

Material Changes and Technology Features of Sodium Cooled Fast Reactor

Yuhang Niu¹, Xiuan Zhou¹, Dongliang Hu¹, Yao Xie^{1,2}, Baoling Zhang^{1,3*}, Min Li³

¹North China University of Water Resources and Electric Power, Zhengzhou Henan

²University of Science and Technology of China, Hefei Anhui

³Sichuan University, Chengdu Sichuan

Email: zbaoling1234@163.com

Received: June 9th, 2017; accepted: Jun. 24th, 2017; published: Jun. 27th, 2017

Abstract

Sodium cooled fast reactor (SFR) has attached worldwide attention. More and more SFR has been built in the world. In this paper, the advantages of SFR are introduced. Then the material change and the technical features of SFR of Russia, Japan, America, India and China are analyzed in detail. The technology of sodium cooled fast reactor is gradually changing from the experimental reactor to the commercial reactor.

Keywords

SFR, Material, Technology, Plan

钠冷快堆选材变化及技术特点

牛钰航¹, 周秀安¹, 胡东亮¹, 解尧^{1,2}, 张宝玲^{1,3*}, 李敏³

¹华北水利水电大学, 河南 郑州

²中国科技大学核科学技术学院, 安徽 合肥

³四川大学原子核科学技术研究所, 四川 成都

Email: zbaoling1234@163.com

收稿日期: 2017年6月9日; 录用日期: 2017年6月24日; 发布日期: 2017年6月27日

摘要

钠冷快堆是作为世界研发进度最快的第四代反应堆, 各核大国对钠冷快堆的发展十分重视, 世界已经建
*通讯作者。

成的快堆越来越多。首先介绍了钠冷快堆及其发展优势，然后着重分析了俄罗斯、日本、美国、印度和中国在钠冷快堆材料选择和技术特点方面的发展变化。以上各国钠冷快堆基本技术都逐渐由实验堆向商用堆转变。

关键词

钠冷快堆, 材料, 技术, 规划

Copyright © 2017 by authors and Hans Publishers Inc.
This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY).
<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



1. 引言

利用快中子轰击 ^{235}U 和 ^{239}Pu 建立的反应堆能够实现增殖比大于 1，即产生的核燃料大于消耗的核燃料，这种反应堆称为“快中子反应堆”。钠冷快堆是以液态钠作为冷却剂的快中子反应堆，是第四代反应堆中相对发展最成熟、运行经验最丰富的反应堆堆型[1] [2]，钠冷快堆典型结构原理图如图 1 所示。四

