

小型轻量化铅铋反应堆燃料组件几何结构研究

王昌^{1,2} 肖豪¹ 刘紫静^{1,2} 常皓彤¹ 王维嘉¹ 赵鹏程^{1,2}

1(南华大学核科学技术学院 衡阳 421001)

2(南华大学湖南省数字化反应堆工程技术研究中心 衡阳 421001)

摘要 燃料组件的几何结构和栅格参数显著影响铅铋反应堆的物理/热工特性,采用不同几何结构燃料组件的堆芯在相同换料周期、热工限值约束下的临界尺寸、燃料装载量存在差异。本文开展小型轻量化铅铋反应堆的燃料组件几何结构研究,通过建立铅铋反应堆堆芯模型,选取棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件方案,比较分析了3种方案在堆芯尺寸、燃料装载量、冷却剂流通面积、包壳和气隙体积相同和在换料周期为10 a、稳态热工安全裕量基本一致条件下堆芯的燃耗特性、反应性系数、稳态热工特性参数。结果表明:相比于棒束型与环形燃料组件,蜂窝煤型燃料组件良好的稳态热工特性与较硬的中子能谱,采用蜂窝煤型燃料组件的堆芯可以实现更小的堆芯尺寸及燃料装载量,具备显著的膨胀负反馈,同时能够有效展平功率分布和降低堆芯压降,是有利于铅铋反应堆小型化及轻量化的燃料组件方案。

关键词 铅铋反应堆, 燃料组件, 小型化, 轻量化

中图分类号 TL99

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.090606

Geometric configuration of fuel assembly for small lightweight lead-bismuth reactor

WANG Chang^{1,2} XIAO Hao¹ LIU Zijing^{1,2} CHANG Haotong¹ WANG Weijia¹ ZHAO Pengcheng^{1,2}

1(School of Nuclear Science and Technology, University of South China, Hengyang 421001, China)

2(Hunan Engineering & Technology Research Center for Virtual Nuclear Reactor, University of South China, Hengyang 421001, China)

Abstract [Background] The neutronics and thermal-hydraulic characteristics of lead-bismuth cooled reactors are significantly affected by the geometric configuration of fuel assembly and lattice parameters. Reactor cores loaded with different geometry type fuel assemblies have different critical dimensions and fuel loadings under the same refueling cycle and thermal-hydraulic constraints. [Purpose] This study aims to analyze these key factors and select a geometric structure of fuel assembly that is conducive to miniaturization and lightweight of lead-bismuth reactor. [Methods] First of all, the core model of a 4 MWt small lead-bismuth reactor was established, and simulation analysis of reactor physical characteristics was conducted using the RMC Monte Carlo program developed independently by the Reactor Engineering Calculation and Analysis Laboratory of Tsinghua University and the

国家自然科学基金青年项目(No.12005097)、中央军委装备发展部预研项目(No.6142A07190106)、湖南省自然科学基金青年项目(No.2020JJ5465)、湖南省教育厅优秀青年项目(No.19B494)资助

第一作者: 王昌, 男, 2001年出生, 现就读于南华大学核科学技术学院, 研究领域为反应堆物理分析

通信作者: 刘紫静, E-mail: liuzijing1123@163.com

收稿日期: 2022-04-04, 修回日期: 2023-02-01

Supported by National Natural Science Foundation Youth Project (No.12005097), Pre-research Project of Equipment Development Department of Central Military Commission (No.6142A07190106), Hunan Natural Science Fund Youth Project (No.2020JJ5465), Excellent Youth Project of Hunan Education Department (No.19B494)

First author: WANG Chang, male, born in 2001, currently studying at the School of Nuclear Science and Technology, University of South China, focusing on nuclear reactor physics analysis

Corresponding author: LIU Zijing, E-mail: liuzijing1123@163.com

Received date: 2022-04-04, revised date: 2023-02-01

nuclear database ADS-2.0 released by the International Atomic Energy Agency (IAEA) in 2008. Then, three fuel assembly schemes of rod bundle type, annular type and honeycomb coal type were selected for comparison and analysis in term of fuel consumption characteristics, reactivity coefficient and steady-state thermal parameters under the same core size, fuel loading, coolant flow area, cladding and air gap volume, 10-year refueling cycle and basically consistent steady-state thermal safety margin. **[Results & Conclusions]** The results show that compared with the rod bundle fuel assembly and the annular fuel assembly, the honeycomb coal fuel assembly has good steady-state thermal characteristics and hard neutron spectrum. The core of the honeycomb coal fuel assembly can realize smaller core size and fuel loading, and has obvious expansion negative feedback, and can effectively flatten the power distribution and reduce the core pressure drop. It is a fuel assembly solution that is conducive to the miniaturization and light weight of lead-bismuth reactors.

Key words Lead-bismuth reactor, Fuel assembly, Miniaturization, Lightweight

得益于铅铋材料良好的中子学特性、优异的载热性能、突出的 γ 屏蔽与放射性产物包容能力,铅铋反应堆可实现超长换料周期、常压安全运行、简化系统设计^[1];但由于快谱条件下燃料裂变截面较小,铅铋反应堆临界通常需要装载数吨燃料,加之铅铋反应堆通常采用大棒径和疏松栅格设计来限制冷却剂流速以减轻铅铋腐蚀,使得现有铅铋反应堆质量偏重、体积偏大^[2-4];开展铅铋反应堆小型化及轻量化设计研究,可提高反应堆装置的经济性、机动灵活性和运输便捷性,以提供稳定、可靠和隐蔽的移动式伴随能源保障。

