 反应堆系统所采用。

螺旋管直流蒸汽发生器的表面体积密度为 $173 \text{ m}^2/\text{m}^3$ 、功率密度为 $7.5 \text{ MW}/\text{m}^3$,PCHE 换热器的表面体积密度为 $1420 \text{ m}^2/\text{m}^3$ 、功率密度为 $180 \text{ MW}/\text{m}^3$ 。很明显,PCHE 具有很高的紧凑换热优势[15]。当热功率为 530 MWt 时,需要 10 台 PCHEs,每台 PCHE 的长度为 60 cm (30 cm 用于容纳布置集管),宽度为 60 cm,高度为 2 m,PCHEs 可布置在 3.9 m 直径的反应堆压力容器内,可根据空间情况额外布置 2 台 PCHEs 用来提供设计冗余和提高可靠性,预防污垢或避免其他可能降低 PCHE 装置性能的问题。PCHE 紧凑性很高,换热能力强,经济性可同直流蒸汽发生器相竞争。一台 125 MWt 的直流蒸汽发生器采用因科镍 600 材料,预计制造成本为 250 万美元。相比之下,由 316 不锈钢制成的 PCHE 成本为 17 万美元/ m^3 ,12 台 PCHEs 换热器总造价为 146 万美元,比直流蒸汽发生器便宜约 100 万美元,若采用因科镍 600 材料,PCHE 的经济成本预计仍比直流蒸汽发生器便宜[2]。

应当注意,PCHEs 换热器目前只进行了两侧单相水流动工质的试验,并未开展蒸汽在 PCHEs 微通道内的试验,特别是长期腐蚀和结垢性能尚未在公开文献查到。在腐蚀情况下,可能需要预留除盐装置,以减少腐蚀。 I^2S -LWR 反应堆使用 PCHE 单相换热技术,需要额外配置闪蒸室进行蒸汽生成。堆内 PCHEs 的在役检查和测试也需要重点研究。

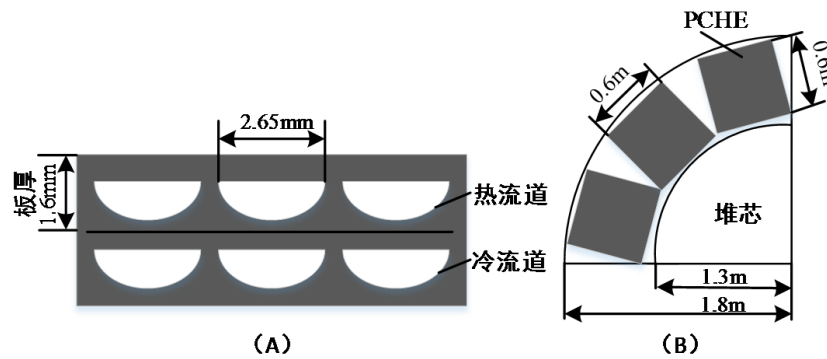


Figure 1. PCHE microchannel (A) and PCHE layout in core (B)
图 1. PCHE 微流道图(A)和 PCHE 堆芯布置图(B)

为确保堆芯成熟性，IPWR 多采用成熟燃料组件，如标准 17×17 截短组件，堆芯尺寸的变动仅仅是高度方向变更。采用紧凑型热交换器和压力容器一体化布置需要重新设计船体和安全壳。表 2 比较了先进 IPWR 和标准压水堆核电站堆芯关键参数。压力容器厚度基本相同(运行压力一致)，蒸汽发生器采用直流过热蒸汽发生器，从而提高热效率。此外，降低一回路压降和泵功率也可以提高系统效率。

典型水下核动力船体中安全壳总高度为 20 m，直径为 14 m，比同等压水堆布局更加紧凑，船体中的自由容积为 1400 m^3 ，内部抑制池的体积为 635 m^3 ，考虑辅助设施布置后安全壳内容积可能更小[2]。