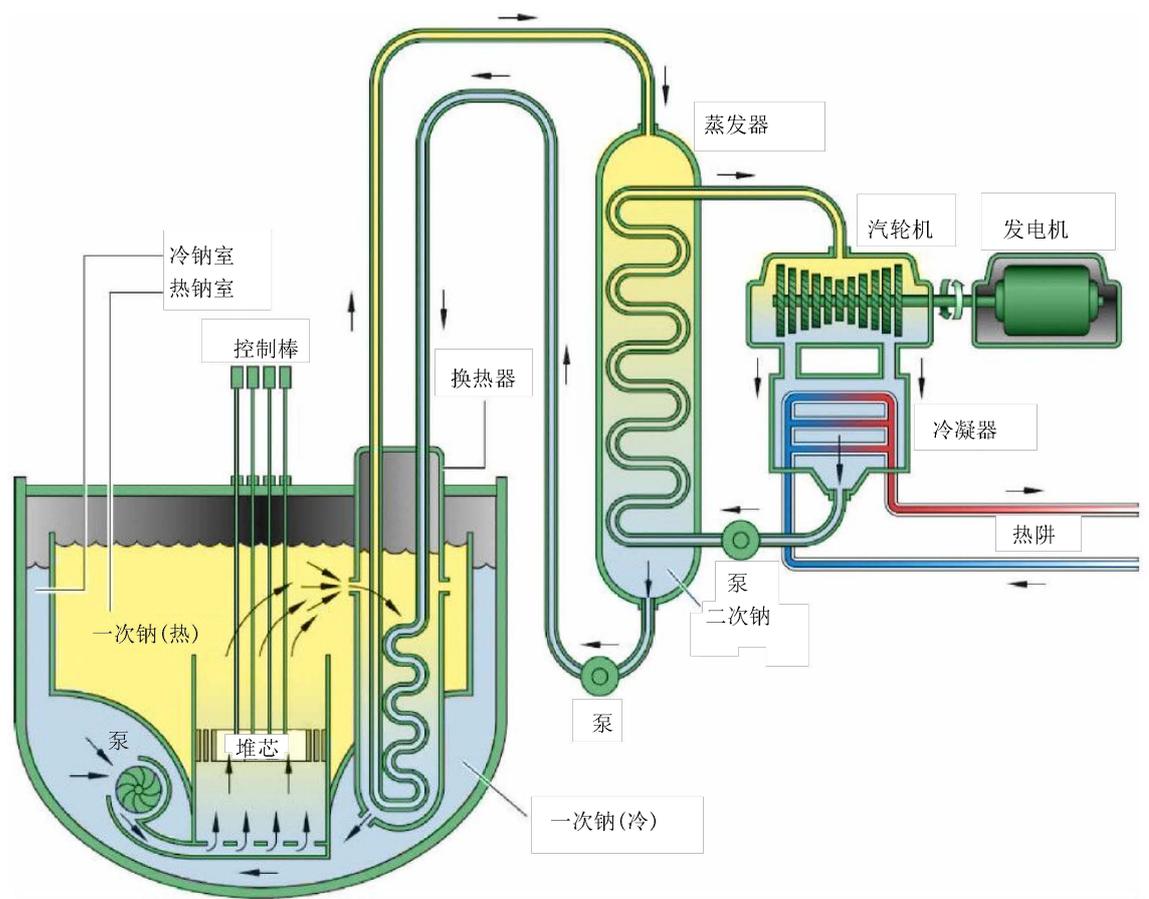


Figure 1. Schematic diagram of SFR
图 1. 钠冷快堆典型结构原理图

代堆国际论坛(GIF)提出, 钠冷快堆包括三类: 50~150 MWe 小型模块堆, 利用铀-钚-锆-钨合金作为核燃料; 300~1500 MWe 中大型池式钠冷快堆, 以铀-钚混合氧化物作为核燃料; 600~1500 MWe 大型管道式反应堆, 以 MOX 为燃料[3]。

快堆的发展始于二十世纪四十年代, 但是关键技术和材料问题阻碍了它的快速发展。在经过半个世纪充分地国际合作、科学研究和技术革新后, 钠冷快堆的设计、建造、运行都已成功完成。目前, 世界核大国都在积极进行先进钠冷快堆的研发, 建立起多个国际性的科研组织, 已经基本掌握了钠冷快堆的关键技术和运行经验, 钠冷快堆的研究已经被推上能源与科技的发展前沿。

2. 钠冷快堆的发展优势

在快堆中, 维持链式裂变反应后剩余的快中子较多, 可将不容易发生裂变的 ^{238}U 转变成易裂变核燃料 ^{239}Pu 。堆芯核燃料在被消耗的同时, 又不断生成新的核燃料, 且生成速度高于消耗速度, 快速增殖。产生的燃料经后处理所得钚返回堆内再使用, 多余的钚则用于装载新的快堆。如此封闭无限次循环, 对铀的利用率可从压水堆的 1% 左右提高到 60%~70% [4]。

轻水堆核电站运行过程中产生的长寿命高放射性废物(包括: 次量锕系核素 MA 和长寿命裂变产物核素) [5]要衰变三、四百万年才能把放射性降低到天然铀的水平。快堆可以集中嬗变长寿命锕系核素和长寿命裂变产物, 使其变为稳定或短寿命的核素。一座快堆可以烧掉 4~10 座同等功率规模的压水堆产生的锕系核素[6]。

液态钠的中子吸收截面小, 散射和慢化能力弱, 这是适合做快堆冷却剂的重要性能。除此之外, 钠作为冷却剂还有多个固有安全性:

1) 液态钠有较大的热导率, 当一回路冷却剂失流导致组件中的燃料发生局部熔化时, 堆芯事故余热能迅速导入钠池(实验堆约 200 余吨钠, 商用快堆达上千吨)的最终热阱中, 不易瞬间产生钠泡[7]。

2) 钠的沸点在大气压下是 883°C , 一回路工作温度在 530°C ~ 550°C , 有 300°C 的温差, 一回路不需要像压水堆那样为获得更高的堆芯出口温度而加压[8] [9]。