目前,国内外提出了多种铅铋反应堆燃料组件设计方案:2013年,欧盟铅冷示范快堆(Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator, ALFRED)^[5]采用中空的环形燃料组件设计,能够有效降低燃料芯块中心温度,容纳中子辐照及释热引起的燃料芯块膨胀,减轻芯块-包壳的机械相互作用;2017年,韩国基于小型长寿命铅铋快堆(Ubiquitous, Robust, Accident-forgiving, Non-proliferating and Ultra-lasting Sustainer, URANUS)提出了改进的反转堆芯方案^[6],采用蜂窝煤型燃料组件代替棒束型燃料组件,能够有效改善反应性系数,减小堆芯尺寸;2018年,欧盟提出用于偏远地区热电联供的小型铅冷快堆(Swedish Advanced LEad Reactor, SEALER)^[7],采用棒束型燃料组件设计,换料周期达30 a,降低了燃料成本与核扩散风险;2019年,西安交通大学提出小型可运输长寿命铅铋冷却快堆(Small Transportable Long-life Lead-bismuth Cooled Fast Reactor, STLFR)^[8],研究发现采用蜂窝煤型内冷式燃料组件设计方案,可提高堆芯燃料转换比并减小反应堆体积。上述铅铋反应堆燃料组件设计方案各有优势,但何种燃料组件方案更有利于铅铋反应堆小型化与轻量化尚需开展进一步研究。

本文以降低铅铋反应堆燃料装量、减小堆芯体

积为设计目标,采用棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件构建铅铋反应堆模型,比较分析了在堆芯体积、燃料装载量相同的条件下以及在换料周期为10年、稳态热工安全裕量基本一致的条件下堆芯的物理特性和稳态热工特性分析,评估了有利于铅铋反应堆小型化与轻量化的燃料组件几何结构方案。

1 铅铋反应堆及计算程序

1.1 铅铋反应堆模型

构建4 MWt小型铅铋反应堆模型,堆芯采用PuN-ThN燃料(Pu质量分数为24.63%),²⁰⁸Pb-Bi作为冷却剂和反射层,屏蔽材料为B₄C,结构材料为HT-9,燃料棒间隙填充气体为He。堆芯入口温度583 K,堆芯等效直径为84.16 cm,活性区高度为85 cm。堆芯活性区由31个燃料组件、132个反射层组件、150个屏蔽层组件构成,堆芯结构如图1所示。燃料组件采用传统的棒束型、内外冷却的环形、内冷的蜂窝煤型燃料组件,3种燃料组件的体积尺寸、燃料装量、冷却剂流通面积、包壳和气隙体积均相同。每个燃料组件包含61个燃料元件,栅距为1.62,组件盒厚度为4 mm,组件盒与组件盒之间的距离为5 mm,图2给出了3种燃料组件的截面图。

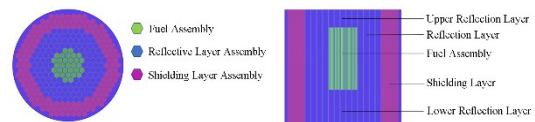


图1 铅铋反应堆堆芯
Fig.1 Lead-bismuth cooled reactor core

对于环形燃料组件,在燃料装量恒定的条件下,其内/外环尺寸会影响铅铋反应堆的物理/热工特性,为取得最好的堆芯性能,开展环形燃料元件内外径敏感性分析,发现其对于堆芯的物理性能影响较小,而对堆芯的热工性能影响显著。在环形燃料芯块内

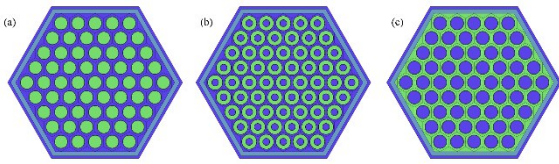


图2 铅铋反应堆燃料组件
(a) 棒束型, (b) 环形, (c) 蜂窝煤型

Fig.2 Diagram lead-bismuth cooled reactor fuel assembly
(a) Rod bundle type, (b) Annular type, (c) Honeycomb coal type

环直径由0.2 cm增加到1 cm,芯块厚度相应变薄的情况下,内/外包壳最大温度、内/外冷却剂最大温度、燃料芯块最大温度随内环直径的变化关系如图3所示,以内外包壳温差最小为依据,选取0.66 cm作为环形燃料芯块的内环直径。表1给出了堆芯分别采用3种燃料元件的设计参数。

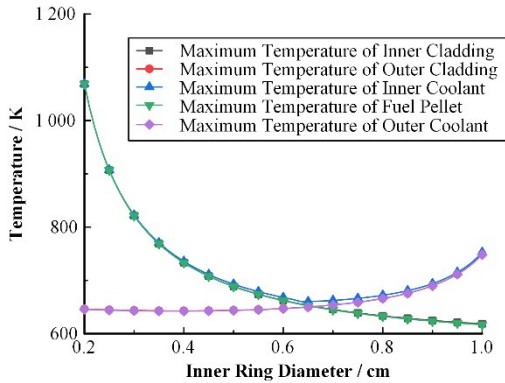


图3 稳态热工参数随环形燃料元件内径变化情况
Fig.3 Steady-state thermal-hydraulic parameters vary with the inner diameter of the annular fuel element

