基于 preCICE 及 OpenFOAM-adapter 的通用核热耦合程序开发与验证

谭良康[1] 邓俊杰[1] 赵鹏程[1] 刘紫静[1] 李 卫[2]

1（南华大学 核科学技术学院 衡阳 421001）

2（南华大学 资源环境与安全工程学院 衡阳 421001）

摘要 针对核反应堆多物理场耦合模拟中传统程序效率低、精度不足的问题，研究基于开源耦合库 preCICE 及其适配器 OpenFOAM-adapter，构建通用三维核热耦合程序。中子物理模块采用课题组研发的有限体积法中子输运程序，热工水力模块集成三维固体导热（laplacianFoam）与流体对流换热模型（buoyantPimpleFoam），通过对 preCICE 官方 OpenFOAM-adapter 进行功能拓展，引入 OpenFOAM 的单元集合（cellSet）机制及其区域管理工具 topoSet 以界定耦合域；并在配置文件 preciceDict 中配置 volumeCenters 字段激活体积耦合模式，实现了中子学与热工水力学求解器间基于非匹配网格的数据映射。选取压水堆（Pressurized Water Reactor，PWR）单棒基准题开展网格无关性分析，对比最近邻映射、最近投影映射、径向基函数映射等数据传递方法。结果表明：程序可精确输出三维功率分布、中子通量密度场及速度场，冷却剂出口平均温度相对误差小于 0.1%，包壳最高温度相对误差 0.14%，计算结果与文献计算值符合较好。该程序突破传统定制化开发模式，支持异构网格差异化配置与大规模并行计算，可为反应堆安全分析、优化设计等提供参考工具。

关键词 preCICE，OpenFOAM-adapter，中子物理，热工水力，核热耦合

中图分类号 TL99

DOI: 10.3724/j.0253-3219.2026.hjs.49.250191

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2026.49.250191

Development and verification of a general nuclear-thermal coupling code based on preCICE and OpenFOAM adapter

TAN Liangkang[1] DENG Junjie[1] ZHAO Pengcheng[1] LIU Zijing[1] LI Wei[2]

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

2(*School of Resources*, *Environment and Safety Engineering*, *University of South China*, *Hengyang 421001*, *China*)

Abstract **[Background]** The safe operation of nuclear reactors relies on precise simulation of multi-physics couplings, including neutron transport, conjugate heat transfer, and fluid dynamics. Traditional customized coupling programs often suffer from low efficiency and insufficient accuracy, struggling to meet the demands of complex scenarios in advanced reactor designs, such as high-resolution digital twin simulations. **[Purpose]** This study aims to develop a general-purpose 3D neutronics-thermal hydraulics coupling code with high precision, leveraging the open-

中国博士后科学基金第75批面上项目(No.2024M751349)、国防科技工业核动力技术创新中心项目(No.HDLCXZX-2024-ZH-009)资助

第一作者：谭良康，男，2005年出生，现就读于南华大学核科学技术学院，研究领域为先进核能系统热工水力分析

通信作者：赵鹏程，E-mail：zhaopengcheng1030@163.com

收稿日期：2025-05-13，修回日期：2025-07-20

Supported by General Program of the 75th Batch under the China Postdoctoral Science Foundation (No.2024M751349), Nuclear Power Technology Innovation Center Project of Defense Science, Technology and Industry (No.HDLCXZX-2024-ZH-009)

First author: TAN Liangkang, male, born in 2005, currently studying at School of Nuclear Science and Technology, University of South China, focusing on thermal-hydraulic analysis of advanced nuclear energy system