3) 由于一回路压力低于大气压, 当出现管道或容器破裂事故时, 钠冷快堆不存在因喷射导致堆芯裸露的可能。

4) 纯钠在 800°C 以下对钢材料几乎无腐蚀, 钠冷快堆管道和容器不易因腐蚀而泄露。

由于钠冷快堆具有高效的燃料利用率以及利用嬗变处理长寿命核废物的巨大优势, 各核强国对钠冷快堆的发展十分重视, 目前已经建成的快堆如表 1 所示。

3. 部分国家钠冷快堆的发展

3.1. 日本

1967 年常阳(Joyo)实验快堆建成, 1977 年首次达到临界。2003 年将功率提高到 140 MW, 2007 年退役。日本原子能机构 JAEA 计划在 2021 年重启此核电站。建造常阳实验快堆的最初目的是为了证实 FBR(快中子增殖反应堆)的增殖特性、安全性和稳定性, 此后为了进一步研究快中子反应堆的特性, 常阳堆经过了两次改进。最初的 MK-I 完成了满功率 75 MW 的目标。1982 年改进为 MK-II, 在 75 MW 全功率运行时, 常阳堆主流完成了从强制循环到自然循环的平稳过渡[10], 并完成了一系列燃料组件的辐照实验。2003 年改进为 MK-III [11], 改善了整体照射性能, 对各种燃料和材料进行了多种不同程度的辐照实验, 引入次量锕系元素与燃料共同参与闭式循环。

文殊(Monju)是 1991 年建成的 280 MW 原型快堆, 采用 $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ 作为燃料。1994 年首次达到临界, 1995 年在操作测试过程中发生钠泄露严重事故导致其停堆, 2010 年重新启动。作为商业化原型反应堆,

Table 1. Constructed SFR**表 1.** 已建钠冷快堆

reactor	type	power thermal/elec MWt/MWe	fuel	country	notes
BOR-60	experimental, loop	55/10	oxide	Russia	1969~
BN-600	demonstration, pool	1470/600	oxide	Russia	1980~
BN-800	experimental, pool	2100/864	oxide	Russia	2014~
FBTR	experimental, pool	40/10.6	carbide	India	1985~2030
PFBR	demonstration, pool	1250/500	oxide	India	(2017)
CEFR	experimental, pool	65/20	oxide	China	2010~
Joyo	experimental, loop	140/~	oxide	Japan	1978~2007 maybe restart 2021
Monju	prototype, loop	714/280	oxide	Japan	1994~1996, 2010~
BOR-60	experimental, loop	55/10	oxide	Russia	1969~
BN-600	demonstration, pool	1470/600	oxide	Russia	1980~

文殊有以下任务：

- 1) 进行辐照测试实验，获取燃料和材料照射的重要数据。
- 2) 研究在燃烧铀和铀混合氧化物过程中的增殖性能。
- 3) 验证系统及各种设备的安全稳定性能。
- 4) 建立钠处理技术的经验。

日本和法国计划于 2019 年完成 600 MW Astrid 示范快堆的基础设计，包括整个电厂系统、堆芯捕集器、抗震结构和反应堆压力容器结构[12]。在参加法国 Astrid 钠冷示范快堆发展计划的同时，JAEA 在其快堆循环技术 FACT 发展项目中称，预计在 2025 年左右建成示范快堆 JSFR，旨在实现快堆的安全可靠、经济竞争力，使快堆迅速商业化。

JSFR 的技术优势主要有以下几点：

- 1) 燃料元件采用混合氧化物为核心燃料(其中包括次要锕系元素)，同时采用可承受高辐照剂量和耐高温的 ODS (Oxide Dispersion Strengthened)覆盖层钢来实现高燃耗降低燃料的成本[13]。
- 2) 非能动停堆系统(SASS) [14] [15]用于事故工况下反应堆的安全停堆，增强安全性，防止 ATWS (Anticipated Transient without Scram)造成的堆芯安全事故。
- 3) 燃料组件中设置内部管道结构，在发生堆芯熔融事故时增强对熔融燃料的排放，同时限制堆芯在高温情况下的反应性能。
- 4) 采用紧凑型反应堆容器，为容器的上部设置狭缝结构(UIS)，使燃料装卸装置与伸缩臂可以在这个区域内移动，节省空间。

