

# 钠冷快堆堆芯高效CFD计算分析技术研究

孙雨琛 陈广亮 赵强 田逸之 李梦来

(哈尔滨工程大学 核科学与技术学院 哈尔滨 150001)

**摘要** 钠冷快堆作为第四代核反应堆的代表性堆型,其堆芯热工水力特性直接影响反应堆的安全运行。针对钠冷快堆燃料组件结构复杂、传统计算流体动力学(Computational Fluid Dynamics, CFD)模拟计算量大的问题,本研究采用多孔介质模型开展堆芯热工水力分析。研究以中国实验快堆(China Experimental Fast Reactor, CEFR)为对象,建立了包含81个六边形燃料组件的计算模型,并将组件内复杂结构转化为多孔介质模型的阻力系数。为提高计算精度,采用分区建模方法将堆芯划分为4个特征区域,同时运用共轭传热方法对组件间隙流动(盒间流)及其周边结构进行精细化建模。结果表明,多孔介质模型能够准确预测堆芯热工水力特性,压力降计算误差仅为0.7%,且计算效率较传统CFD方法显著提升。此外,盒间流对冷却剂整体流动分布的影响较小,在正常稳态工况下可忽略不计。本研究为钠冷快堆堆芯设计优化提供了重要参考。

**关键词** 钠冷快堆, 堆芯, 热工水力, 多孔介质, 高效

中图分类号 TL334

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.250001

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.250001

## Research on efficient CFD calculation and analysis technology for sodium-cooled fast reactor core

SUN Yuchen CHEN Guangliang ZHAO Qiang TIAN Yizhi LI Menglai

(School of Nuclear Science and Technology, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China)

**Abstract** [Background] Sodium-cooled fast reactors (SFRs) represent a critical advancement in fourth-generation nuclear technology, where accurate thermal-hydraulic characterization is vital for ensuring operational safety and efficiency. The complex geometry of SFR fuel assemblies presents significant challenges for conventional Computational Fluid Dynamics (CFD) approaches. [Purpose] This study aims to develop and validate an optimized porous media methodology to facilitate efficient yet precise CFD analysis of SFR core thermal-hydraulics. [Methods] The investigation examined the China Experimental Fast Reactor (CEFR) core configuration, comprising 81 hexagonal fuel assemblies. Firstly, the porous media model integrated anisotropic permeability tensors to account for directional flow resistance effects induced by wire-wrap spacers. Momentum source terms were calibrated using experimental pressure drop data. Then, the computational domain was divided into four distinct regions to accommodate spatial variations in power distribution and coolant flow patterns. Additionally, to explore the influence of inter-wrapper flow (IWF) on the core's thermal-hydraulic state, modeling was performed on the inter-wrapper

国家自然科学基金(No.51909045)、中国核工业集团公司青年人才研究项目(No.CNNC2019YTEP-HEU01)资助

第一作者: 孙雨琛, 男, 2000年出生, 2022年毕业于哈尔滨工程大学, 现为硕士研究生, 研究领域为反应堆热工水力学

通信作者: 陈广亮, E-mail: chenguangliang@hrbeu.edu.cn

收稿日期: 2025-01-02, 修回日期: 2025-04-01

Supported by National Natural Science Foundation of China (No. 51909045), CNNC's Young Talents Research Project (No. CNNC2019YTEP-HEU01)

First author: SUN Yuchen, male, born in 2000, graduated from Harbin Engineering University in 2022, master student, focusing on reactor thermal hydraulics

Corresponding author: CHEN Guangliang, E-mail: chenguangliang@hrbeu.edu.cn

Received date: 2025-01-02, revised date: 2025-04-01

flow and its surrounding components. Finally, the conjugate heat transfer method was employed to calculate the inter-wrapper flow, and results were compared with the conventional CFD approach. **[Results]** Comparison results demonstrate that the porous media model successfully predicts core thermal-hydraulic behavior with a maximum deviation of 0.7% in pressure drop compared to experimental benchmarks, and computational efficiency is significantly enhanced relative to full-resolution CFD. The inter-assembly gap flow contributes minimally to the total coolant redistribution, confirming its negligible impact on overall core performance. **[Conclusions]** The proposed porous media model offers a computationally efficient yet accurate alternative for SFR core analysis, demonstrating strong potential for engineering applications. The findings indicate that inter-assembly gaps can be safely disregarded in large-scale simulations without substantial loss of accuracy. This work provides valuable insights for optimizing SFR core design and improving safety assessments.

**Key words** Sodium-cooled fast reactor, Reactor core, Thermal-hydraulic, Porous media, High efficiency

作为第四代反应堆之一,钠冷快堆采用液态熔融钠作为冷却剂,因其具备高热导率、高沸点及良好的稳定性,成为第四代反应堆中固有安全特性较强的一种。在事故工况下,高热导率的液态金属钠能够快速带走大量余热,从而显著提升反应堆的安全性能。因此,钠冷快堆也成为第四代反应堆研究中的重点对象<sup>[1]</sup>。

反应堆堆芯是整个反应堆的核心部分,其热工水力状态对反应堆的安全性具有重要影响。目前,反应堆热工水力的研究方法主要包括模型实验和数值计算两种<sup>[2]</sup>。理论上,可以通过按比例构建堆芯实物模型并进行物理模拟实验。然而,由于钠冷快堆内部存在高温熔融钠,且钠在空气中极不稳定,这使得实验研究几乎无法实现。因此,采用数值计算方法,通过计算机模拟高温状态下的钠来研究堆芯热工水力特性,成为一种有效途径。这也是当前国内外主流的研究方式。

进入 21 世纪以来,随着计算流体动力学(Computational Fluid Dynamics, CFD)计算技术的快速发展,多孔介质模型在堆芯研究中的应用日益受到研究者的青睐。研究技术也逐步由浅入深、从简单到复杂发展。多孔介质方法通过将燃料组件内的固体-流体域以及定位格架、搅混翼、弹簧刚凸等复杂结构转化为孔隙率及附加在动量方程中的阻力损失源项<sup>[3]</sup>,虽然在一定程度上牺牲了精度,但显著降低了几何建模的复杂性和网格数量,对于堆芯大流域的 CFD 计算而言利大于弊。目前,多孔介质方法已广泛应用于涉及反应堆内,特别是包含堆芯的各种工况下的 CFD 计算分析中,其主要应用体现在以下两方面:

1)全堆芯计算。研究者广泛将多孔介质方法应用于各类堆芯的计算中。通过对 Pre-Konvoi<sup>[4]</sup>、秦山一期<sup>[5]</sup>、VVER-1000<sup>[6]</sup>等压水堆以及 MNSR (Miniature Neutron Source Reactor)<sup>[7]</sup>和超临界水

堆<sup>[8]</sup>等堆型的计算,充分证明了多孔介质方法在堆芯大流域 CFD 计算中的正确性和有效性。

2)在事故分析中,为了宏观反映事故对堆芯内热工水力状态的影响,研究者通常采用多孔介质堆芯替代实际堆芯。这一思路也得到了广泛认可。多孔介质方法已被应用于蒸汽发生器管道断裂事故<sup>[9]</sup>、LOCA (Loss-Of-Coolant Accident)事故<sup>[10]</sup>、控制棒误动作<sup>[11]</sup>以及意外正反应性引入导致的功率异常瞬态事故<sup>[12]</sup>中。结果表明,采用多孔介质方法对堆芯进行刻画是有效的,能够准确反映事故条件下堆芯内热工水力状态的变化。

针对钠冷快堆,国内外研究者基于多孔介质模型,分别对全堆芯所有燃料组件<sup>[13]</sup>、燃料组件间隙组成的盒间流<sup>[14]</sup>进行了 CFD 数值计算,并针对事故工况下由 7 和 19 棒束组成的燃料组件堵流工况<sup>[15]</sup>展开研究。此外,也有研究者利用开源程序 OpenFOAM 对全堆芯进行了计算<sup>[16]</sup>。结果表明,多孔介质方法具有较高的精度与通用性,能够较为准确地模拟堆芯在各种工况下的热工水力特性,且适用性较强。

然而,目前针对堆芯的多孔介质模拟仍存在一些问題,例如热工水力参数区域化特征不明显以及在大流域计算中盒间流对组件内部流动换热的影响尚未得到充分研究。同时,与计算效率相关的研究工作相对较少。因此,本文基于多孔介质模型对 CEFR 堆芯进行计算,并对堆芯内燃料组件的区域离散化进行设置。最后,通过与文献验证值对比,并比较计算时间,证明多孔介质模型的准确性、通用性和高效性。

## 1 数学物理模型

在 CFD 计算中,多孔介质模型相较于标准的流体流动控制方程,在其动量方程中添加了额外的阻力源项,以表征固体区域对流体流动的影响<sup>[17]</sup>。这种将复杂孔隙结构转化为动量源项的方法,不仅降

低了建模和网格划分的难度,还能较好地反映实际流动情况。

考虑孔隙率的质量守恒方程和动量守恒方程分别为:

$$\frac{\partial(\gamma\rho)}{\partial t} + \nabla(\gamma\rho\vec{v}) = 0 \quad (1)$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\gamma\rho\vec{v}) + \nabla(\gamma\rho\vec{v}\vec{v}) = -\rho\nabla p + \nabla(\gamma\vec{\tau}) + \gamma\vec{B}_f + S_i \quad (2)$$

式中: $S_i$ 为*i*方向的阻力源项; $\rho$ 为流体密度, $\text{kg}\cdot\text{m}^{-3}$ ; $v_i$ 为流体*i*方向的速度, $\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$ ; $\tau_{ij}$ 为应力张量。其中,孔隙率等于:

$$\gamma = \frac{V_p}{V} \quad (3)$$

式中: $V_p$ 表示流体区域所占的体积; $V$ 表示总体积。

动量方程的源项由两部分组成:一是黏性损失项,二是惯性损失项。

$$S_i = \sum_{j=1}^3 D_{ij} \mu v_j + \sum_{j=1}^3 C_{ij} \frac{1}{2} \rho |v_j| v_j \quad (4)$$

式中: $S_i$ 表示某一坐标方向上动量方程的源项; $D$ 和 $C$ 分别为黏性阻力系数和惯性阻力系数。其中,式(1)可简化为:

$$S_i = -\frac{\mu}{k} v_i - f \frac{\rho}{2} |\vec{v}| v_i \quad (5)$$

式中: $k$ 为渗透率; $f$ 为惯性阻力系数。因此,式(1)中的 $D$ 为 $1/k$ , $C$ 为 $f$ 。

在多孔介质模型中,存在物理速度与表观速度两种概念。表观速度定义为流体在孔隙率为1时的流速,即流体流经完全开放通道时的速度;物理速度则定义为流体流经孔隙率为 $\gamma$ 的多孔介质时的流速。二者之间的关系可表示为:

$$v_s = \gamma v_p \quad (6)$$

式中: $v_s$ 为表观速度; $v_p$ 为物理速度。

在CFD求解过程中,使用的是表观速度,因此,应在入口边界条件的进口流速中设置为表观速度,即堆芯全部为流体域时对应的速度。

根据式(4),多孔介质的动量方程源项包含两个阻力源项,分别为黏性阻力项和惯性阻力项。由于本文研究对象为全堆芯,且流动以湍流为主,因此,在实际计算中可忽略黏性阻力项。阻力系数的计算公式如式(7)所示:

$$\nabla p = -\sum_{j=1}^3 C_{2ij} \frac{1}{2} \rho v_j |v| \quad (7)$$

根据式(7),可将实验数据或技术手册中的堆芯压降与冷却剂流量等相关信息代入,进而求得阻力系数。

## 2 研究对象概述

本文的研究对象为中国实验快堆(China Experimental Fast Reactor, CEFR),其属于池式钠冷快中子反应堆,堆芯设计为圆柱形。堆内组件包括燃料组件、控制棒组件、反射层组件、屏蔽层组件以及中子源组件。图1展示了CEFR的堆芯布置图<sup>[18]</sup>。所有堆内组件的外形尺寸相同,且组件形状均为六角形。