表1 铅铋反应堆堆芯设计参数

Table 1 Lead-bismuth cooled reactor core design parameters

参数 Parameters	棒束型 Rod bundle type	环形 Annular type	蜂窝煤型 Honeycomb coal type
热功率 Thermal power / MW	4	4	4
活性区等效直径 Active area equivalent diameter / cm	84.16	84.16	84.16
活性区高度 Active area height / cm	85	85	85
燃料富集度 Fuel enrichment / %	24.63	24.63	24.63
燃料组件数目 Number of fuel assemblies	31	31	31
包壳厚度 Cladding thickness / cm	0.03	0.018 6 (内/外 Inside/outside)	0.030 8
气隙厚度 Airgap thickness / cm	0.015	0.009 0 (内/外 Inside/outside)	0.014 3
栅距 Grid pitch / cm	1.62	1.62	1.62
包壳外径 Outer diameter of cladding / cm	1.290	1.425	1.288
栅径比 Pitch to diameter ratio	1.256	1.137	1.258
组件盒厚度 Component box thickness / cm	0.4	0.4	0.4
堆芯半径 Core radius / cm	143.943	143.943	143.943

1.2 计算程序介绍

铅铋反应堆的物理特性分析采用由清华大学反应堆工程计算分析实验室完全自主开发的RMC蒙特卡罗程序与IAEA (International Atomic Energy Agency)于2008年发布的核数据库ADS-2.0进行模拟运算,计算时采用的温度为:燃料1 200 K、包壳600 K、冷却剂600 K。计算时在堆芯投入50 000个粒子数,迭代运算300次,忽略前50次计算结果。堆芯的稳态热工特性分析采用课题组自主研发的铅铋反应堆稳态热工计算程序STAC^[9],其能够依据堆芯设计参数及径/轴向功率分布开展最热通道的燃料芯块/包壳/冷却剂最大温度、堆芯压降、堆芯进出口温度等稳态热工参数的计算,同时可以根据包壳最大温度、冷却剂流速等热工安全限值自动搜索匹配堆芯功率的栅格参数。燃料元件控制体划分如图4所示,对3种不同燃料元件在其轴向和径向方向上进行控制体划分,计算节点取在相邻控制体的边界上,忽略轴向导热以及包壳内热源的影响。

为验证所开发铅铋反应堆稳态热工计算程序STAC的正确性,针对使用棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件的铅铋反应堆开展STAC程序验证。棒束型燃料组件计算模块验证选用华南理工大学^[10]的结果开展对比分析,环形燃料组件计算模块选用南洋理工大学^[11]开发的环形燃料计算程序作为参考开展验证,蜂窝煤型燃料组件计算模块选用韩国首尔大学设计的铅铋反应堆URANUS^[6]为参考开展验证。棒束型、环形燃料组件计算结果如表2、3所示,蜂窝煤型燃料组件计算结果如图5所示。验证结果表

明, STAC程序中的3种稳态热工计算模块的计算结果与验证数据吻合良好, 所得结果具有一定可信度, 可用于开展铅铋反应堆初步安全分析。

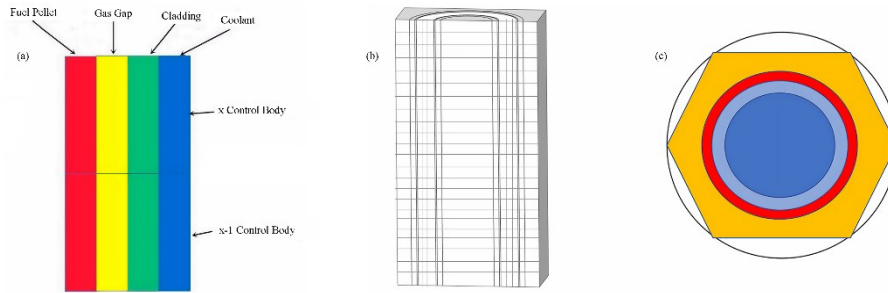


图4 控制体划分示意图 (a) 棒束型, (b) 环形, (c) 蜂窝煤型

Fig.4 Diagram of control body division (a) Rod bundle type, (b) Annular type, (c) Honeycomb coal type

表2 STAC程序中棒束型燃料组件计算模块验证结果(°C)

Table 2 Verification results of rod bundle type fuel assembly computing module in STAC code (°C)

参数 Parameters	计算值 Calculation values	参考值 Reference values	相对误差 Relative errors
冷却剂最大温度 Maximum coolant temperature	306.50	307.00	-0.001 63
包壳外表面最大温度 Maximum outer surface temperature of fuel cladding	352.19	351.70	0.001 393
包壳内表面最大温度 Maximum inner surface temperature of fuel cladding	420.34	419.70	0.001 525
燃料表面最大温度 Maximum fuel surface temperature	736.56	738.34	-0.002 41
燃料中心最大温度 Maximum fuel center temperature	2 329.56	2 313.77	0.006 824

表3 STAC程序中环形燃料组件计算模块验证结果(°C)

Table 3 Verification results of annular type fuel assembly computing module in STAC code (°C)

参数 Parameters	计算值 Calculation values	参考值 Reference values	相对误差 Relative errors	
19×19 组件 Assembly	外包壳外表面温度 Outer surface temperature of outer fuel cladding	526.77	527.586	-0.001 55
	外包壳内表面温度 Inner surface temperature of outer fuel cladding	534.33	539.41	-0.009 42
	燃料外表面温度 Outer surface temperature of fuel	584.59	616.345	-0.051 52
	燃料最高温度 Maximum fuel temperature	692.40	707	-0.020 65
	燃料内表面温度 Inner surface temperature of fuel	591.29	602.46	-0.018 54
	内包壳内表面温度 Inner surface temperature of inner fuel cladding	535.66	533.49	0.004 068
15×15 组件 Assembly	内包壳外表面温度 Outer surface temperature of inner fuel cladding	525.93	517.73	0.015 838
	外包壳外表面温度 Outer surface temperature of outer fuel cladding	538	531.53	0.012 172 408
	外包壳内表面温度 Inner surface temperature of outer fuel cladding	550	543.35	0.012 238 888
	燃料外表面温度 Outer surface temperature of fuel	620.1	635.96	-0.024 938 675
	燃料最高温度 Maximum fuel temperature	787.58	786	0.002 010 178
	燃料内表面温度 Inner surface temperature of fuel	608.43	630	-0.034 238 095
内包壳内表面温度 Inner surface temperature of inner fuel cladding	545.57	547.29	-0.003 142 758	
内包壳外表面温度 Outer surface temperature of inner fuel cladding	535.84	519.704	0.031 048 443	