3.2. 俄罗斯

原型快堆 BN-600(功率为 1470 MWt/600 MWe)于 1980 年 2 月达临界，4 月首次并网送电，次年 12 月达到满功率运行。2010 年达到设计寿命 30 年，并已延长其寿命至 2020 年，并且，俄罗斯有进一步延长 5 年寿命的计划[16]。BN-600 是俄罗斯所有核电机组中运营和生产记录最佳的核电站，近年来主要使

用浓缩氧化铀为 17%~26% 的 MOX 为核燃料，为俄罗斯的快堆发展贡献颇高[17] [18]。

BN-800 是在 BN-600 的技术基础上建成的，2014 年 6 月实现首次临界，2015 年 12 月 10 日并网。BN-800 的主要任务之一是掌握铀 - 钚混合燃料和闭式燃料循环技术[19] [20]。反应堆中约有 200 kg 的次要锕系元素，BN-800 对这些次要锕系元素的处理为 BN-1200 提供操作经验和技術解决方案。BN-800 与 BN-600 相比有以下改进：在 BN-800 反应堆装置和动力机组中全面引入了许多新的原则性方案，主要是进一步提高 BN 型钠冷机组的安全性水平。反应堆既能使用 MOX 燃料，也能使用其他先进混合铀 - 钚燃料(氮氧化物、金属燃料)，还能变换各种屏蔽组成。因此，反应堆中可以获得各种增殖水平[19]。

BN-1200 是 OKBM Afrikantov 公司下一步的第四代反应堆设计目标，俄罗斯国家原子能集团公司(Rosatomb)表示将在 2019 年做出有关建设首台 BN-1200 钠冷快堆机组的决定，预计将在 2025 年前后投入商业运行。俄罗斯政府计划在 2030 年前新建 11 台核发电机组，包括 2 台 BN-1200 机组。BN-1200 基于 BN-800 的设计，更加安全，更加有经济效益，铀的利用率又有所提升[21] [22]，主要包括几方面的技术革新：

- 1) MOX 的最大燃料耗水平在实验燃料组件中由 11.8% 提升至 14%、17%、20% (分别对应平均燃料耗水平为 90、115、130 MWd/kg)，降低了燃料组件的后处理成本。
- 2) 换料周期增加至 330 天/次，在反应堆运行期间增加了设备的可靠性并减少了维修成本。
- 3) 将核心燃料的体积分数提高到 0.47，相应提高了增殖比，降低了燃料的损失。
- 4) 将燃料元件的直径从 BN-600，BN-800 的 6.9 mm 增加至 9.3 mm，燃料组件尺寸从 96×2 mm 增加为 181×3.5 mm。

3.3. 美国

美国快堆技术发展较早，技术也相对成熟。但受美国现阶段核能发展战略的制约，目前 SFR 的研究主要是对早期 Prism、EBR 技术的改进。

PRISM 是通用 - 日立(GEH)公司在其 30 多年研发工作基础上开发出的 840 MWt/311 MWe 创新型小模块化钠冷快堆，其主要技术基于 EBR-II 原型一体化快堆。GEH 将和南方核开发公司(SND)共同参与美国能源部(DOE)的先进反应堆发展计划，其中包含 Prism 的改进设计，特点在于：

1) 与其他快堆的理念不同，目前 Prism 主要应用于乏燃料的处理。据 GEH 表示，Prism 反应堆技术可用于处理轻水堆产生的大量长寿命放射性核废物。假设全球库存乏燃料中含有 17.8 万吨核废物，每个家庭年耗电 3400 kWh，使用 Prism 可为全球家庭供电 200 年[23]。

2) 当燃料在堆内达到辐射损伤极限时，它可以对燃料元件进行融化 - 精炼(melt-refining)的修整过程，使燃料可以继续使用从而有效的提升了燃料[24]。

2015 年 9 月，Terrapower 公司与中国核工业集团(CCNC)签订一项在中国建设发电功率为 600 MWe 的原型反应堆 TWR 的协议，计划于 2030 年左右建成。TWR 概念最早由美国能源部劳伦斯利弗莫尔实验室于二十世纪五十年代提出，目前仍然处于技术设计阶段。TWR 通过对堆芯燃料的巧妙布置，核燃料可以从一端富集铀启动点燃，裂变产生后燃烧在原位增殖产生的燃料，形成“行波”。行波拥有自身可持续反应的机制和可以在增殖材料中像波一样传播裂变反应的特点，每年传播速度为几厘米，在后续运行过程中，只需添加天然铀或贫铀就可以维持长时间的运行[25]。