Table 2. Comparison between typical IPWR and conventional PWR nuclear power plants
表 2. 典型 IPWR 和传统压水堆核电站比较

| 比较项 | PWR | IPWR |
|----------------------------------|------------|------------|
| 堆芯功率密度(kW/L) | 100 | 69 |
| 比功率(kW/kg) | 28.5 | 18.5 |
| 总功率(MWth) | 3,500 | 530 |
| 堆芯围筒直径(m) | 3.76 | 2.5 |
| RPV 内径(m) | 4.39 | 3.9 |
| RPV 外径(m) | 5 | 4.5 |
| RPV 高度(m) | 14 | 17 |
| 燃料组件数量 | 193 | 69 |
| 堆芯流量(kg/s) | 17400 | 3440 |
| 燃料高度(m) | 3.66 | 2.36 |
| 一次侧(二次侧)压力(MPa) | 15.5 (5.8) | 15.5 (5.8) |
| 堆芯(系统)压降(kPa) | 180 (545) | 32 (25) |
| 堆芯(蒸汽)出口温度($^{\circ}\text{C}$) | 320 (295) | 328 (318) |
| 平均线功率密度 LHGR (kW/m) | 18.7 | 10.5 |
| 堆芯平均富集度(%) | 4 | 5.4 |
| 循环周期(年) | 1.5 | 5 |
| 燃料耗(UO_2 ; MWd/kg) | 45 | 40 |
| 中子泄漏份额 | 0.025 | 0.06 |

3.2. BWR

沸水堆蒸汽动力循环系统中含有放射性水，堆芯为两相流动，易受两相流动密度波不稳定性影响。若推进动力采用 BWR 技术，负荷调节运行过程中除了需要预防两相流动不稳定性外，还应预防船舶运动引起的流量和功率振荡现象，这两种叠加的不稳定性最终可能引发反应性控制问题。因此，美国、俄罗斯、法国海军核动力均不选择 BWR 技术，而选择 PWR 技术。事实上，BWR 对船体运动的敏感性实际上源自推进动力负荷频繁变更和调节，相反，新的近海水下反应堆主要用途不是船舶推进动力，而是电力生产，反应堆长期运行在满功率额定工况下，且位于水面之下，因此可以避免这种双重叠加不稳定性问题。再者，与 IPWR 相比，BWR 的突出优势在于消除了蒸汽发生器和稳压器，运行压力降低为压水堆的一半以下，使得 BWR 反应堆尺寸更加紧凑，更容易满足船用紧凑要求。

东芝设计的 LSBWR 与日立设计的 SSBWR 基本相似，LSBWR 采用全自然循环运行模式，系统运行采用较低的工作压力降低了所需的安注容量。LSBWR 还通过使用模块化结构设计和制造，大大降低了设计周期和建造周期。

与 PWR 相比，BWR 需要采取的屏蔽范围较大且比较严格。由于蒸汽动力转换系统中的蒸汽带有放射性，因而影响设备检查和维修维护。BWR 的另一个缺点是功率密度较低，堆芯装载的锆材料较多，严重事故下需要严格防范锆水反应产生的氢气爆炸问题。

3.3. SWR

超热沸水堆 SWR 概念最早是在 20 世纪 50 年代和 60 年代提出来的，美国和德国曾经进行过运行试验测试。SWR 反应堆的优势在于可产生 500℃~600℃左右的过热蒸汽，从而提高轻水堆的热效率。在理想朗肯循环中，蒸汽温度升高 200℃可使热效率提高约 4%。

对于采用两区设计的 SWR(堆芯沸腾区和过热蒸汽区)需要解决功率/流量失配稳定性问题。典型 SWR 采用多通道冷却的环形燃料(IXAF)来生产过热蒸汽，冷却剂在整个堆芯流道中沸腾，蒸汽通过传统分离器从液体中分离出来，饱和蒸汽产生后不直接离开反应堆压力容器堆芯，而是转向流入每个燃料组件中的中心通道中旋转并向下流动，到达底部后再向上流过组件外侧通道，从而产生过热蒸汽离开反应堆压力容器。在辅助和安全系统配置上，SWR 与传统一体化沸水堆辅助系统配置和专设安全系统配置基本相似，内部设置抑压水池、消氢措施、余热排出系统等。由于 SWR 堆芯流道复杂、气液两相共存，其反应性、瞬态、热应力机械行为仍需要进行详细分析研究。