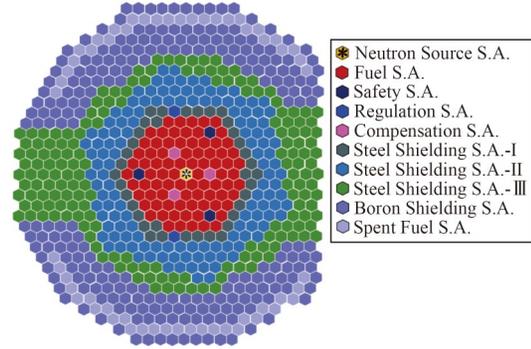


图1 CEFR堆芯布置方案示意图(彩图见网络版)  
Fig.1 Diagram of CEFR core layout scheme (color online)

详细的组件尺寸参数<sup>[19]</sup>如表1所示。中国实验快堆一回路反应堆堆芯的主要工作参数<sup>[20]</sup>如表2所示。一回路冷却剂钠的运行环境为高温低压。

表1 燃料组件尺寸参数  
Table 1 Dimensional parameters of the fuel assembly

参数 Parameters	值 Value
燃料棒/组件 Fuel rod bundle/box	61
盒内对边距 Internal box edge to edge distance / mm	56.6
燃料组件盒厚度 Box wall thickness / mm	1.2
燃料组件盒间距 Box to box spacing / mm	2
堆芯高度 Core height / mm	456
上转换区高度 Height of upper axial conversion zone / mm	100
下转换区高度 Height of lower axial conversion zone / mm	250

表2 CEFR堆芯主要工作参数  
Table 2 Working parameters of the CEFR core

参数 Parameter	值 Value
热功率 Thermal power / MW	65
冷却剂流量 Sodium flow rate passing through the core / $\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$	301
堆芯入口钠温度 Core inlet sodium temperature / $^{\circ}\text{C}$	360
堆芯出口钠平均温度 Average temperature of sodium at the outlet of the core / $^{\circ}\text{C}$	530

CEFR 堆芯不同组件的功率与流量占比<sup>[20]</sup>如表 3 所示。

从表 3 中可以看出,由于各类组件的功能和发热功率存在差异,分配给各类组件的流量也有所不

同。其中,钢反射层组件、屏蔽层组件、乏燃料组件以及中子源组件的总功率和流量仅占堆芯总量的不到 5%<sup>[19]</sup>。因此,本文主要针对燃料组件进行分析。

表 3 全堆芯组件功率与流量分布  
Table 3 Power and flow distribution of whole core assemblies

组件名称 Name of assemblies	功率 Power / MW	功率占比 Power share / %	冷却剂流量 Coolant flow rate / kg·s <sup>-1</sup>	流量占比 Flow rate share / %
燃料组件 Fuel assembly	61.958	95.32	264.42	95.32
控制棒组件 Control rod assembly	0.247	0.378	0.247	0.378
中子源组件 Neutron source assembly	0.059	0.091	0.059	0.091
第一反射层组件 The first reflection layer assembly	0.844	1.298		
其他反射层组件 Other reflective layer assembly	1.106	1.7	0.844	1.298
屏蔽层组件 Shielding assembly	0.387	0.6		
乏燃料组件 Spent fuel assembly	0.399	0.613		
组件盒间流量 Flow rate between assembly boxes	—	—	1.106	1.7

### 3 计算方法研究

#### 3.1 钠冷快堆堆芯分区方案

由图 1 可知,中子源组件位于堆芯中部。根据反应堆物理的相关理论,以中子源组件为圆心,位于同一圆周上的组件功率分布大致相同。图 2 源自文献[21],展示了采用中子物理计算程序与子通道程序计算得到的堆芯径向功率与流量分布。

从图 2 可以看出,位于同一圆上的各组件具有相似的功率因子。然而,由于六边形结构的限制,难以对组件进行横向定位以添加能量源项。因此,采用分区方法,将功率因子相近的区域划分为若干部分。本文采用文献[20]中的分区方法,如图 3 所示。

在划分若干不同功率计算区域的同时,对每个

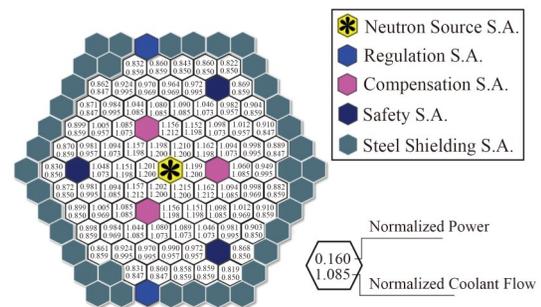


图 2 堆芯径向功率因子分布(彩图见网络版)  
Fig.2 Radial power factor distribution of the core (color online)

区域进行流量分配。分配原则为有效展平各组件区域冷却剂的出口温度。各区域的热工水力参数如表 4 所示。

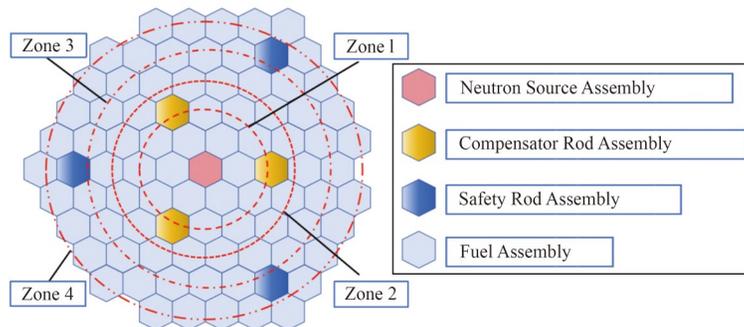


图 3 燃料组件分区方案示意图(彩图见网络版)  
Fig.3 Diagram of partition scheme for fuel assemblies (color online)

#### 3.2 盒间流计算方案

根据表 1 的尺寸参数可知,盒间流(Inter-

Wrapper Flow, IWF)相对于燃料盒所占空间极小,并且被组件盒隔离。若在全堆芯计算中考虑盒间流

表4 各分区热工水力参数  
Table 4 Power and flow rate in different zones

燃料组件分区 Flow partition code	分区组件数 Number of assembly boxes	最大组件功率 Maximum box power / kW	组件流量 Box flow rate / $\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}$
I	15	969	3.9
II	18	870	3.52
III	21	791.5	3.18
IV	27	713.2	2.8