2 相同堆芯体积与燃料装量条件下的燃料组件性能分析

2.1 燃耗特性

首先比较在堆芯燃料装量、冷却剂流通面积、包

壳/气隙体积都相同的条件下, 采用3种燃料组件设计的铅铋反应堆的燃耗特性, 图6给出了3种堆芯 k_{eff} 随时间的变化情况, 棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件铅铋反应堆的初始 k_{eff} 分别为1.013 158、1.012 763、1.010 971, 换料周期分别为10 a、9 a、7 a,

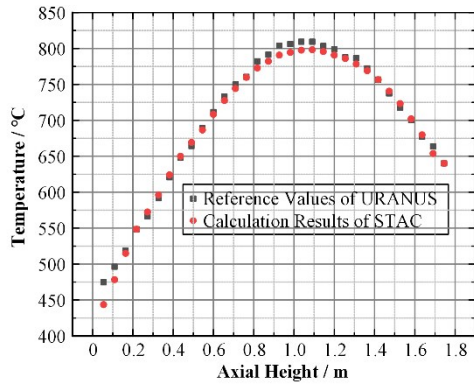


图5 STAC程序中蜂窝煤型燃料组件计算模块验证结果
Fig.5 Verification results of computing module in STAC code for honeycomb coal fuel assembly

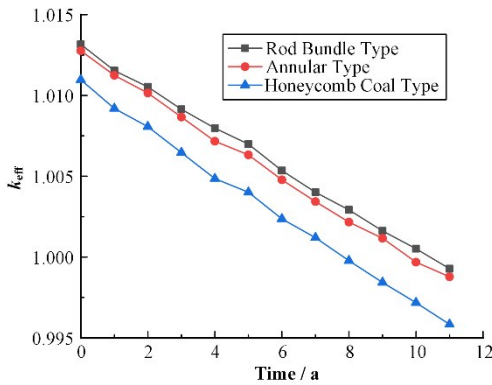


图6 铅铋反应堆 k_{eff} 随时间的变化
Fig.6 k_{eff} of lead-bismuth cooled reactor vary with time

燃料反应性损失分别为 1.24714×10^{-5} 、 1.14385×10^{-5} 、 965.64×10^{-5} 。

表4给出了采用3种燃料组件设计的铅铋反应堆的中子能谱。可以看出,在同等燃料装载量与冷却剂流通面积条件下,蜂窝煤型燃料组件堆芯在高

表4 3种堆芯的中子能谱
Table 4 Neutron energy spectrum of three cores

能量区间 / MeV	中子通量密度 / $n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$		
Energy range / MeV	棒束型 Rod bundle type	环形 Annular type	蜂窝煤型 Honeycomb coal type
$<1 \times 10^{-6}$	1.85678×10^7	1.90299×10^7	1.97521×10^7
$1 \times 10^{-6} \sim 1 \times 10^{-1}$	4.41423×10^9	4.31805×10^9	4.19392×10^9
$>1 \times 10^{-1}$	2.39171×10^{13}	2.38978×10^{13}	2.38357×10^{13}

能区与中能区的中子通量密度均低于棒束型、环形燃料组件堆芯,中子能谱相对较软。由 ^{239}Pu 的微观裂变截面、有效裂变中子数可知:在高中能区,随中子能谱的软化, ^{239}Pu 的微观裂变截面小幅上升、有效裂变中子数大幅下降,导致堆芯的初始 k_{eff} 与燃料增殖能力下降,最终使堆芯换料周期缩短。计算得到棒束型、环形、蜂窝煤型方案的堆芯中子泄漏率分别为14.11%、14.11%、14.12%,棒束型、环形、蜂窝煤型堆芯的活性区与包壳/气隙体积相同,中子泄漏率与无效吸收基本一致,故采用不同燃料组件设计的堆芯,其初始 k_{eff} 和换料周期不同是由于燃料在组件内的不同布置形式以及中子能谱的差异导致的。

2.2 反应性系数

为了比较采用3种燃料组件设计的铅铋反应堆的固有安全性,计算分析了3种堆芯的反应性系数,燃料温度系数采用1200/1800 K连续点截面数据库,冷却剂温度系数采用600/900 K连续点截面数据库进行计算。表5给出了3种堆芯的燃料温度系数 α_D 、冷却剂温度系数 α_C 、轴向膨胀系数 α_A 、径向膨胀系数 α_R 。

表5 3种堆芯的反应性系数
Table5 Reactivity coefficients of three cores

类别 Category	反应性系数 Reactivity coefficient / $10^{-5} K^{-1}$	寿期初 Beginning of life	寿期中 Middle of life	寿期末 End of life
棒束型 Rod bundle type	α_D	-0.172 5	-0.189 7	-0.202 7
	α_C	-0.607 7	-0.617 4	-0.654 7
	α_A	-0.222 5	-0.225 3	-0.226 5
	α_R	-0.106 4	-0.111 2	-0.111 5
环形 Annular type	α_D	-0.167 5	-0.185 8	-0.195 1
	α_C	-0.523 7	-0.566 4	-0.462 0
	α_A	0.225 3	-0.228 9	-0.224 6
	α_R	-0.111 1	-0.116 4	-0.106 8
蜂窝煤型 Honeycomb coal type	α_D	-0.158 0	-0.137 9	-0.112 1
	α_C	-0.540 6	-0.589 9	-0.591 0
	α_A	-0.222 2	-0.225 6	-0.222 2
	α_R	-0.151 9	-0.155 7	-0.151 0