韩国曾针对 IXAF 环形燃料进行了辐照试验研究[18]。研究表明[19]，在 5 年换料周期内，有两种包壳材料能够承受 SWR 苛刻的辐照运行条件：310 不锈钢和 FeCrAl 合金，其中 310 型不锈钢和 FeCrAl 合金可允许的平均堆芯 235U 富集度情况分别为 8.8%和 9.4%。

表 3 给出了热功率为 400 MWt 的 SWR 主要技术特点和设计参数。

3.4. LBFR

与钠冷快堆相比，铅-铋冷却快堆(LBFR)与外界环境水、空气之间兼容性好，运行压力和温度与钠冷快堆基本相似，但热工水力和腐蚀性能较差。与压水堆相比，LBFR 压力容器和安全壳更加紧凑，热力循环效率更高。较高的铅-铋共晶(LBE)温度为冷却液的沸腾提供了较大的安全裕度。铅-铋冷却剂的中子活化过程中，除了应考虑铅的毒性外，还应考虑 ^{210}Po 引起的放射性毒性。

近海水下 LBFR 设计方案可充分参考俄罗斯 SVBR-100 的设计和运行经验，主要得益于俄罗斯过去几十年的 LBFR 潜艇运行经验，这些工程实践可使得 LBFR 概念具备在 2030~2040 年成为水下反应堆潜

在可行的部署方案。SVBR-100 功率密度和热力循环效率与压水堆基本相似, 但堆芯极为紧凑, 尽管 LBFR 在材料选择方面取得了巨大进展, 但堆芯材料的长期腐蚀问题仍然存在, 至今仍没有取得实质进展, 这可能是制约 LBFR 发展的关键瓶颈。

Table 3. Technical characteristics and design parameters of typical SWR
表 3. 典型 SWR 技术特点和设计参数

| 名称 | 特点或参数 |
|-------------|------------|
| 热功率 | 400 MWt |
| 热效率 | 40% |
| 功率密度 | 40 kW/L |
| RPV 直径 | 3.5 m |
| RPV 高度 | 14 m |
| 反应堆厂房总高度 | 20 m |
| 燃料组件数 | 68 |
| 组件排列 | 8 × 8 |
| 燃料棒间距/燃料棒直径 | 1.174 |
| 燃料元件外径 | 1.96 cm |
| 燃料元件内径 | 1 cm |
| 堆芯活性区高度 | 3 m |
| 质量流量 | 1306 kg/s |
| 蒸汽压力 | 7.3 MPa |
| 堆芯压降 | 217.49 kPa |
| 平均通道出口蒸汽温度 | 771 K |
| 热通道出口蒸汽温度 | 825 K |

3.5. OCR

有机盐冷却堆 OCR 概念最初在 20 世纪 50 年代后期提出过, 后被放弃。加拿大基于重水堆技术的 OCR 概念研究也随后停滞。OCR 主要缺点是在高温和高辐射场下冷却剂会发生分解, 加拿大的研究方案中采用油气工业中常用的加氢裂化技术, 对分离出的冷却剂进行回收和循环利用, 保持了冷却剂成分相互平衡。对于基于 OCR 技术的近海水下反应堆, 需要额外容器来储存有机盐冷却剂以及加氢裂化系统。

加拿大 OCR 设计使用重水慢化剂来减少有机盐冷却剂上的辐射能量沉积。考虑到紧凑布置和节省空间, 近海水下 OCR 反应堆可采用固体慢化剂取代重水。在固体慢化剂中, 可选择的类型主要有石墨和氢化锆。石墨是最早用于核技术的固体慢化剂, 但石墨慢化剂体积庞大、要求堆芯功率密度低, 不适合用于紧凑海洋环境场合。氢化锆(ZrH_x)可以满足比石墨更紧凑的反应堆系统, ZrH_x 已经在 TRIGA 脉冲研究堆中得以成功应用, 且具有降低氢扩散和保持结构完整性的优势。