与盒壁的影响,不仅会显著增加网格划分的难度,还可能导致计算误差增大。因此,本节旨在探讨盒间流对燃料组件热工水力状态的影响。为降低计算复

杂度,将盒间流计算模型进行了简化,如图4(a)所示。简化后的研究对象仅由三个组件及其间的盒间流组成,构成了符合物理规律的最小研究单元。

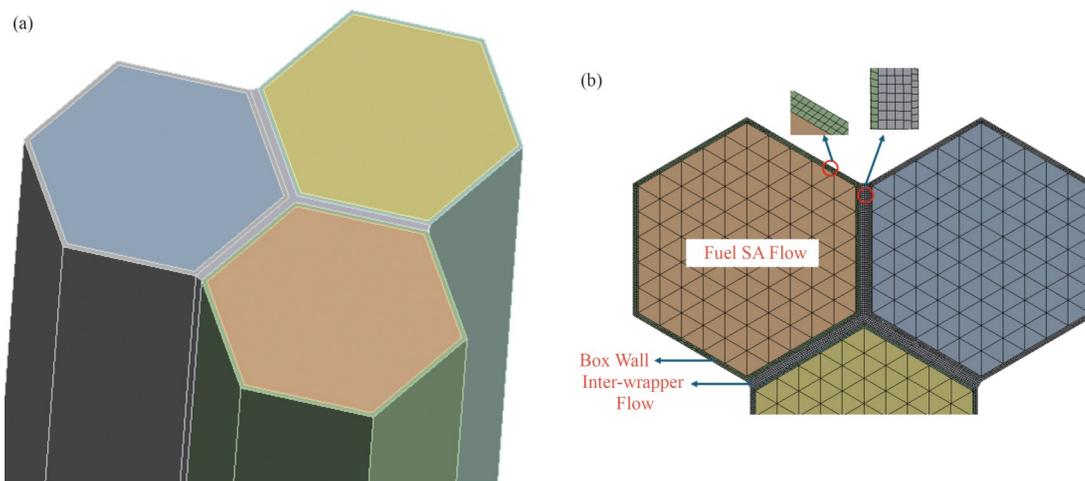


图4 盒间流研究模型的几何结构与网格划分示意图(彩图见网络版)

(a) 盒间与燃料组件几何模型, (b) 网格划分方案

Fig.4 Diagram of the geometry and grid of the IWF research model (color online)  
(a) Inter-wrapper and geometric model of fuel assemblies, (b) Grid division scheme

在建模过程中,考虑由盒壁构成的固体区域,将组件内冷却剂与盒间流体相隔离,二者之间仅通过盒壁进行热交换,即共轭传热。由此可得出如图4(b)所示的网格划分方案。该方法不仅能够针对不同尺寸尺度的区域生成合适数量的网格,还可避免因网格数量过多而影响计算效率。盒壁的相关材料属性参考文献[21]。

### 3.3 关键热工水力参数设定方案

在完成§3.1的分区处理后,已确定功率和流量的径向分配方案。在此基础上,将进一步确定组件功率的轴向分配方案以及多孔介质阻力系数的设定方案。

燃料组件的主要发热部分包括上部轴向转换区、下部轴向转换区以及堆芯区,各区域的相对功率因子有所不同。图5<sup>[19]</sup>展示了每个区域对应的功率变化关系。在实际计算中,需分别编译相关参数。通过编译UDF的方式,将功率作为能量源项添加至计算模型中。

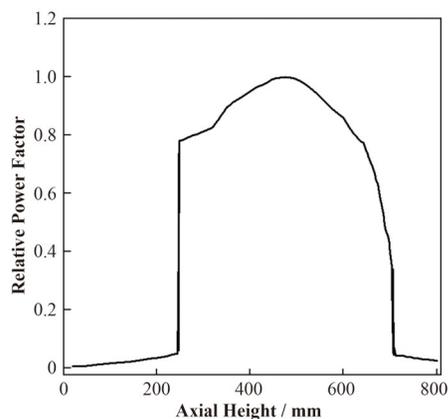


图5 燃料组件的轴向功率分布  
Fig.5 Axial power distribution of fuel assembly

由于在流动过程中,钠的物性会随温度变化而改变,因此,参考文献[20]中给出的表达式,将其作为本算例中钠物性变化规律的表达式。

由式(4)可知,在多孔介质的动量方程源项中包含两个阻力源项,分别为黏性阻力项和惯性阻力项。

由于本文的研究对象是以钠为冷却剂的钠冷快堆,其流动主要以湍流为主,因此,在实际计算中可忽略黏性阻力项<sup>[22]</sup>。本文将基于阻力项的计算公式(7)以及文献[20]中提供的压降、流速等关键参数,计算多孔介质的阻力系数。

在完成关键参数提取并确定边界条件后,即可对全堆芯进行计算。计算入口区域设置为速度入口,4个分区分别采用对应的入口速度。湍流模型选用 SST  $k-\omega$  模型,并采用 SIMPLE 算法求解,空间离散采用二阶迎风格式进行计算,收敛残差设定为  $10^{-4}$ 。在完成上述边界条件与计算源项的加载后,即可对盒间流与全堆芯开展计算。

## 4 计算结果分析

### 4.1 盒间流计算结果分析

为了探究盒间流的存在与否对燃料组件之间流

动传热的影响,对相关计算结果进行了分析。图6展示了燃料组件与盒间流在  $y=0.1\text{ m}$ 、 $0.3\text{ m}$ 、 $0.5\text{ m}$  和  $0.8\text{ m}$  处的截面温度云图;图7为燃料组件、不计盒间流的相同组件以及盒间流体的轴向温度分布。三个组件的平均出口温度为  $831.148\text{ K}$ 。可以看出,是否考虑盒间流对同一组件内的温度影响较小。这是由于流经盒间流的流量非常小,对流动传热的影响有限。因此,采用的忽略盒间流对全堆芯的计算被认为具有合理性,同时简化了计算流程,提高了计算效率。

图8展示了盒间流在  $y=0.1\text{ m}$ 、 $0.3\text{ m}$ 、 $0.5\text{ m}$  和  $0.8\text{ m}$  处的截面温度云图。根据文献[5]的研究结果,由于组件内存在固体壁面,其对附近流体施加了剪切应力,导致边缘流体速度较慢,因而温度较高。这也是图6和图8中边缘温度较高的主要原因。

