



超高通量快中子研究堆需求分析

廖 玮, 夏榜样, 余红星, 李文杰, 穆克亮, 张丰收

Requirement Analysis on Ultra-high Flux Fast Neutron Research Reactors

Liao Wei, Xia Bangyang, Yu Hongxing, Li Wenjie, Mu Keliang, and Zhang Fengshou

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2022.06.0222>

您可能感兴趣的其他文章

Articles you may be interested in

快中子探测器辐照样件设计及温度特性研究

Design of Fast Neutron Detector Irradiation Sample and Study of Its Temperature Characteristics

核动力工程. 2021, 42(S2): 60–64

需求建模方法在核电需求分析中的应用

Application of Requirement Modeling in Nuclear Requirements Analysis

核动力工程. 2020, 41(5): 104–109

超高温下核级316H不锈钢材料基础特性研究

Research on Fundamental Characteristics of Nuclear Grade 316H Stainless Steel at Ultra High Temperature

核动力工程. 2021, 42(4): 270–276

压水堆二次中子源替代一次中子源的初步可行性分析

Feasibility Study on Substitution of Primary Neutron Source with Secondary Neutron Source in PWRs

核动力工程. 2020, 41(4): 22–25

中子辐照后镍靶件中⁶³Ni分离提纯技术研究

Study on Separation and Purification Technology of ⁶³Ni from Neutron Irradiated Nickel Target

核动力工程. 2020, 41(3): 86–90

基于功率密度谱的压水堆核电站中子噪声特性研究

Study on Neutron Noise Characteristics of PWR Nuclear Power Plants Based on Power Density Spectrum

核动力工程. 2018, 39(3): 181–183



关注微信公众号, 获得更多资讯信息

文章编号: 0258-0926(2022)06-0222-05; DOI:10.13832/j.jnpe.2022.06.0222

超高通量快中子研究堆需求分析

廖 玮¹, 夏榜样², 余红星², 李文杰², 穆克亮¹, 张丰收²

1. 中国核动力研究设计院, 成都, 610213; 2. 中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都, 610213

摘要: 实现超高快中子通量是世界先进研究堆的重要发展方向, 对于加快第四代先进核能系统燃料及材料创新发展具有重要意义。本文从先进核能堆内结构材料与核燃料的辐照考验、长反应链超铀元素生产等角度, 初步分析了我国建设超高通量快中子研究堆的必要性。在此基础上, 确定了超高通量快中子研究堆的堆芯最大中子注量率及其冷却剂, 给出了反应堆主要参数及冷却剂流动方案。反应堆热功率为 200 MW, 冷却剂为铅铋合金, 最大中子注量率大于 $10^{16} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 。

关键词: 超高通量; 快中子研究堆; 需求分析

中图分类号: TL329.2 **文献标志码:** A

Requirement Analysis on Ultra-high Flux Fast Neutron Research Reactors

Liao Wei¹, Xia Bangyang², Yu Hongxing², Li Wenjie², Mu Keliang¹, Zhang Fengshou²

1. Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China; 2. Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China

Abstract: Achieving the ultra-high fast neutron flux is an important development direction of the world's advanced research reactors, which is of great significance for accelerating the innovative development of fuels and materials for the fourth generation advanced nuclear power system. From the aspects of the irradiation test of structural materials and nuclear fuels in advanced nuclear reactor and the production of long-reaction-chain transplutonium element, this paper preliminarily analyzes the necessity of building ultra-high flux fast neutron research reactor in China. On this basis, the core maximum neutron fluence rate and its coolant of the ultra-high flux fast neutron research reactor are determined, and the main parameters of the reactor and the coolant flow scheme are given as follows: the thermal power of the reactor is 200MW, the coolant is lead-bismuth alloy, and the maximum neutron fluence rate is more than $10^{16} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

Key words: Ultra high neutron flux, Fast neutron research reactor, Requirement analysis

0 引言

高通量试验研究堆^[1-3]是开展新型核燃料及堆内结构材料辐照考验与性能测试、反应堆新技术及关键设备性能验证、长反应链超铀元素制备等工程科研任务的大型核设施, 中子通量水平及辐照能力是表征其先进性的核心技术指标。超高通量研究堆^[4]概念由美国橡树岭国家实验室于