根据相关研究, 新的近海水下 OCR 反应堆可选择 1.6 氢含量的 $ZrH_{1.6}$ 作为固体慢化剂, 有机盐冷却剂出口温度约为 350℃, 在换料周期为 5 年的堆芯设计方案中, 氢浓度不会显著降低; 而燃料组件由核燃料棒 UC、石墨基体、 $ZrH_{1.6}$ 棒组成方形燃料组件, 其中石墨基体占冷却剂体积的 40%, $ZrH_{1.6}$ 共由 66 根圆柱形金属棒组成, 核燃料由 198 根 UC 圆柱形燃料元件棒组成, 冷却剂在直径为 7.6 mm 的孔隙中流动, 该燃料组件尺寸与压水堆燃料组件相似。新的 OCR 燃料组件采用理论燃料密度为 13.6 g/cm³ 的 UC 燃料

能够确保燃料有效成分的质量份额,也可以采用如 UO_2 、UN 或金属核燃料,只需确保有机盐冷却剂与核燃料相兼容即可。

与加拿大 OCR 设计方案相比(堆芯功率密度 15 kW/L),新 OCR 堆芯具有更高的功率密度(40 kW/L),慢化剂不需要采用重水,因而无需配置重水配套系统及容器。因此,新的 OCR 反应堆系统可以实现紧凑布置。若 OCR 能量传递采用高效紧凑板式换热器技术 PCHE,包括反应堆(500 MWt 级)和 PCHE 技术(PCHE 所需体积空间为 15 m^3)在内的安全壳尺寸和体积粗略估算为:直径 12 m 、高度 18 m 、体积 2035 m^3 ,容纳有机盐冷却剂(含安全所需冷却剂装量)所需的储存容器体积为 755 m^3 (其中反应堆正常补充和储存所需冷却剂体积为 120 m^3 ,安全所需冷却剂装量约为 635 m^3),加氢裂化系统所需的容器体积为 250 m^3 ,这里有机液体的沸点比大气压下的水高得多($\sim 350^\circ\text{C}$),热容量约为水的一半,假设从抑压池中安全注入所需的有机盐冷却剂体积与压水堆安注水源比例相似。

OCR 反应堆系统的安全性有待后续研究评估,与其他先进 SMR 反应堆设计相比,OCR 可实现在低压和中等温度条件下运行,有机盐冷却剂价格相对廉价,因而同样具有未来发展潜力。

4. 动力循环

在动力循环方面,主要有三种具有可选的动力循环方式:

- 1) 冷凝式 SCO_2 动力循环,包括三台涡轮机和两台压缩机;
- 2) 再压缩 SCO_2 动力循环,包括一台涡轮机和两台压缩机;
- 3) 紧凑型蒸汽朗肯循环,其效率与传统蒸汽朗肯循环相同,不同之处在于采用高速发电机组、低压和高压汽轮机以及船外浸没在海水中的冷凝器,在岸上实现直流电或交流电之间的转换。

表 4 给出了不同堆型朗肯动力循环热效率、系统设备占用空间体积的综合比较。图 2 给出了五种 SMR 采用朗肯蒸汽动力循环占用空间体积比较(BWR 可视为一回路和二回路合为一回路) [2]。

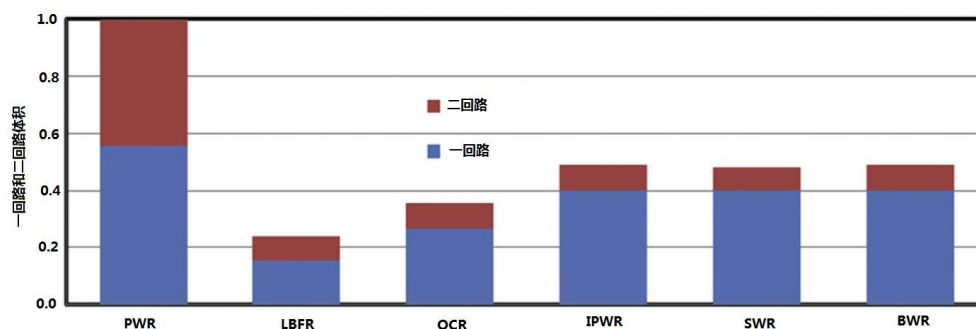


Figure 2. Space volume comparison of Rankine steam power cycle for different reactor types