由表5的计算结果可知3种燃料组件堆芯的反应性系数均为负值。堆芯寿期初、中、末的等温温度系数为:环形>蜂窝煤型>棒束型,其中蜂窝煤型燃料组件具备最显著的径向膨胀负反馈,而膨胀反馈是液态金属快堆的主要瞬时负反馈,当堆芯功率或温度发生变化时,蜂窝煤型燃料组件几何结构膨胀产生的负反馈效应更大,具有更高的安全裕量。因此在相同堆芯体积、燃料装载量条件下,采用蜂窝煤型燃料组件的铅铋反应堆具备较好的固有安全性。

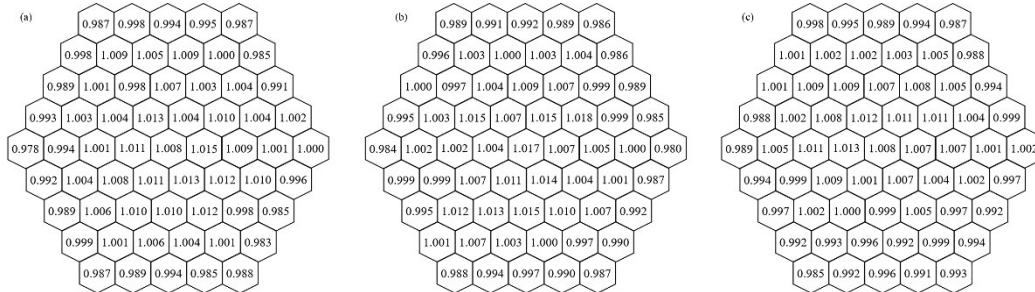


图7 堆芯最热组件燃料元件径向功率分布 (a) 棒束型, (b) 环形, (c) 蜂窝煤型

Fig.7 Radial power distribution of fuel element in core hottest assembly
(a) Rod bundle type, (b) Annular type, (c) Honeycomb coal type

表6为采用棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件的堆芯最热组件不同区域能量沉积份额,以堆芯最热组件能量沉积份额相对值为100%,研究组件内不同区域能量沉积的相对份额,从表中可以看出,因环形燃料组件增大了燃料冷却剂接触面积,故环形燃料组件冷却剂中沉积的能量份额较其他两种燃料组件

2.3 功率分布研究

本节研究了不同燃料组件几何结构对堆芯最热组件的影响。图7分别为采用棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件的堆芯最热组件内燃料元件相对功率分布图,可以看出,采用蜂窝煤型燃料组件的堆芯最热组件内功率因子最低,为1.013,功率分布更平坦,故采用蜂窝煤型燃料组件设计的堆芯可有效展平功率分布。

高,同理蜂窝煤型燃料中包壳和冷却剂中沉积的能量较低;相比于棒束型和环形燃料组件,由于蜂窝煤型燃料组件中燃料与组件盒接触,组件盒中沉积的能量略高,并不会影响其组件盒的结构及安全性能;而蜂窝煤型燃料元件包壳中沉积的能量份额仅为其他两种组件的1/3,使其具备更高的安全可靠性能。

表6 不同燃料组件能量沉积分布

Table 6 Distribution of energy deposition in different fuel assemblies

区域 Region	棒束型 Rod bundle type	环形 Annular type	蜂窝煤型 Honeycomb coal type
燃料 Fuel / %	96.98	96.87	97.04
组件盒 Assembly box / %	0.32	0.33	0.41
包壳 Cladding / %	0.16	0.16	0.05
冷却剂 Coolant / %	2.54	2.64	2.49

2.3 稳态热工特性

以铅铋反应堆的热工安全设计准则为依据,分析采用3种燃料组件设计的堆芯稳态热工特性。根据堆芯的功率分布及栅格参数分别计算在堆芯入口温度为583 K时,冷却剂流速为 $0.25 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ 条件下的稳态热工特性参数,计算结果如表7所示。3种堆芯的燃料芯块最大温度均远小于设计限值2 573 K,包壳最大温度均小于热工安全上限值823 K,且具备很大的热工安全裕量。在冷却剂流通面积相等的情况下,内外冷却的环形燃料元件的芯块最大温度低于棒束型元件,而包壳最大温度由于单侧冷却剂的减少高于棒束型元件。其中蜂窝煤型燃料组件具有最小的燃料芯块/包壳/冷却剂最大温度,这是因为图

7的结果显示,堆芯采用蜂窝煤型燃料组件的功率分布较均匀,最大线功率密度更低。此外,蜂窝煤型燃料组件能够有效降低堆芯压降,提高自然循环能力。因此,蜂窝煤型燃料组件的稳态热工特性优于棒束型和环形燃料组件。

3 相同换料周期与热工安全裕量约束下的燃料组件性能分析

由于3种堆芯的主要稳态热工参数均具有很大的安全裕量,堆芯参数可以开展进一步优化,以换料周期10年为目标,同时具备相当的热工安全裕量为约束条件,迭代搜索满足设计目标与约束条件的最小燃料装载量方案。