20 世纪 50 年代首次提出, 是高通量试验研究堆的重要发展方向。

目前, 全球在役的试验研究堆主要是轻水冷却热中子反应堆, 仅有 1 座快中子研究堆, 即俄罗斯 BOR-60 反应堆^[5], 世界范围内快中子研究堆的辐照资源非常稀缺。当前, 世界各国正在大力发展用于海陆空天的新概念反应堆、第四代先

收稿日期: 2022-07-17; 修回日期: 2022-08-01

作者简介: 廖 玮 (1984—), 男, 高级工程师, 现主要从事先进核能技术研究, E-mail: johaha@qq.com

进核能系统^[6]等，主要是快中子反应堆。与热中子反应堆相比，快中子反应堆的能谱更硬，堆芯主要部件的工作环境更加极端、更加复杂，如强辐射、强腐蚀、500℃以上高温等，对堆内燃料元件和结构材料的性能提出了更高要求。

为了支撑先进核能系统及新概念反应堆技术发展，美国、俄罗斯都在建设新一代高通量快中子研究堆，抢占世界先进核能技术发展的领导地位。俄罗斯多用途快中子研究堆（MBIR）^[7]的堆芯最大中子注量率可以达到 $5.3 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以上，还设置了多条大尺寸辐照考验回路，预计 2026 年实现临界并投入运行。美国新一代多用途高通量快中子研究堆（VTR）^[8-9]的热功率为 300 MW，堆芯最大中子注量率可以达到 $4.5 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以上，能够满足钠冷快堆、铅冷快堆等先进核能系统的结构材料及燃料研发需求。

为了支撑我国第四代先进核能系统及其他革新型反应堆燃料及材料的研发，解决我国缺少快中子辐照资源、现有研究堆中子通量水平低等突出问题，需要超前布局，建设堆芯最大中子注量率能够达到 $10^{16} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 量级的新一代超高通量快中子研究堆（UFR），满足我国未来 50 年先进核能及核技术的创新发展需求。若将高通量研究堆的中子通量水平从现有的 $10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 量级提升至 $10^{16} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 量级，材料辐照时间将缩短 1 个量级，大幅缩短先进核能系统研发时间。

1 需求分析

建设 UFR，不仅可以有效满足我国快中子辐照资源需求，加速先进核燃料及结构材料辐照创新发展，还能满足核燃料循环、中子科学、材料科学等领域的基础研究需求。未来 UFR 承担的工程科研任务，可以归纳为以下几方面。

1.1 先进结构材料辐照考验需求

核燃料元件是反应堆的最核心部件，验证燃料元件包壳材料的抗辐照性能、耐高温及耐腐蚀性能的辐照考验任务量最大、要求最高、持续时间也最长。其次是核反应堆的不可替换部件，需要保证使用寿命能够达到 50~60 a 以上。通过辐照考验可获取材料的辐照考验数据并扩充材料物性数据库，用于改进核燃料元件设计、关键设备

取证及专用分析程序代码确认等。

以提供清洁电力为主要目标的第四代先进核能系统，如钠冷快堆、铅冷快堆等，其核燃料元件包壳、堆内构件等关键部件需要承受远超压水堆的辐照损伤，最高可以达到 150 dpa（dpa 为给定注量下每个原子平均的离位次数）以上^[10]，同时还要长期承受 500~600℃ 的运行高温，对于结构材料的耐高温、耐腐蚀及抗辐照性能提出了极大挑战。此外，第四代核能系统中的金属冷却快堆堆芯功率密度高，导致堆芯的最大中子注量率非常高，例如：大型钠冷快堆最大中子注量率达到 $6.0 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以上，燃料元件包壳等结构材料最大年辐照损伤达到 50 dpa 以上，铅冷快堆最大中子注量率也会达到 $3.0 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以上。为了研发满足要求的高性能包壳及结构材料，必须开展模拟原型反应堆运行工况的长期辐照考验。

我国现有高通量试验研究堆均为热中子反应堆，无法提供相应的辐照条件（如高温液态金属钠或铅/铅铋冷却、快中子能谱等），中子通量水平也相对偏低，年辐照能力约为 3~5 dpa，无法满足核燃料元件包壳等关键材料的抗辐照性能研究需求。若利用现有热中子高通量研究堆辐照考验钠冷快堆包壳材料，大约需要 30 a 才能达到预期目标，严重制约了我国先进核能系统研发。