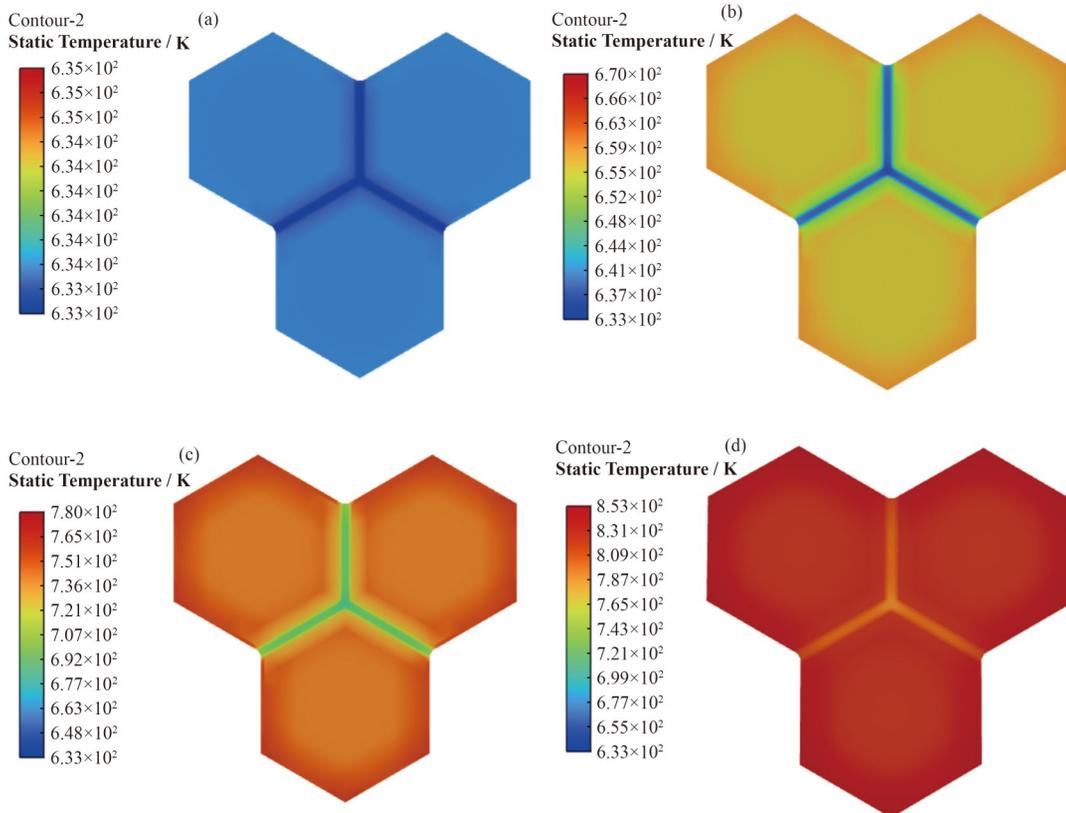


图6 盒间流与组件截面温度云图(彩图见网络版)

(a)  $y=0.1\text{ m}$ , (b)  $y=0.3\text{ m}$ , (c)  $y=0.5\text{ m}$ , (d)  $y=0.8\text{ m}$

Fig.6 Axial temperature contour of fuel assembly and IWF (color online)

(a)  $y=0.1\text{ m}$ , (b)  $y=0.3\text{ m}$ , (c)  $y=0.5\text{ m}$ , (d)  $y=0.8\text{ m}$

综上所述,通过将固体域的盒壁单独建模,并将盒内与盒间的流动相分离,能够较好地模拟组件与盒之间的对流-导热-对流换热过程。盒间流对组件间的流动换热具有一定影响。然而,在稳态工况下,

由于流域范围和流量的限制,是否考虑盒间流对组件间的换热影响较小;而在诸如堵流工况等事故条件下,盒间流对组件间的换热影响则不可忽视。鉴于本文主要针对稳态工况进行计算,因此可以忽略

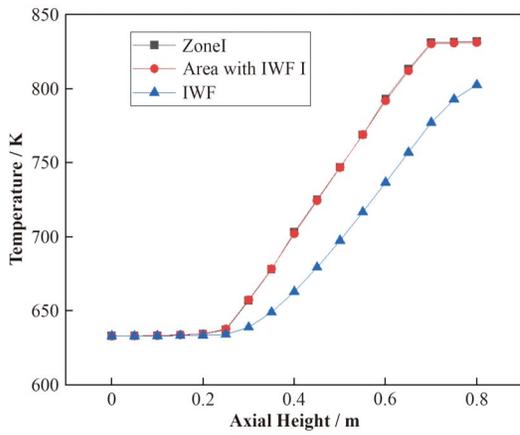


图7 盒间流与燃料组件的轴向温度分布(彩图见网络版)  
Fig.7 Axial temperature distribution of fuel assembly and IWF (color online)

盒间流,直接开展全堆芯的计算。

#### 4.2 全堆芯计算结果分析

由于对全堆芯进行了分区,因此有必要对每个区域的流动与传热状态进行分析。为此,分别研究了4个区域的截面平均温度分布。图9展示了4个区域的轴向温度分布,可以看出,轴向温度呈现两端平缓、中间显著上升的趋势,这与§2设定的功率分布相符。全堆芯的出口平均温度为827.84 K,较表2中工作参数的出口平均温度略高,偏差为3.48%。

这种差异的原因在于研究对象的不同。表中的平均出口温度不仅考虑了燃料组件,还包含了中子源和反射层组件等。由于这些组件的功率较低,其出口温度也相对较低。尽管这些组件分配的流量较少,但仍然会导致整体出口平均温度偏低。由于本文仅针对燃料组件进行分析,因此出口平均温度较工作参数偏高属于正常现象。

流量分配的目的是尽可能展平不同分区的出口温度分布,以探究是否进行流量分配对出口温度展平的影响。为此,设置了一个对照组,即不进行流量分配,所有组件入口流速相同,并对已选定的4个组件的轴向温度分布进行分析,如图10所示。由图10可以看出,对照组中4个组件的出口温度不均匀性更为显著。I区与IV区的平均温差达到20 K,呈现出较大的温度梯度。这表明,采用流量分配的方法能够有效改善功率分布的均匀性。