表7 3种堆芯的主要稳态热工特性参数
Table 7 Main thermal-hydraulic parameters of three cores

参数 Parameter	棒束型 Rod bundle type	环形 Annular type	蜂窝煤型 Honeycomb coal type
提升压降 Raise pressure drop / Pa	85 163	85 213/85 139	85 631
摩擦压降 Friction pressure drop / Pa	2 297.8	1 258.3/3 640	453.1
燃料芯块最大温度 Maximum temperature of fuel pellet / K	718	662.0 (内/外 Inside/outside)	651.5
包壳最大温度 Maximum temperature of cladding / K	651.1	653.1/651.8 (内/外 Inside/outside)	637.0
冷却剂最大温度 Maximum temperature of coolant / K	623.7	646.1/652.9 (内/外 Inside/outside)	631.5

3.1 燃耗特性分析

以换料周期10年为设计目标,稳态运行工况下包壳最大温度约为810 K为约束条件,优化上述采用3种燃料组件的铅铋反应堆设计参数。首先通过减少冷却剂流通面积来减小堆芯体积,堆芯冷却剂份额降低导致冷却剂对中子的有害吸收减少,加之紧凑的燃料布置对中子的有效吸收增加使得堆芯初始 k_{eff} 上升,需要降低燃料装量以保持换料周期为10年。然后通过调整堆芯活性区高度和直径、燃料芯

块直径来降低燃料装量,并尽量调节堆芯高径比为1以减少中子泄漏,再利用铅铋反应堆稳态热工计算程序STAC自动搜索匹配堆芯功率、活性区高度、燃料芯块直径的栅格参数,确定铅铋反应堆优化设计参数。表8给出了优化后3种堆芯的设计参数,采用棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件的堆芯优化后活性区体积分别为266 392 cm³、254 281 cm³、218 549 cm³;燃料装量分别为1 502.80 kg、1 460.90 kg、1 367.71 kg。

表8 优化后采用3种组件设计的堆芯设计参数
Table 8 The design parameters of three optimized cores

堆芯参数 Fusion core parameter	棒束型 Rod bundle type	环形 Annular type	蜂窝煤型 Honeycomb coal type
热功率 Thermal power / MW	4	4	4
活性区等效直径 Active area equivalent diameter / cm	69.51	68.44	65.07
活性区高度 Active area height / cm	70.20	69.12	65.72
活性区体积 Active area volume / cm ³	266 392	254 281	218 549
燃料富集度 Fuel enrichment / %	24.63	24.63	24.63
燃料组件数目 Number of fuel assemblies	31	31	31
包壳厚度 Cladding thickness / mm	0.300	0.186 (内/外 Inside/outside)	0.308
气隙厚度 Airgap thickness / mm	0.150	0.090 (内/外 Inside/outside)	0.143
栅距 Grid pitch / cm	1.310	1.287	1.216
包壳外径 Outer diameter of cladding / cm	1.236	1.233	0.685
组件盒厚度 Component box thickness / cm	0.4	0.4	0.4
冷却剂流通面积 Coolant flow area / cm ²	1 053.57	1 049.87	817.85
燃料装载量 Fuel loading / kg	1 502.80	1 460.90	1 367.71
包壳最大温度 Maximum temperature of cladding / K	809.9	809.6	810.1

图8给出了优化后采用棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件设计的铅铋反应堆 k_{eff} 随时间变化情况。3种堆芯初始 k_{eff} 分别为1.017 008、1.018 105、1.022 219,剩余反应性满足控制要求。在换料周期为10年,热工安全裕量基本一致的条件下,采用蜂窝煤型燃料组件的铅铋反应堆具备最小的堆芯尺寸与燃料装量。

表9给出了优化后3种堆芯的中子能谱,在中能区与高能区,中子通量密度的大小为:蜂窝煤型>环形>棒束型。优化后棒束型、环形、蜂窝煤型方案的

堆芯中子泄漏率分别为13.37%、13.32%、12.78%,冷却剂比例低,燃料布置更紧凑导致泄漏率更小是蜂窝煤型方案初始 k_{eff} 较大的主要原因。同时冷却剂流通面积的较少使得蜂窝煤型堆芯的中子能谱硬化,²³⁹Pu有效裂变中子数的大幅增长提升了堆芯的中子通量密度与燃料转换比,使得堆芯在低燃料装载量下能获得较大的初始 k_{eff} 并维持长换料周期。

3.2 反应性系数分析

表10给出了优化后3种堆芯的反应性系数,采

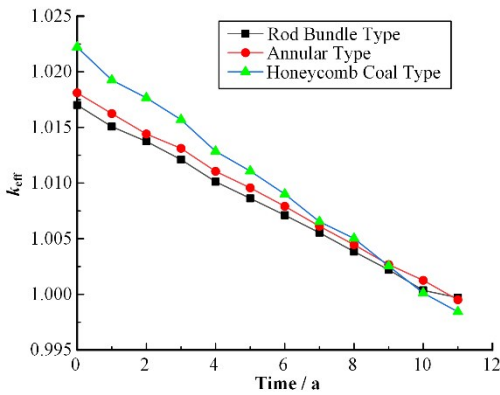


图8 优化后3种堆芯 k_{eff} 随时间的变化
Fig.8 k_{eff} of three optimized cores vary with time

用棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件的堆芯反应性系

表10 优化后3种堆芯的反应性系数
Table 10 Reactivity coefficients of three optimized cores

类别 Category	反应性系数 Reactivity coefficient / 10^{-5} K^{-1}	寿期初 Beginning of life	寿期中 Middle of life	寿期末 End of life
棒束型 Rod bundle type	α_D	-0.164 0	-0.173 8	-0.163 9
	α_C	-0.394 3	-0.536 0	-0.368 8
	α_A	-0.224 1	-0.225 0	-0.227 0
	α_R	-0.066 4	-0.069 7	-0.068 9
环形 Annular type	α_D	-0.110 9	-0.160 2	-0.120 4
	α_C	-0.316 4	-0.299 5	-0.419 9
	α_A	-0.240 3	-0.247 1	-0.246 5
	α_R	-0.062 5	-0.070 4	-0.067 1
蜂窝煤型 Honeycomb coal type	α_D	-0.090 7	-0.144 1	-0.141 8
	α_C	-0.291 8	-0.217 0	-0.261 8
	α_A	-0.249 9	-0.248 6	-0.253 1
	α_R	-0.052 1	-0.052 6	-0.049 3