Corresponding author: ZHAO Pengcheng, E-mail: zhaopengcheng1030@163.com

Received date: 2025-05-13, revised date: 2025-07-20

source multi-physics coupling library preCICE and its adapter OpenFOAM-adapter. To enable accurate prediction of safety parameters and in-depth analysis of multi-physics interactions within reactor cores. **[Methods]** A neutron transport module and a thermal-hydraulic module were integrated in this proposed framework. Firstly, a self-developed neutron transport solver based on the finite volume method was employed in the neutron physics module to validate against benchmark problems, and a 3D solid heat conduction model (laplacianFoam) together with a buoyant turbulent flow model (buoyantPimpleFoam) for detailed analysis of temperature and velocity fields were combined in the thermal-hydraulics module. Then, the conjugate heat transfer (CHT) module was enhanced through secondary development of the preCICE adapter to support volume coupling and bidirectional data exchange between neutron and thermal-hydraulics solvers. Finally, a typical pressurized water reactor (PWR) single-rod benchmark was used for validation, involving grid independence analysis and comparison of three data mapping methods: nearest-neighbor, nearest-projection, and radial basis function (RBF) interpolation. **[Results]** The validation results demonstrate that the above-mentioned neutronics-thermal hydraulics coupling code accurately outputs key parameters, including 3D power distribution, neutron flux density, velocity fields, and temperature fields of PWR. Quantitative verification shows a relative error of less than 0.1% for the coolant outlet temperature and 0.14% for the maximum cladding temperature, satisfying the precision requirements of reactor design codes. Grid independence analysis confirms that a medium-fidelity thermal-hydraulic grid combined with a coarse neutron grid balances accuracy and computational efficiency. Among data mapping methods, nearest-neighbor mapping provides acceptable precision with the lowest computational cost, while RBF interpolation, though more accurate, incurs higher computational overhead. **[Conclusions]** The developed coupling code in this study breaks through the limitations of traditional customized coupling approaches, supporting heterogeneous grid configurations and large-scale parallel computing. It offers a robust tool for high-resolution neutronics-thermal-hydraulics coupling simulations, facilitating safety analysis, design optimization, and digital twin modeling of reactor cores.

Key words preCICE, OpenFOAM-adapter, Reactor neutronics, Thermal-hydraulics, Neutronics-thermal-hydraulics coupling

核反应堆运行中，中子输运、共轭换热、流体动力学等多物理场强非线性耦合，直接影响堆芯功率分布与安全特性。多物理耦合模拟对揭示堆内复杂物理机制、预测关键安全参数至关重要，但传统单物理场耦合程序效率低、精度不足，难以满足复杂场景需求。因此，迫切需要开发通用、高效、精准的多物理耦合程序，以支撑反应堆安全分析与设计优化[1−4]。

近年来，国内外多名学者针对包括压水堆（Pressurized Water Reactor，PWR）在内的不同反应堆类型的核热耦合分析已有较多的研究：Ferraro等[5]采用外部耦合，以输入输出文件形式实现内部场交换，开发了Serpent2/SUBCHANFLOW耦合系统，对OECD/NRC PWR MOX/UO_2堆芯瞬态基准题进行了pin-by-pin计算；Feng等[6]基于典型的服务器-客户端耦合系统ICoCo接口将CORTH与CORCA-K耦合，采用第三方库MEDCoupling处理CORTH和CORCA-K程序之间的网格插值和场映射；上海交通大学杨冬梅[7]以子通道程序COBRA-LM和中子物理程序SKETCH-N为基础，利用并行虚拟机PVM函数库，开发了用于铅冷快堆物理-热工耦合特性研究和瞬态分析的工具；罗彦滔[8]基于外部显式耦合方法，通过区域映射方法进行数据传输，实现SERPENT和STAR-CCM+的耦合，研究了新型可展开式LOTUS堆在动态展开过程中的核热耦合特性；Wang等[9]利用FLUENT的用户定义函数（User Defined Function，UDF）功能建立了点堆动力学模型，并与FLUENT自身热工水力求解器耦合，分析了铅基反应堆单燃料组件堵塞事故的瞬态核热耦合特性；同时，近年随着数字反应堆的深入发展，诞生了许多通用的多物理场耦合平台，比如MOOSE[10]、SALOME[11]、preCICE[12]、MORE[13]等。胡田亮等[14]基于多物理耦合平台MOOSE耦合了三维中子扩散时空动力学、三维固体导热和一维流体流动传热，实现西安脉冲反应堆稳态和瞬态多物理耦合计算；2005年，欧洲NURESAFE项目旨在培养一体化多物理模拟平台，用于轻水反应堆安全分析及创新轻水反应堆设计[15−16]，该平台多物理耦合涉及堆芯物理、热工水力和燃料热力学，并将所有程序整合到SALOME开源平台中，方便用户根据需求选取；李治刚等[17]基于多模块反应堆耦合框架MORE融合CORCA-SPn、CORTH、CORTH-R、TH1D等模