1.2 先进核燃料辐照考验需求

为了提高堆芯的增殖比、卸料燃耗深度、体平均功率密度等技术指标，第四代先进核能系统主要采用 U-Zr/U-Pu-Zr、UN/UPuN、UC/UPuC 等新型燃料，需要通过长期辐照考验，验证其在高温工况下（900~1200℃）的肿胀、气体释放、蠕变及导热等各项性能，获取核燃料在各种辐照工况下的实验数据以及专用设计程序评价与取证所需的各类工况下的辐照考验数据，扩充相应核燃料辐照物性数据库，支撑更安全、更高效、更经济的核燃料设计制造技术研发。

此外，还需要在大尺寸辐照考验回路中测试核燃料元件在各类瞬态工况下的性能，如冷却剂流量减少或丧失、冷却剂入口温度上升、正反应性引入导致的功率快速跃迁等，相关试验数据用于提升核燃料元件的设计、制造技术水平。

当前，我国没有快中子能谱环境下的核燃料

辐照考验能力以及相应的检测分析条件,也没有模拟可控化学条件、400~1000℃范围高温回路试验的能力以及在线实时监测辐照生长、蠕变、裂变气体释放等辐照行为的能力,非常缺乏相关基础实验数据,极大地制约了我国以核燃料增殖为目标的先进快堆技术发展。

1.3 高可靠性中子吸收辐照考验需求

与大型商用压水堆相比,金属冷却快中子反应堆仅采用控制棒进行堆芯反应性控制。为了保证核反应堆临界安全,对控制棒束的微、积分价值及其长期运行可靠性有着非常严格的要求。因此,需要利用 UFRR 测试、验证中子吸收体及控制棒长期服役的抗辐照性能、控制棒的物理性能以及紧急工况下的可靠性等,便于提出制造技术改进方向。

目前,快中子反应堆主要采用 B_4C 作为控制棒中子吸收材料,同时还在开发基于 Eu_2O_3 、 HfO_2 及 $LnDy$ 等中子吸收材料的新型控制棒,均需要利用快中子能谱辐照环境开展稳态、瞬态工况下的性能测试,获取高辐照剂量条件下中子吸收材料的实验数据,提高控制棒的中子吸收效率、使用寿命及其可靠性,减少中子吸收体的装载量。

1.4 关键设备性能测试需求

目前,金属冷却快中子反应堆,如铅/铅铋快堆、钠冷快堆等,采用的主设备、仪器仪表、传感器及相关控制系统等,都需要在高温、强辐照环境下开展性能测试与实验验证,获得相关实验数据,用于相关设备取证及性能改进。此外,还需要开发在线测量金属冷却剂纯度、活度的新仪器及测量方法等。

1.5 长反应链超铀元素生产需求

美国、俄罗斯依靠堆芯最大中子注量率达到 $2.0 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以上的高通量研究堆,垄断了全球 ^{252}Cf 等超铀元素生产,获取高额利润,并在高附加值医用同位素领域占据绝对优势地位。目前,我国对此类超铀元素的需求量巨大,但无技术能力及条件进行研发与生产,完全依赖国外进口,受制于人。 ^{252}Cf 等超铀元素的反应链长,中子通量水平对其生产效率影响非常大,中子通量水平提高 1 个量级, ^{252}Cf 等超铀元素的产量就可以提高 1 个量级。

2 最大中子注量率

通常使用 dpa 来表征反应堆结构材料的辐照损伤程度,对于传统压水堆、沸水堆等热中子反应堆而言,现有高通量试验研究堆 10 dpa/a 的辐照能力,完全可以满足核燃料元件与结构材料的辐照需求。但是对于金属冷却快中子反应堆,核燃料元件包壳材料的最大累计辐照损伤将达到 150 dpa 以上,利用热中子研究堆辐照,单次需要 15 a 以上,显然不能满足先进快中子反应堆关键结构材料及核燃料的辐照考验需求^[11]。

1980 年投入运营的 BN-600 钠冷快堆核电厂^[12],其堆芯最大中子注量率约为 $6.0 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$,倒换料周期约为 160 EFPD (EFPD 表示等效满功率天),燃料组件在堆内的运行时间约为 480~560 EFPD,燃料元件包壳最大累积辐照损伤达到了 75 dpa,最新改进堆芯装载方案中燃料元件包壳最大辐照已经达到了 80 dpa。目前,俄罗斯正在开发的 BN-1200 钠冷快堆方案,包壳材料辐照损伤限值已经达到 150 dpa 以上。因此,金属冷却快中子反应堆燃料元件包壳、堆内构件等关键结构材料研发,对于超高通量快中子辐照资源具有强烈需求。