相比于一般快堆的设计概念，TWR 主要提倡在不更换燃料的情况下保证长时间的运行。基于这种理念，设计者提出 CANDLE 燃烧策略，即在堆芯运行寿期内轴向的中子通量密度和功率分布保持恒定[26]。TWR 的这种燃料设计方式使它具有以下优点：

1) 由于径向各点的功率特性不随燃料耗变化，对径向功率的控制十分简便，不同燃料耗期内的功率控制策略不变[27]。

2) 因为径向各点的功率特性, 冷却剂的流量不需要大的变化。

3) 燃料循环方式不同, TWR 采用一次通过方式, 不进行后处理; 并且长的运行寿期使 TWR 的核废料产生较少[25]。

TWR 的以上特性使其成为近乎完美的核能利用装置, 燃料深度可达 400 GWd/tHM, 是现有快堆的 3~4 倍、压水堆的 6~8 倍[28]。但是, 在实际实施上由于其过高的燃耗对材料和热工设计方面的要求较高, 现阶段还未有原型堆建设成功。

3.4. 印度

印度提出核电发展三阶段计划: 第一阶段建设重压水堆, 装机容量达 10 GWe; 第二阶段建设钚铀氧化物混合燃料(MOX)增殖快堆, 装机容量达 275 GWe; 第三阶段通过临界反应堆和加速器驱动次临界系统利用印度本土巨大的钍资源[3]。

印度 FBTR 回路式钠冷实验快堆建于 1972 年 1 月 1 日, 使用铀钚碳化物作为燃料, 换料周期 50 天[29]。1985 年 10 月 18 日达到临界, 功率为 10.6 MWe/40 MWt。FBTR 在运行过程中进行过两次改进: 起初 FBTR 为 MK-I: 燃料元件组分(70% PuC + 30% UC)。1996 年改进为 MK-II: 燃料元件组分(55% PuC + 45% UC)。2006 年在堆芯外围装载 MOX 燃料(44% PuO₂ + 56% UO₂)。因其良好运行, 寿命延长 20 年[30]。FBTR 用于燃料和材料开发方面的研究照射(如对金属燃料棒进行辐照测试实验), 测试辐射损伤并且进行放射性同位素生产。

基于 FBTR 运行经验, PFBR 池式钠冷示范快堆于 2004 年启动建设, 使用 MOX 为燃料, 拥有 40 年设计寿命, 预定 2010 年首次临界, 电功率达 500 MWe。但由于 MOX 燃料制造困难, 快堆首次临界至少推迟至 2017 年下半年[31]。目前快堆已完成建设, 正向原子能监管委员会(AREB)申请装填钠, 装载燃料, 反应堆临界和发电等阶段的许可。PFBR 成功运行将会推进燃料制造、乏燃料后处理、废物管理和固化等封闭式燃料处理技术。相比 FBTR, PFBR 中钚占铀钚的比例只有 0.25 (PFBR 两种堆芯燃料占比 0.7 和 0.55) [32]。

印度计划在 FBTR 成功运行一年后再建 2 × 600 MWe 双机组快堆 FBR-600 (FBR-1, FBR-2 双机组)。再于 2030 年后建设 4 座 600 MWe 功率快堆[33], 相比 PFBR, FBR-600 主要在堆芯设计上进行改进:

1) 安全性: 限制钠空泡反应性低于 1\$ (PFBR 为 2.7\$), 符合福岛事故后新制定的安全标准, 拥有 60 年设计寿命, 改进反应堆装配设计提升了安全性能。

2) 高效性: 单机功率提升到 600 MWe 并提出 2 × 600 MWe 双机组概念, 利用铬锰合金代替不锈钢作管道材料, 拥有 3 个 30 米蒸汽发生器环路(PFBR 为 4 个 28 米环路)。