块，精准求解三维SP3方程及通道内流动换热、燃料导热方程，实现堆芯栅元级核热耦合计算。

当前核热耦合程序大多数依托传统定制化开发模式构建，采用显式耦合策略与网格一对一映射方法，而随着先进反应堆对多物理场层次丰富、跨度广、多组合耦合需求的升级，灵活通用的高阶多物理场耦合分析工具二次开发和核热耦合研究亟待开展。MOOSE和SALOME通常依赖同构网格或单一框架内的紧耦合模式，其跨平台交互需复杂的预处理流程，显著增加计算成本；而preCICE作为轻量级耦合中间件，通过“即插即用”架构大幅降低异构系统集成门槛。其核心优势体现在三方面：其一，基于分区求解原理的分布式通信架构将计算负载动态分配至多求解器节点，有效规避全耦合系统的维数灾难，并行可扩展性显著优于单框架方案；其二，原生支持非匹配网格间的数据映射，为热工-中子学等多物理场耦合提供更灵活的网格配置能力；其三，提供标准化适配接口，可无缝兼容OpenFOAM、CalculiX等主流求解器，最大限度复用现有代码资源，而MOOSE/SALOME往往需深度重构或强制紧耦合集成，改造成本较高。

针对先进核能系统的多物理场耦合模拟需求，本研究基于开源多物理场耦合库preCICE及其官方适配器OpenFOAM-adapter，构建核热耦合计算框架。其中，中子学模块采用团队前期基于有限体积法开发的三维中子输运程序[18]；热工水力模块集成三维固体导热模型（laplacianFoam）与浮力驱动湍流模型（buoyantSimpleFoam），可精确解析堆内流场与温度场分布；进一步通过对preCICE官方适配器OpenFOAM-adapter的二次开发，拓展共轭换热（conjugate heat transfer）模块的数据读写功能与网格交界面维度，实现中子学与热工模块的高效数据交互；最后对典型案例开展网格无关性分析和结果的验证，并对比了preCICE官方支持的三种数据映射方法对结果的影响。

1 理论模型与耦合机制

1.1 三维中子输运时空动力学模型

玻尔兹曼输运方程描述了中子在系统内的输运平衡过程，其各项分别表征中子的产生、输运与损失机制。三维玻尔兹曼方程在单位体积、单位立体角、单位能量间隔内的数学表达式为：

$$\begin{aligned}&\Omega\cdot\nabla\phi(r,E,\Omega,t)+\sum\nolimits_t(r,E)\phi(r,E,\Omega,t)=\\&\int_{4\pi}\int_0^{\infty}\sum\nolimits_s(r,E'\to E,\Omega'\to\Omega,t)\phi(r,E',\Omega',t)\,\mathrm{d}E'\mathrm{d}\Omega'+\\&\frac{1}{4\pi}\sum_{j=1}^{J}\chi_j(E)\int_0^{\infty}\nu\sum\nolimits_{fj}(r,E',t)\phi(r,E',t)\,\mathrm{d}E'\end{aligned}\tag{1}$$

式中：t为时间变量；r表示中子位置矢量；Ω为中子运动方向矢量；$\phi(r,E,\Omega,t)$定义为单位时间、单位能量间隔、单位立体角、单位体积内的中子角通量密度；$\sum_t(r,E)$为位置在r处能量为E的中子总截面；$\sum_s(r,E'\to E,\Omega'\to\Omega,t)$表示从初始能量$E'$和初始方向$\Omega'$到能量$E$和方向$\Omega$的散射截面；$\chi_j(E)$为裂变中子能谱；$\nu\sum_{f,j}(r,E',t)$为裂变中子产生截面。