图11展示了在 $y=0.1\text{ m}$ 、 $0.3\text{ m}$ 、 $0.5\text{ m}$ 和 $0.8\text{ m}$ 处的截面温度云图。从图11可以看出,尽管对流量进行了分配,不同分区之间仍然存在一定的温度差异。然而,在实施流量分配后,组件出口处的温度已不再呈现较大的温度梯度,这符合堆芯安全性的要求。

#### 4.3 多孔介质计算结果分析

采用多孔介质方法简化了建模与计算流程,将燃料组件内部复杂结构转化为多孔介质模型中的动

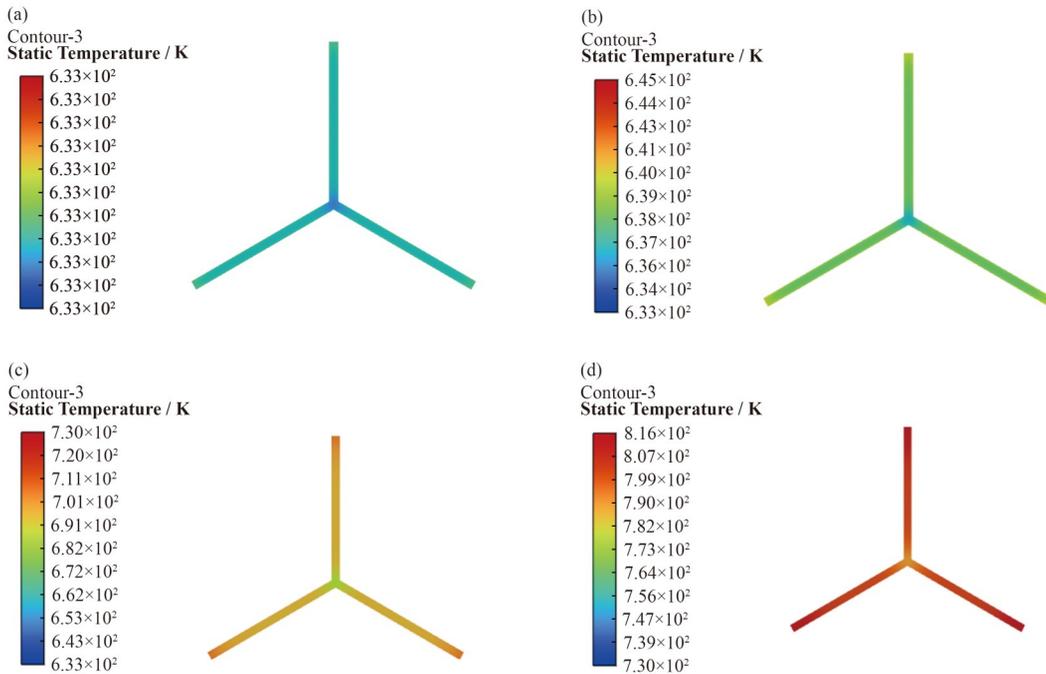


图8 盒间流轴向温度云图(彩图见网络版)  
(a)  $y=0.1\text{ m}$ , (b)  $y=0.3\text{ m}$ , (c)  $y=0.5\text{ m}$ , (d)  $y=0.8\text{ m}$   
Fig.8 Axial temperature contour of IWF (color online)  
(a)  $y=0.1\text{ m}$ , (b)  $y=0.3\text{ m}$ , (c)  $y=0.5\text{ m}$ , (d)  $y=0.8\text{ m}$

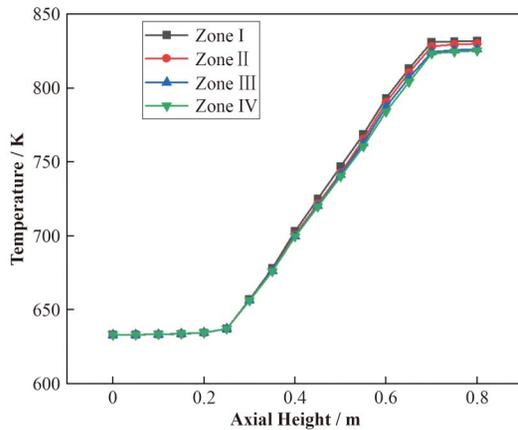


图9 各区域轴向温度分布(彩图见网络版)  
Fig.9 Axial temperature distribution in different zones (color online)

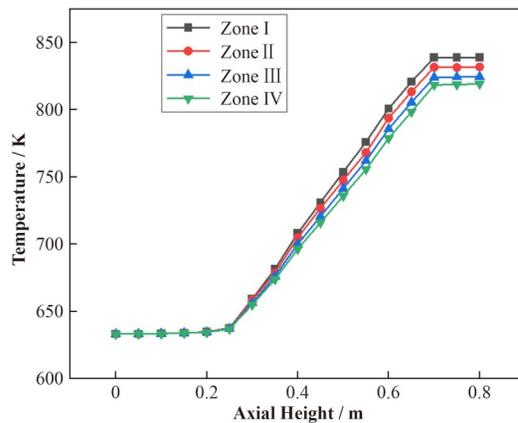


图10 未进行流量分配时各区域的温度分布(彩图见网络版)  
Fig.10 Axial temperature distribution in different zones without flow dispensing (color online)

表5 堆芯压降计算结果对比  
Table 5 Comparison of core pressure drop calculation results

堆芯压降 Core pressure drop	值 Value
验证值 Verification value / MPa	0.28
计算值 Calculated value / MPa	0.278
相对误差 Relative error	0.007 14

表6 多孔介质模型关键计算参数  
Table 6 Main parameters of porous media model

参数 Parameter	值 Value	相对误差 Relative error
功率 Power / MW	62.124	0.27%
冷却剂流量 Sodium flow rate / $\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$	264.22	0.08%
网格数量 Number of grids	194 400	
计算时间 Computing time / s	14.757	

量源项。与传统的精细化计算相比,该方法显著提升了计算效率。由于堆芯内部结构被等效为多孔介

质结构,因此有必要对阻力系数的有效性进行验证。为此,将计算所得的压降结果与参考值<sup>[20]</sup>进行对比。如表5所示,在阻力系数的作用下,多孔介质模型的压降计算结果与实际值非常接近,误差控制在1%以内,展现出极高的计算精度。