按照反应堆结构材料在中子注量率为 $10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 的快中子能谱环境中,持续辐照 1 a 等效于 10 dpa/a 估算^[13],若要达到 50 dpa/a 以上的辐照能力,辐照考验孔道内的中子注量率需要达到 $5.0 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以上,相应堆芯的最大中子注量率需要达到 $8.0 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以上。综合考虑金属冷却快中子反应堆发展趋势、堆芯最大中子注量率需求及设计裕量等因素,超高通量快中子研究堆的最大中子注量率达到 $10^{16} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以上才能支撑未来先进核能技术发展。

3 冷却剂

与以发电为目标的大型动力堆相比,高通量试验研究堆的堆芯装载方案极为复杂、布置形式多样,堆内还需要装入大量不同类型的辐照考验样品、布置不同几何尺寸的辐照考验孔道,倒换料及实验操作频繁,因而高通量研究堆对运行安全、操作安全的要求极高。尤其是日本福岛核事故之后,核安全受到公众的空前关注,对研究堆安全性提出了更高要求。目前,UFRR 可以选择

的金属冷却剂主要有：铅、铅铋、钠等。

钠冷快堆的工程经验丰富，全球已建设了多座实验堆，技术相对成熟，如美国 EBR-I/II、俄罗斯 BOR-60 等。从技术继承性角度考虑，美国 VTR、俄罗斯 MBIR 均选择钠作为冷却剂。但钠的化学性质非常活泼，极大地限制了辐照考验孔道类型及其功能拓展。此外，核反应堆系统还需要设置中间回路，系统相对复杂。

铅的固有安全性非常好，与水、气等不发生化学反应，但熔点较高（327℃），导致反应堆出入口温度高。高通量研究堆为了追求较高的中子通量，堆芯功率密度远高于动力堆，冷却剂流速也非常高。若采用铅作为冷却剂，堆芯需要采用高温、高流速设计，给燃料元件包壳材料带来了极大的挑战，堆芯难以实现超高通量目标。

与铅相比，铅铋合金的熔点低（125℃），反应堆可以采用低温运行方案，堆芯出口温度能够控制在 300℃ 左右，可以大幅降低对燃料元件包壳等结构材料的性能要求，因而欧洲多用途高通量快中子研究堆 MYRRHA^[10] 选择了铅铋合金作为冷却剂。综合考虑技术先进性及工程可实现性，我国 UFFR 建议选择铅铋合金作为冷却剂，与美国 VTR、俄罗斯 MBIR 等设计方案相比，具有如下独特优势：

（1）铅铋合金沸点高（1670℃），可显著提高堆芯固有安全性，实现常压运行。

（2）铅铋合金熔点低（125℃），反应堆可采用低温运行方案，降低堆内结构材料性能要求。

（3）铅铋合金在固、液态转换时，无显著体积变化，非常有利于频繁启停堆。

（4）铅铋合金化学惰性，几乎不与水或空气等发生化学反应，反应堆可采用两回路布置，安全性高，系统简单紧凑。

（5）铅铋合金是高效伽马射线屏蔽材料。

（6）铅铋合金密度高，易于与堆芯熔融物混合弥散，可将易挥发放射性物质固化在堆内。

（7）铅铋合金的中子慢化能力更弱，中子能谱更硬，中子吸收截面更小，堆芯更容易实现超高通量设计。

4 主要技术参数

金属冷却快中子研究堆堆芯的中子平均能量

高、泄漏大，因而堆芯的功率越大、几何尺寸越大，中子泄漏的相对份额就越小，堆芯平均中子通量水平就越高，越有利于提高堆芯的最大中子注量率。通过初步理论计算分析可知：对于低温铅铋合金快中子反应堆而言，若最大中子注量率达到 $10^{16} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 水平，堆芯热功率需要达到 200 MW 左右，故我国 UFFR 的热功率初步设定为 200 MW。

在此基础上，本文进行了总体参数的论证及匹配优化，获得了反应堆功率、冷却剂温度、换料周期、冷却剂流速及辐照能力等参数，初步确定了 UFFR 的主要设计参数，详见表 1。