其中，采用离散纵标法（S_N，Discrete Ordinates Method）对空间方向进行离散化处理。该方法具有数值计算效率高、方向离散阶数灵活可控的优势。空间离散基于有限体积法，与OpenFOAM平台的数值求解框架一致。能量离散采用多群近似法，即将中子能量划分为若干能群，并对各能群内的材料特性（如反应截面、中子速度等）进行加权平均处理，从而得到多群参数。详细的中子输运程序计算流程可参考文献[18]。

1.2 三维固体导热模型

燃料及包壳区域的固体导热过程可通过三维热传导方程描述：

$$\frac{\partial T}{\partial t}-\nabla\cdot(D_{\mathrm{T}}\nabla T)=\frac{Q}{\rho C_{\mathrm{p}}}\tag{2}$$

式中：ρ是材料密度；C_{p}是定压比热容；T是温度场分布；D_{T}为热扩散系数；Q是体积热源项。燃料区域的热源项通过中子输运计算获得，其表达式为：

$$Q=\sum_{g=1}^{G}(\kappa\sum\nolimits_f)_g\phi_g\tag{3}$$

式中：$(\kappa\sum_f)_g$为第g群中子能量产生截面；ϕ_g为对应能群的中子通量密度。

1.3 三维流体对流换热模型

堆芯内核燃料裂变反应释放的能量导致燃料温度升高，热量通过导热与对流传递至冷却剂，冷却剂流经堆芯实现热量输运。冷却剂流动与传热过程通过以下控制方程描述：

$$\frac{\partial\rho}{\partial t}+\nabla\cdot(\rho U)=0\tag{4}$$

$$\nabla\cdot(\rho UU)+\nabla p+\nabla\cdot\tau=\rho g\tag{5}$$

$$\tau=\mu_{\mathrm{eff}}[\nabla U+(\nabla U)^{\mathrm{T}}-\frac{2}{3}\nabla\cdot UI]\tag{6}$$

$$\nabla\cdot(\rho h_{\mathrm{e}}U)+\nabla\cdot(\rho KU)-\nabla\cdot(\alpha_{\mathrm{eff}}\nabla_{\mathrm{he}})=\rho(U\cdot g)\tag{7}$$

本模型基于强制对流主导假设，忽略辐射传热

贡献，适用于包壳-冷却剂等强对流工况。式中：ρ为流体密度；U为速度矢量；p为静压；τ为应力张量；μ_{eff}为有效黏度，包含层流黏度μ_{l}与湍流黏度μ_{t}；I为单位张量；h_{e}为比焓，J·kg^{-1}。

2 preCICE开源耦合库及其二次开发

2.1 preCICE核心框架与适配器原理

preCICE（Precise Code Interaction Coupling Environment）是由慕尼黑工业大学与斯图加特大学联合开发的开源多物理场耦合库，核心设计理念为模块化解耦，旨在构建通用化多物理场耦合范式以应对复杂工程场景。如图1所示，其技术框架通过两阶段协同机制实现：预处理和求解耦合。在预处理阶段，基于多种数据映射算法[19]（如最近邻映射nearest-neighbor、最近投影映射nearest-projection、径向基函数映射radial basis function等）完成耦合边界的几何匹配与数据同步，建立异构求解器间的接口边界一致性；求解耦合阶段，采用迭代收敛策略动态更新跨场数据。针对耦合方案的设计与实现，preCICE提供串行/并行与显式/隐式耦合的多种组合方式。其中并行耦合方式，通过设定统一时间窗口实现各物理场求解器的独立求解，在时间窗口内，各求解器基于自身时间步长进行子循环计算，最终通过插值方法完成每个时刻数据的匹配传递。特别地，在耦合方式选择上遵循以下原则：出于数值原因，对于单向数据传递应该始终使用显式耦合方案；对于双向数据交互的强耦合问题（如共轭换热模块），可以采用隐式耦合并配合多种收敛加速方案[20]（恒定松弛法（constant under-relaxation）、Aitken自适应松弛法（adaptive under-relaxation）以及各类拟牛顿变体（如IQN-ILS和IQN-IMVJ））以确保数值稳定性。如果要耦合两个以上的求解器，耦合方案有两种选择：可以为每对求解器单独配置耦合方案，还可以将它们作为整体构建为一个耦合方案。特别是在热工水力模块的多求解器强耦合工况中，可以采用完全隐式多重耦合方案[19]，通过迭代求解实现各物理场间的动态平衡。这种分层耦合策略在保证计算精度的同时，可显著提升大规模多场耦合问题的求解效率。