表6展示了采用多孔介质模型的网格划分与计算时间情况。结果表明,对仅包含燃料组件的全堆芯进行计算时,耗时为14.757 s,相较于传统方法,计算效率得到了显著提升。此外,该方法达到了亚实时水平,能够快速得出稳态工况下堆芯内的温度分布。同时,堆芯功率和流量与表2相比误差极小,验证了多孔介质模型的准确性,展现了其较强的工程应用价值。

## 5 结语

本文基于多孔介质模型,针对中国实验快堆堆芯开展了计算分析。主要研究结论如下:

1)多孔介质方法在钠冷快堆全堆芯计算中显著提升了计算效率,同时保持了较高的准确性。与传统精细化方法相比,本文采用的多孔介质方法在几何建模和计算效率上均实现了大幅简化与优化。针对不含中子源、反射层等其他组件的全堆芯大流域CFD计算时间仅为14.757 s,达到了亚实时水平,具有重要的工程应用价值。

2)通过计算获得了钠冷快堆沿轴向的温度分布,出口平均温度为827.84 K,较实际工作参数略高。误差原因可归结于研究对象的不同。此外,通过对燃料组件进行分区并实施流量分配,相比于未进行流量分配的结果,堆芯出口处的温度分布更加均匀,且轴向温度分布与功率水平吻合较好,这对钠冷快堆的热工水力设计与验证提供了重要参考。

3)对钠冷快堆燃料组件间的盒间流进行了建模计算。为提高计算精度,考虑了燃料组件盒壁厚,并模拟了盒内与盒间流体及盒壁之间的对流-导热-对流传热过程。结果表明,盒间流对燃料组件盒间的流动传热影响有限。与不考虑盒间流的情况相比,相邻组件出口温度差异较小。因此,在实际计算中可以忽略盒间流,从而简化建模和网格流程,对提升计算效率具有一定积极作用。

**作者贡献声明** 孙雨琛负责实际调查研究、实验方法设计、实验验证与数据分析以及论文初稿撰写;陈广亮负责论文审阅与修订,并提供研究资金支持;赵强负责论文审阅与研究课题指导;田逸之负责实验数据处理与分析以及论文修订;李梦来负责实验数

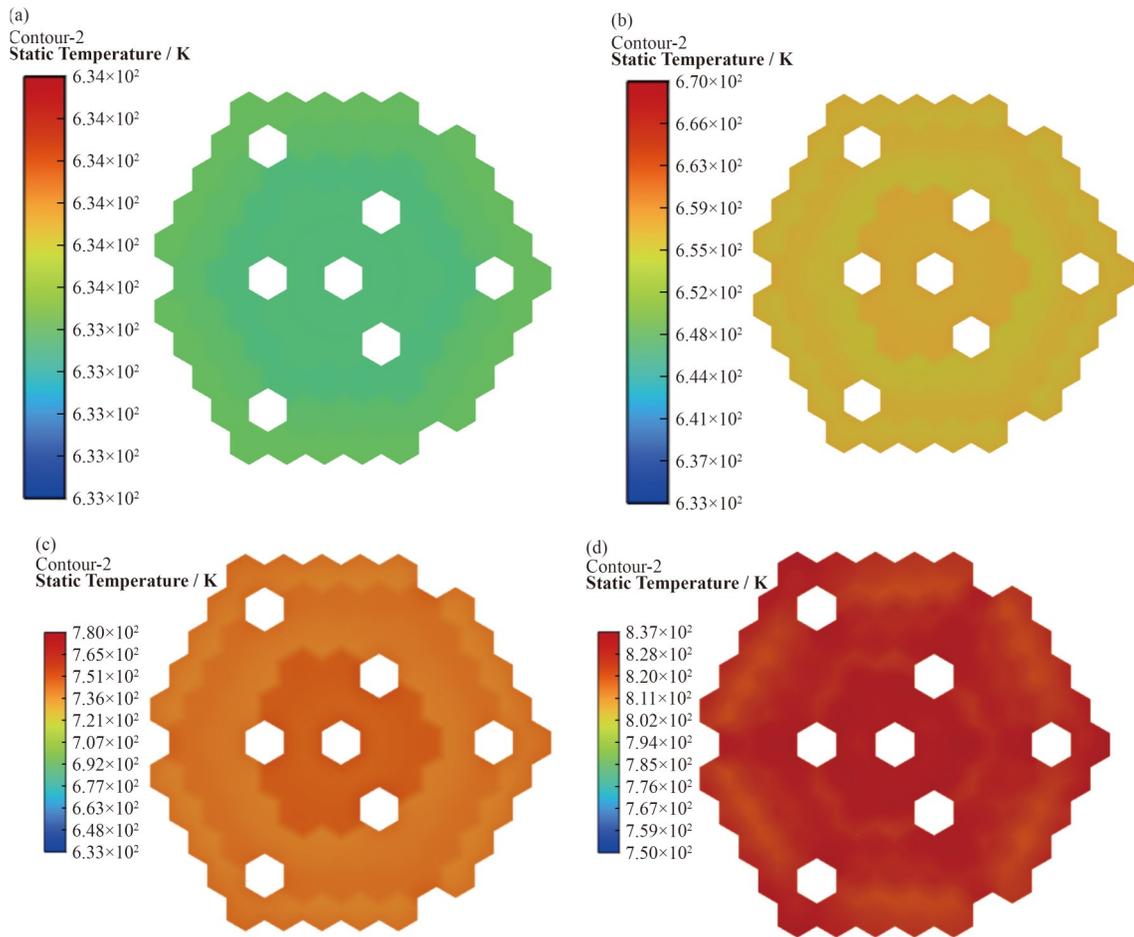


图 11 堆芯不同高度的截面温度云图(彩图见网络版)

(a)  $y=0.1$  m, (b)  $y=0.3$  m, (c)  $y=0.5$  m, (d)  $y=0.8$  m

Fig.11 Cross-sectional temperature contours at different heights (color online)

(a)  $y=0.1$  m, (b)  $y=0.3$  m, (c)  $y=0.5$  m, (d)  $y=0.8$  m

据分析与图表制作。

### 参考文献

1 李雪峰, 雷梅芳. 第四代核能系统的产生与发展[J]. 中国核工业, 2018(2): 29 - 32.  
LI Xuefeng, LEI Meifang. Generation and development of the fourth generation nuclear energy system[J]. China Nuclear Industry, 2018(2): 29 - 32.