3.3 稳态热工特性参数分析

表11给出了换料周期与热工安全裕量基本一致条件下3种堆芯的稳态热工参数。优化后采用棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件的堆芯均符合稳态热

表9 优化后3种堆芯的中子能谱
Table 9 Neutron energy spectrum of three optimized cores

能量区间 Energy range / MeV	中子通量密度 Neutron flux density / $\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$		
	棒束型 Rod bundle type	环形 Annular type	蜂窝煤型 Honeycomb coal type
$<1\times 10^{-6}$	$8.752\ 53\times 10^6$	$1.072\ 81\times 10^7$	$6.676\ 79\times 10^6$
$1\times 10^{-6}\sim 1\times 10^{-1}$	$3.189\ 88\times 10^{13}$	$3.260\ 73\times 10^{13}$	$3.558\ 31\times 10^{13}$
$>1\times 10^{-1}$	$9.250\ 69\times 10^{13}$	$9.649\ 48\times 10^{13}$	$1.089\ 07\times 10^{14}$

数均为负值。堆芯寿期初、中、末的等温温度系数为：蜂窝煤型>环形>棒束型，由于中子能谱的硬化，蜂窝煤型燃料组件堆芯的冷却剂温度负反馈减弱，但其依然具备较大的膨胀负反馈，可确保堆芯的固有安全性。

工设计限值，3种燃料组件的包壳最大温度、冷却剂最大温度基本相同，但燃料芯块最大温度区别较大，燃料芯块最大温度由大到小依次为：棒束型>蜂窝煤型>环形。堆芯采用蜂窝煤型和环形燃料组件具有更好的稳态热工特性。

表11 优化后3种堆芯的主要稳态热工参数
Table 11 Thermal-hydraulic parameters of three optimized cores

参数 Parameter	棒束型 Rod bundle type	环形 Annular type	蜂窝煤型 Honeycomb coal type
提升压降 Raise pressure drop / Pa	69 434	67 933 / 67 934	64 759
摩擦压降 Friction pressure drop / Pa	7 605.7	2 989.9 / 5 567.5	807.0
燃料芯块最大温度 Maximum temperature of fuel pellet / $^{\circ}\text{C}$	577.5	545.8	562.3
包壳最大温度 Maximum temperature of cladding / $^{\circ}\text{C}$	536.9	536.5/536.6 (内/外 Inside/outside)	537.1
冷却剂最大温度 Maximum temperature of coolant / $^{\circ}\text{C}$	536.7	536.4/536.3 (内/外 Inside/outside)	534.2

4 燃料组件制造工艺分析

目前实现商业运行的二三代反应堆大多采用棒束型燃料组件设计,具有完善的制造工艺以及堆用经验。对于环形燃料组件^[12-14],其外形尺寸可与现有的棒束型燃料组件完全一致,可充分利用传统棒束型燃料制造工艺进行研发,且制造成本不会明显增加,具有良好的可实现性。目前我国已基本完成环形燃料组件设计、制造、实验等关键技术研究,并计划2025年之前完成商用组件入堆。

蜂窝煤型结构设计的燃料组件具有优良的物理、热工特性,但是其结构对于常规生产工艺来说比较困难,韩国在URANUS反转堆芯设计中提出可以采用3D打印技术解决蜂窝煤型燃料组件制造问题。3D打印技术作为制造领域的一次重大技术突破,在核电领域具有广阔的发展前景,中核北方燃料元件有限公司成功利用3D技术打印出了CAP1400燃料组件下管座^[15]。在未来新技术能够突破制造工艺和力学性能等方面的挑战,蜂窝煤型燃料组件其优异的物理、热工特性将成为燃料组件的重要发展方向。

5 结语

本文开展了有利于铅铋反应堆小型化和轻量化的燃料组件几何结构研究。选择棒束型、环形、蜂窝煤型燃料组件构建铅铋反应堆堆芯并分析了物理、稳态热工特性,得出以下结论:

1)相同的堆芯体积及燃料装量条件下,堆芯采用棒束型燃料组件的换料周期最长;采用蜂窝煤型燃料组件可有效展平径向功率分布,同时具备最显著的负膨胀负反馈,最大的稳态热工安全裕量。

2)相同换料周期及热工安全裕量约束下,蜂窝煤型燃料组件具有最小的堆芯体积与燃料装量,且在整个寿期内反应性系数均为负值。

相比于棒束型与环形燃料组件,蜂窝煤型燃料组件具备更好的稳态热工特性,采用其作为组件的铅铋反应堆可减少冷却剂流通面积,以提高堆芯的初始 k_{eff} 与换料周期,达到减小堆芯体积与燃料装量的目的。蜂窝煤型燃料组件还可以降低堆芯压降,提高自然循环能力。因此,蜂窝煤型组件是有利于铅铋反应堆小型化与轻量化的燃料组件几何结构。如果在未来工艺制造水平可以达到要求的情况下,堆芯采用蜂窝煤型燃料组件是一种理想的选择。