3) 经济性: 只需更短的施工时间(5 年)并减少约 25%燃料库存[34]。

此外, 印度准备 2023 年建设 115 MWt 功率的 MFTR 金属燃料示范堆以验证金属燃料的可用性, 并在获得相关经验后于 2028 年建设 600 MWe 功率的 MDFR 金属燃料示范快堆。

3.5. 中国

中国 FBR 研发始于 1964 年。2003 年, 中国首个实验快堆 CEFR 建造完成。2010 年 7 月首次临界, 2011 年 7 月并网成功, 但发电功率仅为设计功率 20 MWe 的 40% [35]。CEFR 燃料高度 45 cm, 共有 150 kg 钚(其中 ²³⁹Pu 占 98 kg)。

CEFR 的安全性优势:

1) 在一回路钠净化系统取钠管上设置虹吸破坏装置, 以非能动方式减少失钠事故中液态钠的泄漏量

[36]。

2) 设计有负的温度效应、功率效应和堆芯空泡效应。

3) 设有独立的非能动事故余热排出系统, 非能动钠接盘、堆容器、非能动超压保护系统、非能动冷却超压保护器等一系列非能动安全设施[7]。

CEFR 运行主要目的是进行燃料元件、冷却系统和电站功能等快堆技术的相关实验。但发电功率不足, 证明 CEFR 在升功率过程中尚有许多问题需要注意[37]:

1) 对核测功率进行标定, 使之与实际热功率相匹配。

2) CEFR 升功率运行时, 要综合考虑反应堆功率、钠泵转速、二回路主冷却系统流量计等因素, 适当降低二回路钠泵转速。

3) 对 IHX、SG 中的钠温测量仪表进行标定, 并改进仪表的安装工艺。

基于 CEFR 的运行经验, 1000 MW 原型快堆 CDFR-1000 计划于 2017 年开始设计建造。CDFR-1000 一期工程规划建造 2×800 MW 钠冷快堆机组, 它是一个三环路功率为 2500 MWt 的池式钠冷快堆, 采用 MOX 为核燃料, 增殖比为 1.2, 有 316 个核心燃料组件, 寿命约为 40 年。同时 CEFR 设计有非能动余热排出安全系统来确保反应堆安全。到 2030 年将升级为 CCFR, 使用 MOX + 铀系元素或者金属 + 铀系元素作为燃料。

CDFBR-1200 计划于 2028 年建成, CDFBR-1200 完全符合第四代反应堆标准, 其核燃料不再是 MOX 而是 U-Pu-Zr 合金, 增殖比上升至 1.5。

除已建快堆, 世界各国还有一些快堆计划投入建设, 如表 2 所示。

4. 结语

本文综述了俄罗斯、日本、美国、印度和中国钠冷快堆的发展, 着重分析了各国主要快堆堆型选材的变化和技术特点以及各国快堆的发展方向。目前是快堆高速发展的时期, 对快堆基础技术的突破和应用方向的定位是各国商讨的热点。分析和对比其他国家的技术特点和实施路线, 有利于我国接下来快堆研发的改进和创新。

Table 2. Planned construction SFR

表 2. 计划建设的钠冷快堆

reactor	type	power thermal/elec MWt/MWe	fuel	country	notes
PRISM	demonstration, pool	840/311	metal	USA	from 2020s
ACR-100	prototype, pool	260/100	metal	USA	working with GHE
Astrid	demonstration, pool	1500/600	oxide	France with Japan	from 2024
BN-1200	commercial, pool	2800/1220	oxide	Russia	from 2025
MBIR	experimental, loop	100~150/	oxide	Russia	from 2020
CDFR-1000	demonstration, pool	/1000	oxide	China	from 2023
CDFBR-1200	commercial, pool	/1200	metal	China	from 2028
PGSFR	prototype, pool	/150	metal	South Korea	from 2028
JSFR	demonstration, loop	/500	oxide	Japan	from 2025
TWR	prototype	/600	metal	China with USA	from 2023

第四代反应堆钠冷快堆致力于能源的安全、经济、高效、可持续发展以及处理轻水堆产生的放射性废物。日本 Monju 向 JSFR 的转变、俄罗斯 BN-800 向 BN-1200 的转变、印度 FBTR 向 PFBR 的转变以及中国实验快堆 CEFR 的建造和美国 Prism 的改进, 都代表钠冷快堆基本技术已从实验快堆、原型堆的发展逐渐向商用堆转变。第四代核能系统国际论坛研讨会的多次召开, 也将建立一个国际合作框架, 提供一个很好的机会, 使各国分享在钠冷快堆系统和组件上的研发经验与最新的设计和研发数据, 以促进钠冷快堆技术更好更快地发展。