2 陈广亮. PWR堆芯性能CFD分析技术研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2017.  
CHEN Guangliang. Research on CFD analysis technology of PWR core performance[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2017.

3 张历轩, 陈广亮, 田兆斐, 等. 基于动量源与精细多孔介质的堆芯特征组件域CFD计算分析技术研究[J]. 核技术, 2024, 47(7): 070605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.070605.  
ZHANG Lixuan, CHEN Guangliang, TIAN Zhaofei, *et al.*

CFD computational analysis techniques for core feature component domain based on momentum source and detailed porous media[J]. Nuclear Techniques, 2024, 47 (7): 070605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.070605.

4 Höhne T, Kliem S. Detailed simulation of the nominal flow and temperature conditions in a pre-konvoi PWR using coupled CFD and neutron kinetics[J]. Fluids, 2020, 5(3): 161. DOI: 10.3390/fluids5030161.

5 Chen R H, Tian M L, Chen S, *et al.* Three dimensional thermal hydraulic characteristic analysis of reactor core based on porous media method[J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, 104: 178 - 190. DOI: 10.1016/j.anucene.2017.02.020.

6 Zarifi E, Jahanfarnia G, Veysi F. Thermal - hydraulic modeling of nanofluids as the coolant in VVER-1000 reactor core by the porous media approach[J]. Annals of Nuclear Energy, 2013, 51: 203 - 212. DOI: 10.1016/j.

- anucene.2012.07.041.
- 7 Abbassi Y, Asgarian S, Ghahremani E, *et al.* Investigation of natural convection in Miniature Neutron Source Reactor of Isfahan by applying the porous media approach [J]. Nuclear Engineering and Design, 2016, **309**: 213 - 223. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2016.09.019.
  - 8 Rahimi M H, Jahanfarnia G. Thermo-hydraulic analysis of the supercritical water-cooled reactor core by porous media approach[J]. The Journal of Supercritical Fluids, 2016, **110**: 275 - 282. DOI: 10.1016/j.supflu.2015.12.005.
  - 9 Sun L, Peng M, Xia G, *et al.* Coupling simulation of neutron kinetics core model with CFD of IPWR steam line break accident[J]. Kerntechnik, 2019, **84**(3): 169 - 182. DOI: 10.3139/124.110979.
  - 10 Bestion D, Valette M, Fillion P, *et al.* 3D core thermal-hydraulic phenomena in PWR SBLOCAs and IBLOCAs [C]. NURETH-17. 2017. DOI: 10.2172/6493983.
  - 11 Lee J R, Yoon H Y. Multi-physics simulation of nuclear reactor core by coupled simulation using CUPID/MASTER[J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 2017, **115**: 1020 - 1032. DOI: 10.1016/j.ijheatmasstransfer.2017.07.124.
  - 12 Feng W P, Yang G L, Zhang K F, *et al.* Thermal-hydraulic safety analysis of natural circulation lead-cooled fast reactor SNCLFR-100 core based on porous medium approach[C]. 2022 29th International Conference on Nuclear Engineering. August 8 - 12, 2022, Virtual, 2022. DOI: 10.1115/ICONE29-92379.
  - 13 Chen J, Zhang D L, Qiu S Z, *et al.* CFD investigation of thermal-hydraulic behaviors in full reactor core for sodium-cooled fast reactor[C]. 2018 26th International Conference on Nuclear Engineering. July 22 - 26, 2018, London, England. 2018. DOI: 10.1115/ICONE26-81626.
  - 14 Wang X A, Zhang D L, Wang M J, *et al.* Hybrid medium model for conjugate heat transfer modeling in the core of sodium-cooled fast reactor[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2020, **52**(4): 708 - 720. DOI: 10.1016/j.net.2019.09.009.
  - 15 Sarkar M, Velusamy K, Munshi P, *et al.* Investigation of heat transfer from a totally blocked fuel subassembly of fast breeder reactor with 7 and 19 pin bundles[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, **338**: 74 - 91. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2018.08.001.
  - 16 Martín Gómez. Porous media approach in CFD thermohydraulic simulation of nuclear generation-IV lead-cooled fast reactor ALFRED[D]. ING - Scuola di Ingegneria Industriale e dell'Informazione, 2021. DOI: 10.1016/b978-0-08-100149-3.00006-9.
  - 17 Chen S, Liu Y, Tian M L, *et al.* Numerical simulation of PWR core temperature field based on porous media model [J]. Nuclear Technology, 2015, **38**(9): 66 - 71. DOI: 10.2139/ssrn.4411904.
  - 18 IAEA. Status of fast reactor research and technology development[R]. IAEA-TECDOC-1691. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2012. DOI: 10.13182/nt89-a34290.
  - 19 任丽霞. 钠冷快堆系统分析程序实用开发[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2003.  
REN Lixia. Practical development of analysis program for sodium-cooled fast reactor system[D]. Beijing: China Institute of Atomic Energy, 2003.
  - 20 崔满满. 钠冷快堆一回路主冷却系统仿真研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2012.  
CUI Manman. Simulation study on primary cooling system of sodium-cooled fast reactor[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2012.
  - 21 苏少敏. 钠冷快堆主冷却系统跨尺度联合仿真研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2023. DOI: 10.37155/2717-5197-0615-42.  
SU Shaomin. Cross scale joint simulation study on the main cooling system of sodium cooled fast reactor[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2023. DOI: 10.37155/27177-5197-0615-42. DOI: 10.37155/2717-5197-0615-42.
  - 22 李书舟. 铅基快堆子通道耦合分析方法研究及应用[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2017. DOI: 10.37155/2717-5170-0507-48.  
LI Shuzhou. Research and application of sub-channel coupling analysis method for lead-based fast reactor[D]. Hefei: University of Science and Technology of China, 2017. DOI: 10.37155/2717-5170-0507-48.