致谢 本文在计算分析过程中采用了清华大学工程物理系反应堆工程计算分析实验室开发的反应堆蒙特卡罗程序RMC,在此深表感谢。

作者文献声明 王昌负责起草文章,分析/解释数据;肖豪负责采集数据;刘紫静负责获取研究经费,行政、技术或材料支持;常皓彤负责参与论文修改;王维嘉负责参与论文修改;赵鹏程负责提供研究思路,理论指导。

参考文献

- 1 吴宜灿. 铅基反应堆研究进展与应用前景[J]. 现代物理知识, 2018, **30**(4): 35 - 39. DOI: 10.13405/j.cnki.xdwz.2018.04.009.
WU Yican. Research progress and application prospect of lead-based reactor[J]. Modern Physics, 2018, **30**(4): 35 - 39. DOI: 10.13405/j.cnki.xdwz.2018.04.009.
- 2 Driscoll M J, Hejzlar P. Reactor physics challenges in Gen-IV reactor design[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2005, **37**(1): 1 - 10.
- 3 Nascimento J A D, Guimarães L N F, Ono S. Fuel, structural material and coolant for an advanced fast micro-reactor[J]. Journal of the British Interplanetary Society, 2014, **67**: 381 - 389.
- 4 Zhang Y, Wang C L, Lan Z K, *et al.* Review of thermal-hydraulic issues and studies of Lead-based fast reactors [J]. Renewable and Sustainable Energy Reviews, 2020, **120**: 109625. DOI: 10.1016/j.rser.2019.109625.
- 5 Grasso G, Petrovich C, Mikityuk K, *et al.* Demonstrating the effectiveness of the European LFR concept: the ALFRED core design[C]//International Conference on Fast Reactors & Related Fuel Cycles: Safe Technologies & Sustainable Scenarios. 2013.
- 6 Lee Joo-eun. Conceptual neutronic design of inverted core for lead-bismuth cooled small modular reactor[D]. Seoul: Seoul National University, 2017.
- 7 Wallenius J, Qvist S, Mickus I, *et al.* Design of SEALER, a very small lead-cooled reactor for commercial power production in off-grid applications[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, **338**: 23 - 33. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2018.07.031.
- 8 雷驰, 吴宏春, 曹良志, 等. 小型可运输长寿命铅铋冷却快堆堆芯设计研究[J]. 原子能科学技术, 2019, **53**(8): 1451 - 1458. DOI: 10.7538/yzk.2018.youxian.0778.
LEI Chi, WU Hongchun, CAO Liangzhi, *et al.* Core design study of small transportable long-life lead-bismuth cooled fast reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2019, **53**(8): 1451 - 1458. DOI: 10.7538/yzk.2018.youxian.0778.
- 9 Zhao P C, Liu Z J, Yu T, *et al.* Code development on

- steady-state thermal-hydraulic for small modular natural circulation lead-based fast reactor[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2020, **52**(12): 2789 - 2802. DOI: [10.1016/j.net.2020.05.023](https://doi.org/10.1016/j.net.2020.05.023).
- 10 张小英, 黄圆圆. 反应堆稳态热工水力分析的单通道模型[C]//中国核科学技术进展报告——中国核学会2009年学术年会论文集(第一卷·第3册). 北京, 2009: 254 - 259.
ZHANG Xiaoying, HUANG Yuanyuan. Single-channel model for steady thermal-hydraulic analysis in nuclear reactor[C]//Progress Report on China Nuclear Science & Technology - Proceedings of 2009 Annual Conference of China Nuclear Society (Vol. 1•Vol. 3). Beijing, 2009: 254 - 259.
- 11 Rowinski M K, White T J, Zhao J. Innovative model of annular fuel design for lead-cooled fast reactors[J]. Progress in Nuclear Energy, 2015, **83**: 270 - 282. DOI: [10.1016/j.pnucene.2015.04.002](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2015.04.002).
- 12 季松涛, 何晓军, 张爱民, 等. 压水堆核电站采用环形燃料元件可行性研究[J]. 原子能科学技术, 2012, **46**(10): 1232 - 1236.
JI Songtao, HE Xiaojun, ZHANG Aimin, *et al.* Study on feasibility of annular fuel applied in PWR nuclear power plant[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2012, **46**(10): 1232 - 1236.
- 13 冯海宁, 赵瑞瑞, 王虹, 等. 压水堆环形燃料组件研发综述[J]. 中国核电, 2020, **13**(6): 759 - 764.
FENG Haining, ZHAO Ruirui, WANG Hong, *et al.* Overview of annular fuel applied in PWR nuclear power plant research progress[J]. China Nuclear Power, 2020, **13**(6): 759 - 764.
- 14 季松涛, 韩智杰, 何晓军, 等. 压水堆环形燃料组件研发进展[J]. 原子能科学技术, 2020, **54**(S1): 240 - 245. DOI: [10.7538/yzk.2020.zhuankan.0440](https://doi.org/10.7538/yzk.2020.zhuankan.0440).
JI Songtao, HAN Zhijie, HE Xiaojun, *et al.* Progress of research and development on annular fuel assembly for PWR application[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2020, **54**(S1): 240 - 245. DOI: [10.7538/yzk.2020.zhuankan.0440](https://doi.org/10.7538/yzk.2020.zhuankan.0440).
- 15 伍浩松, 张焰, 戴定. 3D核电打印现状及前景[J]. 中国核工业, 2017(7): 45 - 47.
WU Haosong, ZHANG Yan, DAI Ding. Present situation and prospect of 3D nuclear power printing[J]. Zhongguo Hegongye, 2017(7): 45 - 47.