基金项目

国家自然科学基金(11505120)和河南省高校科技创新团队支持计划(16IRTSTHN017)资助。

参考文献 (References)

- [1] Sorokin, A.P. (2007) Thermohydraulic Studies of Safety of NPPs with Fast Reactors. *Thermal Engineering*, **54**, 962-970. <https://doi.org/10.1134/S004060150712004X>
- [2] Aoto, K., Dufour, P., Yang, H., et al. (2014) A Summary of Sodium-Cooled Fast Reactor Development. *Progress in Nuclear Energy*, **77**, 247-265. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2014.05.008>
- [3] 李宁. 快堆与核燃料循环的未来[J]. 中国核工业, 2013(10): 30-32.
- [4] 徐铄. 我国快堆技术发展和核能可持续应用[J]. 现代物理知识, 2011(3): 37-43.
- [5] 徐景明, 刘学刚, 朱永. 要重视核燃料循环战略的研究[J]. 能源研究通讯, 2004(3): 56-60.
- [6] 何佳闰, 郭正荣. 钠冷快堆发展综述[J]. 东方电气评论, 2013, 27(3): 36-43.
- [7] 徐铄. 钠冷快堆的安全性[J]. 自然杂志, 2013, 35(2): 79-84.
- [8] Niwa, H., Fiorini, G.L., Sim, Y.S., et al. (2005) Status of the Design and Safety Project for the Sodium-Cooled Fast Reactor as A Generation IV Nuclear Energy System. *Proc. of GLOBAL*, 9-13.
- [9] Ichimiya, M. (2011) The Status of Generation IV Sodium-Cooled Fast Reactor Technology Development and Its Future Project. *Energy Procedia*, **7**, 79-87. <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2011.06.011>
- [10] Nabeshima, K., Doda, N., Ohshima, H., et al. (2015) Analysis of Natural Circulation Tests in the Experimental Fast Reactor JOYO. *International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics*.
- [11] Arii, Y., Tomita, N., Maeda, A., et al. (1996) An Upgrading Program of the Reactor Core Performance of Fast Experimental Reactor JOYO (The MK-III Program). *Journal of the Atomic Energy Society of Japan*, **38**, 577-584. <https://doi.org/10.3327/jaesj.38.577>
- [12] 伍浩松. 日法合作到 2019 年完成示范快堆基础设计[J]. 国外核新闻, 2016(11): 13-13.
- [13] Kawashima, K., Maruyama, S., Ohki, S., et al. (2009) Fast Reactor Core Design Studies to Cope with TRU Fuel Composition Changes in the LWR-to-FBR Transition Period. *ICAPP*, **7**, 116.
- [14] Nakanishi, S., Hosoya, T., Kubo, S., et al. (2010) Development of Passive Shutdown System for SFR. *Nuclear Technology*, **170**, 181-188.
- [15] Takamatsu, M., Sekine, T., Aoyama, T., et al. (2007) Demonstration of Control Rod Holding Stability of the Self-Actuated Shutdown System in Joyo for Enhancement of Fast Reactor Inherent Safety. *Journal of Nuclear Science and Technology*, **44**, 511-517. <https://doi.org/10.1080/18811248.2007.9711316>
- [16] Kostin, V.I. and Vasil'Ev, B.A. (2007) Problems of BN-800 Construction and the Possibilities of Developing Advanced Fast Reactors. *Atomic Energy*, **102**, 19-24. <https://doi.org/10.1007/s10512-007-0002-6>
- [17] Murogov, V.M., Subbotin, V.I., Kagramanyan, V.S., et al. (1993) Stimulation of the Development of Sodium-Cooled Fast Reactors. *Atomic Energy*, **74**, 268-271. <https://doi.org/10.1007/BF00739010>
- [18] Kochetkov, L.A., Kiryushin, A.I. and Oshkanov, N.N. (1993) Sodium-Cooled Fast Reactors in Russia: Looking beyond the Year 2000. *Atomic Energy*, **74**, 265-267. <https://doi.org/10.1007/BF00739009>
- [19] 吴兴曼. BN800:定位于闭式燃料循环的先进钠冷快堆核电站[J]. 核科学与工程, 2011, 31(2): 127-134.
- [20] Bychkov, A.V. (2006) Closed Fuel Cycle Strategies and National Programmes in Russia. *Proc. 9th OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, Nîmes, France, September 2006, 25-29.