图 2. 不同堆型采用朗肯蒸汽动力循环占用空间体积比较

Table 4. Comparison of different power cycle indexes for different reactors (Note: reactor power is 160 MWe)

表 4. 不同堆型采用不同动力循环指标比较(注:反应堆功率为 160MWe)

| 堆型 | 运行压力/温度 (MPa/ $^\circ\text{C}$) | 朗肯循环效率(%) | 核系统所占体积(m^3) | 紧凑朗肯循环整体体积(m^3) | 冷凝式 SCO_2 循环整体体积(m^3) | 再压缩式 SCO_2 循环整体体积(m^3) |
|------|----------------------------------|-----------|-------------------------|----------------------------|---|--|
| PWR | 15/300 | 37.5 | 4300 | 3387 | - | - |
| LBFR | 0.2/400 | 37.5 | 1200 | 698 | 385 | 500 |
| OCR | 0.5/300 | 37.5 | 2035 | 698 | 385 | 500 |
| IPWR | 15/300 | 37.5 | 3078 | 698 | 385 | 500 |
| SWR | 7.2/500 | 40.0 | 3078 | 634 | 不适用 | 不适用 |
| BWR | 7.2/300 | 37.5 | 3078 | 698 | 不适用 | 不适用 |

对于 BWR 和 PWR, 与冷凝式 SCO_2 和再压缩 SCO_2 动力循环方案相比, 蒸汽朗肯动力循环的热效率分别提高 2% 和 10%。当汽轮机入口温度从 300°C 增加到 500°C 时, 蒸汽朗肯动力循环热效率提高了 2.5% (适用于 SWR 和 LBFR)。当汽轮机入口温度为 500°C 时, 冷凝式 SCO_2 动力循环的效率比任一蒸汽朗肯动力循环热效率均高 7%, 而再压缩式 SCO_2 动力循环的效率与蒸汽朗肯循环相似。值得注意的是, 冷凝式 SCO_2 动力循环仅能在低于 15°C 的海水温度下才能运行, 这可能会限制装置的使用地点, 这不同于 Flexblue 模块 33% 的热效率。表中数据参考压水堆蒸汽朗肯循环, 按照 37.5% 的热效率进行比较, 假设泵和汽轮机的等熵效率为 90% 以上。

在动力循环系统所占用的整体体积方面, 传统的蒸汽朗肯动力循环是基于西门子的 SST-700 汽轮机模型估算, SST-700 具有高压和低压汽轮机以及给水加热器系统。虽然两个 SCO_2 循环都提供了最为紧凑的体积方案, 但它们对整个电厂容积节省空间的影响并不一定高于紧凑型朗肯动力循环。由于汽轮机入口温度较高, SWR 所采用的紧凑朗肯动力系统整体体积反而最小。虽然冷凝式 SCO_2 循环效率比 SWR 朗肯循环效率高 7%, 但由于蒸汽传热特性差, 因而需要大尺寸的换热器体积。LBFR 可产生约 500°C 高温的蒸汽, 本研究参考装置 SVBR-100 可产生 290°C 高温蒸汽, 因此, 假设汽轮机尺寸与压水堆相同。如果 SCO_2 能够产生 500°C 蒸汽用于汽轮机做功, 并且 LBFR 在材料方面取得实质性进展, 采用冷凝式 SCO_2 动力循环技术的 LBFR 将具有明显热效率和经济优势。

5. 经济性分析

五种反应堆堆芯燃料均采用低浓缩 UO_2 燃料, IPWR、OCR 和 BWR 等堆芯燃料达到循环长度的燃料循环成本基本一致。SWR 由于包壳额外吸收以及复杂的燃料工艺技术, 预计燃料循环成本约为其他设计方案的 1.35 倍。

从一回路系统和二回路系统(包括热力循环系统, BWR 一回路系统和二回路系统合并为一个系统)所占体积大小可以看出, LBFR 占用船舶空间体积最小, 其次是 OCR, 因此预计每兆瓦 LBFR 和 OCR 的资本成本最低。LBFR 堆芯紧凑, 反应堆占用体积将比 OCR 小 40%, 但因其高耐腐蚀材料的成本相对较高, 因此, LBFR 资本成本有可能更高。虽然 SWR 堆芯燃料、堆内构件和蒸汽管线也需要昂贵的材料, 但其较高的热效率可以平衡总体投资成本, 使其与 BWR 资本成本相当。BWR 或 SWR 比 IPWR 设备更少, 运行压力更低, 因而在资本成本上将比 IPWR 更为廉价。