表 1 UFFR 主要参数

Tab. 1 Key Parameters of UFFR

参数名称	数值
核反应堆热功率/MW	200
系统布置方式	紧凑池式
反应堆冷却剂	铅铋合金
燃料元件	直板型
包壳材料	316L 不锈钢
核燃料	U-Zr 金属燃料
富集度/%	~60
堆芯出入口温度/℃	~180/300
冷却剂流动方向	自上而下
冷却剂最大流速/($\text{m} \cdot \text{s}^{-1}$)	≤ 4
换料周期/EFPD	≥ 90
最大中子注量率/($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	$\geq 10^{16}$
辐照考验孔道数量/个	≥ 3
辐照能力/($\text{dpa} \cdot \text{L} \cdot \text{a}^{-1}$)	≥ 1500
辐照考验回路冷却介质	水、氦气、钠、铅铋、铅等

UFFR 的冷却剂流程设计方案，不仅会影响辐照考验回路、孔道布置的合理性，还会对反应堆结构安全、热冲击产生重要影响。此外，为了缩短换料时间，反应堆总体结构还需要满足不开盖倒换料要求。综合考虑反应堆冷却剂流速及密度、堆芯燃料组件及控制棒布置要求、倒换料方式、一回路系统设计特点等，初步确定 UFFR 采用自上而下的冷却剂流动方案。

5 结论与建议

本文通过开展金属冷却 UFFR 需求分析及主要参数论证，得出如下研究结论：

(1) 实现超高中子通量水平 ($10^{16} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 量级) 是先进研究堆的发展方向, 是支撑四代先进核能系统高性能燃料及材料研发、长反应链超铀元素制备的基础平台。

(2) 选择铅铋合金作为 UFFR 冷却剂, 不仅有利于提高堆芯最大中子注量率, 还能显著提高反应堆的固有安全性。

本文仅从需求角度, 探讨了 UFFR 对于先进核能技术发展的重要意义及作用, 还应开展更全面、更深入的理论分析及工程可行性论证, 为 UFFR 技术路线选择提供更多依据。

参考文献:

- [1] IAEA. The applications of research reactors: IAEA-TECDOC-1234[R]. Vienna: IAEA, 2001.
- [2] 王昆鹏, 张春明, 攸国顺, 等. 全球研究堆的主要用途及发展趋势研究[J]. *核科学与工程*, 2015, 35(3): 413-418.
- [3] 张禄庆. 国外研究堆发展趋向[J]. *核动力工程*, 1988, 9(2): 35-40.
- [4] LANE J A. Ultra high flux research reactors: 58-7-117[R]. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 1958.
- [5] IZHUTOV A L, KRASHENINNIKOV Y M, ZHEMKOV I Y, et al. Prolongation of the BOR-60 reactor operation[J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2015, 47(3): 253-259.
- [6] PIORO I L. Handbook of generation IV nuclear reactors[M]. Duxford: Woodhead Publishing, 2016: 37-52.
- [7] ELISEEV V A, KOROBAYNIKOVA L V, MASLOV P A, et al. On feasibility of using nitride and metallic fuel in the MBIR reactor core[J]. *Nuclear Energy and Technology*, 2016, 2(3): 179-182.
- [8] GERSTNER D, ANDRUS J P, BUCKNOR M. ANS summary of safety design strategy for the versatile test reactor: INL/CON-19-54662-Revision-0[R]. Idaho Falls: Idaho National Laboratory, 2019.
- [9] GOUGAR H D, SHARP M T. Versatile irradiation test reactor user needs assessment: INL/MIS-16-40582[R]. Idaho Falls: Idaho National Laboratory, 2017.
- [10] ABDERRAHIM H A, BAETEN P, DE BRUYN D, et al. MYRRHA-A multi-purpose fast spectrum research reactor[J]. *Energy Conversion and Management*, 2012, 63: 4-10.
- [11] PETTI D, HILL R, GEHIN J, et al. A summary of the department of energy's advanced demonstration and test reactor options study[J]. *Nuclear Technology*, 2017, 199(2): 111-128.
- [12] VORONIN V I, BERGER I F, PROSKURNINA N V, et al. Neutron diffraction study of structure and phase composition of fuel claddings made of cold-deformed steel ChS68 after normal operation in BN-600 reactor[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2018, 509: 218-224.
- [13] NORGETT M J, ROBINSON M T, TORRENS I M. A proposed method of calculating displacement dose rates[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1975, 33(1): 50-54.

(责任编辑: 张祚豪)