- [21] Oshkanov, N., Govorov, P. and Kuznetsov, A. (2008) 28 Years of Operation. Power-Generating Unit with BN-600 Fast Reactor. *Atomic Energy*, **8**, 34-37.
- [22] Poplavskii, V.M., Tsibulya, A.M., Kamaev, A.A., *et al.* (2004) Prospects for the BN-1800 Sodium-Cooled Fast Reactor Satisfying 21st Century Nuclear Power Requirements. *Atomic Energy*, **96**, 308-314. <https://doi.org/10.1023/B:ATEN.0000038095.24870.58>
- [23] 张焰, 伍浩松. 通用电气 - 日立与南方公司合作开展快堆研究[J]. 国外核新闻, 2017(1): 21.
- [24] Heidet, F. and Greenspan, E. (2013) Superprism-Sized Breed-Andburn Sodium-Cooled Core Performance. *Nuclear Technology*, **181**, 251-273.
- [25] 王新哲, 徐李, 贾晓淳, 等. 超高燃耗常规快堆堆芯物理概念设计[J]. 强激光与粒子束, 2017, 29(3): 102-106.
- [26] Sekimoto, H., Ryu, K. and Yoshimura, Y. (2001) CANDLER: The New Burnup Strategy. *Nuclear Science & Engineering*, **139**, 306-317. <https://doi.org/10.13182/NSE01-01>
- [27] Zheng, M., Tian, W., Chu, X., *et al.* (2014) Study of Traveling Wave Reactor (TWR) and CANDLER Strategy: A Review Work. *Progress in Nuclear Energy*, **71**, 195-205. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2013.12.010>
- [28] 孙伟, 魏彦琴, 吴文斌, 等. 行波堆燃耗的计算特点[J]. 强激光与粒子束, 2017, 29(3): 23-27.
- [29] 余诗龙. 印度研究堆简介[J]. 国外核新闻, 1999(12): 30-33.
- [30] Chetal, S.C. and Chellapandi, P. (2013) Indian Fast Reactor Technology: Current Status and Future Programme. *Sādhanā*, **38**, 795-815. <https://doi.org/10.1007/s12046-013-0167-8>
- [31] 伍浩松. 印度原型快堆首次临界时间至少推迟至 2017 年 3 月[J]. 国外核新闻, 2016(8): 20-20.
- [32] Raj, B., Mannan, S.L., Rao, P.R.V., *et al.* (2002) Development of Fuels and Structural Materials for Fast Breeder Reactors. *Sādhanā*, **27**, 527-558. <https://doi.org/10.1007/bf02703293>
- [33] 伍浩松. 印度计划再建 6 座快堆[J]. 国外核新闻, 2016(1): 21-21.
- [34] Chellapandi, P., Rao, P.R.V. and Kumar, P. (2015) Fast Reactor Programme in India. *Pramana*, **85**, 525-538. <https://doi.org/10.1007/s12043-015-1069-6>
- [35] 曹攀, 喻宏, 胡赟, 等. 中国实验快堆燃料组件精细功率分布计算[J]. 强激光与粒子束, 2013, 25(5): 1275-1278.
- [36] 彭燕, 张东辉, 丁振鑫. CEFR 虹吸破坏装置两相流流动特性研究[J]. 中国原子能科学研究院年报, 2009(1): 6-7.
- [37] 刘夫臣, 罗德康, 宋小松, 等. CEFR 发电效率影响因素分析[J]. 核科学与工程, 2016(6): 734-738.

期刊投稿者将享受如下服务:

1. 投稿前咨询服务 (QQ、微信、邮箱皆可)
2. 为您匹配最合适的期刊
3. 24 小时以内解答您的所有疑问
4. 友好的在线投稿界面
5. 专业的同行评审
6. 知网检索
7. 全网络覆盖式推广您的研究

投稿请点击: <http://www.hanspub.org/Submission.aspx>

期刊邮箱: mp@hanspub.org