在运行和维护费用方面, BWR 和 PWR 采用的是经过工程验证的成熟技术, 其容量因子和运维费用基本比较明确, IPWR 和 PCHE 的集成创新有待工程证实后才能明确其运维成本。OCR 中使用 PCHEs 以及缺乏 OCR 运行经验, 其运行可靠性和运维成本也带有很大的不确定性。尽管 LBFR 被认为在技术上是可靠的, 但主要领域用于推进动力, 在发电运行方面的经验极为有限, 其运行可靠性和运维成本也存在不确定性, 再者换料期间 LBFR 需要额外加热功率, 以防止铅-铋冻结, 这将产生额外成本。由于缺乏在 500°C 蒸汽下的材料辐照和热工性能方面的运行经验, SWR 有可能导致更高昂的运行和维护成本。

综合燃料循环、资本成本和运行维护成本分析, 预计 OCR 和 BWR 总成本最低。IPWR、SWR 和 LBFR 的总成本基本一致。随着材料研发和 SCO_2 动力循环方面的技术突破, 预计到 2030~2040 年, LBFR 反应堆可实现 200°C ~ 300°C 以上甚至更高的汽轮机进口温度, 并与 SCO_2 循环系统实现耦合, 从而可大幅度提高热效率, LBFR 有望成为最具经济性的近海水下 SMR 设计方案。

6. 结论

针对近海水下反应堆的技术路线, 结合近海水下应用环境限制条件, 从 13 个候选反应堆类型中筛选出了 5 种可行的技术方案。五种反应堆技术中, BWR 和 IPWR 具有可用于评估的参考成熟电站做参考,

近期实现工程应用可能性最大；而其余三种反应堆技术中有些处于概念设计，有些运行经验有限，近期实现工程应用可能性不大；长期发展分析，LBFR 可能最具发展优势。

在安全方面，五种近海水下 SMR 设计预期安全目标基本一致，在无限长的时间内可以通过非能动手段实现安全目标(反应性控制、衰变热排出和放射性包容)。OCR 设计方案因过去 40 年内无充分的研究设计和运行经验可供参考，因而技术设计和安全方面具有最大的不确定性。

在燃料循环方面，五种近海水下 SMR 具有相似的防核扩散考虑，采用不高于 20% 富集度 ^{235}U 陶瓷核燃料。

在动力循环方面，采用 SCO_2 循环可大大节省船舶有效利用空间。就一回路系统和二回路系统总体所占空间而言， SCO_2 循环所需空间与紧凑型朗肯循环所需空间大致相同。在反应堆紧凑性方面，LBFR 所需的空間最少，其次是新的 OCR 设计方案。

在经济性方面，OCR 和 BWR 设计方案有望成为最具经济优势的近海水下反应堆技术路线。然而，随着耐腐蚀/抗侵蚀材料和 SCO_2 动力循环系统、设备、部件和材料的不断技术突破，未来 LBFR 预计在经济性方面最终胜出。

参考文献

- [1] Haratyk, G., Lecomte, C. and Briffod, F.X. (2014) Flexblue®: A Subsea and Transportable Small Modular Power Plant. *Proceedings of ICAPP*, Charlotte, 6-9 April 2014, 2368-2374.
- [2] Shirvan, K., et al. (2016) Technology Selection for Offshore Underwater Small Modular Reactors. *Nuclear Engineering and Technology*, **48**, 1303-1314. <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.06.002>
- [3] Yoshida, N., Kawakami, M., Hiraiwa, K. and Heki, H. (2002) Study on Long Life Core with Uranium Fuel for LSBWR. *Proceedings of PHYSOR*, Seoul, 7-10 October 2002, 1-11.
- [4] Ko, Y.C. and Kazimi, M.S. (2010) Conceptual Design of an Annular-Fueled Superheat Boiling Water Reactor. MIT-ANP-TR-130, MIT, Cambridge.
- [5] Toshinsky, G. and Petrochenko, V. (2012) Modular Lead-Bismuth Fast Reactors in Nuclear Power. *Sustainability*, **4**, 2293-2316. <https://doi.org/10.3390/su4092293>
- [6] Shirvan, K., Ballinger, R., Buongiorno, J., Forsberg, C., Kazimi, M. and Todreas, N. (2014) Advanced Offshore Seabed Reactors. MIT-ANP-TR-155, MIT, Cambridge.
- [7] International Atomic Energy Agency (IAEA) (2011) Status of Small and Medium Sized Reactor Designs.
- [8] Buongiorno, J., Sterbentz, J.W. and MacDonald, P.E. (2006) Study of Solid Moderators for the Thermal-Spectrum Supercritical Water-Cooled Reactor. *Nuclear Technology*, **153**, 282-303. <https://doi.org/10.13182/NT06-A3708>
- [9] Greaves, E.D., Furukawa, K., Sajo'-Bohus, L. and Barros, H. (2012) The Case for the Thorium Molten Salt Reactor. *Latin American Symposium on Nuclear Physics and Applications*, Vol. 1423, 453-460. <https://doi.org/10.1063/1.3688845>
- [10] Forsberg, C., Curtis, D., Stempfen, J., MacDonald, R. and Peterson, P. (2014) Fluoride-Salt-Cooled High-Temperature Reactor (FHR) Commercial Basis and Commercialization Strategy. MIT-ANP-TR-153, MIT, Cambridge. <https://doi.org/10.2172/1183687>
- [11] Hoffman, E.A., Yang, W.S. and Hill, R.N. (2006) Preliminary Core Design Studies for the Advanced Burner Reactor over a Wide Range of Conversion Ratios. ANL-AFCI-177, ANL, Chicago.
- [12] Kunitomi, K., Katanishi, S., Takada, S., Takizuka, T. and Yan, X. (2004) Japan's Future HTR—The GTHTR300. *Nuclear Engineering and Design*, **233**, 309-327. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2004.08.026>
- [13] Anzieu, P., Stainsby, R. and Mikityuk, K. (2009) Gas-Cooled Fast Reactor (GFR): Overview and Perspectives. *Proceedings of the GIF Symposium*, Paris, 9-10 September 2009, 127-134.
- [14] Hejzlar, P., Todreas, N.E., Shwageraus, E., Nikiforova, A., Petroski, R. and Driscoll, M.J. (2009) Cross-Comparison of Fast Reactor Concepts with Various Coolants. *Nuclear Engineering and Design*, **239**, 2672-2691. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.07.007>
- [15] Shirvan, K., Hejzlar, P. and Kazimi, M.S. (2012) The Design of a Compact Integral Medium Size PWR. *Nuclear Engineering and Design*, **243**, 393-403. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2011.11.023>

- [16] Cronje, J.M., Van Wyk, J.J. and Memmott, M.J. (2012) Overview of the Westinghouse Small Modular Reactor Building Layout. *Proceedings of ICAPP 2012*, Chicago, 24-28 June 2012, 75-82.
- [17] Memmott, M.J. and Manera, A. (2014) The Use of a Flashing Drum to Generate Steam in the Integral, Inherently Safe (I2S) Light Water Reactor. *Proceedings of ICAPP 2014*, Charlotte, 6-9 April 2014, 60-70.
- [18] Yang, Y.S., Kim, D.H., Bang, J.G., Kim, H.K., Chun, T.H., Kim, K.S., Song, K.W., Seo, C.G. and Chae, H.T. (2009) Irradiation Test of Dual-Cooled Annular Fuel Pellets. *Proceedings of WRFPM/Top Fuel*, Paris, 6-10 September 2009, 1271-1276.
- [19] Pint, B.A., Terrani, K.A., Brady, M.P., Cheng, T. and Keiser, J.R. (2013) High Temperature Oxidation of Fuel Cladding Candidate Materials in Steamehydrogen Environments. *Journal of Nuclear Materials*, **440**, 420-427.
<https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2013.05.047>