如图2所示，preCICE为多种主流求解器（如OpenFOAM、CalculiX）提供官方适配器adapter[21]，并支持C、Fortran、Python等语言的API绑定，适配器adapter能够将各求解器与preCICE库进行“黏合”，根据耦合程序的不同，适配器可以是求解器代码的模块或类，也可以是使用求解器的某些回调接口的

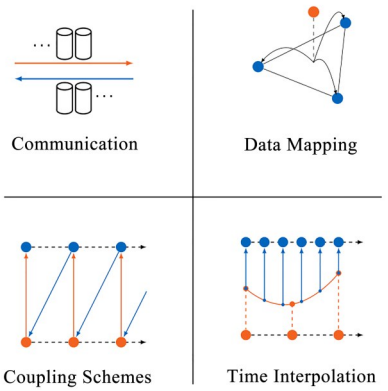


图1 preCICE功能描述（彩图见网络版）
Fig.1 Function description of preCICE (color online)

完整独立软件，preCICE通过高效数据交换与迭代算法实现异构求解器的协同仿真。该设计不仅支持多个求解器之间的耦合，而且能够显著降低多物理场协同的代码侵入性，降低了多物理场耦合的开发复杂度，使开发者可聚焦于单场求解器优化，而无需重构底层通信逻辑。

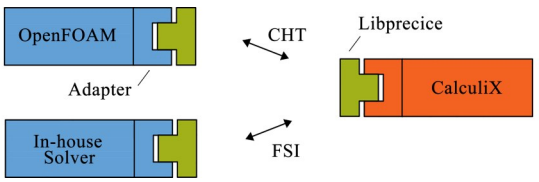


图2 适配器功能描述
Fig.2 Function description of adapter

2.2 共轭换热模块的功能拓展

在耦合仿真中，各求解器通过耦合网格交换数据，每对求解器的耦合网格可以是共同的耦合交界面（面耦合），或者是共同的耦合体积（体积耦合）。本研究在preCICE官方提供的OpenFOAM适配器的基础上对其共轭换热（Conjugate Heat Transfer，CHT）模块进行二次开发，首先添加了共轭换热模块对数据热源项的读写支持；然后将网格交界面处的面耦合（Surface Coupling）拓展到了在指定体积数据（温度和热源项）交换的体积耦合（Volume Coupling），为热工水力部分与中子物理部分耦合计算提供工具支持。通常情况下，preCICE都是处理两个求解器交界面之间的数据传递，通过适配器配置文件preciceDict中的patches字段指定耦合交界面，在此基础上，进行二次开发的适配器除了支持域边界上的面耦合外，还支持体积耦合，这些域可以是完整的域，也可以是它的部分区域。本工作通过OpenFOAM的topoSet工具实现耦合域的动态配置。当需耦合整个求解域时，无需指定边界patches字段，仅需在preciceDict配置文件的locations字段中

启用volumeCenters模式，默认将全域纳入体积耦合（温度、热源项等数据传递均基于此模式）。对于局部耦合场景，则采用cellSet类定义特定子域，通过几何位置或材料属性划分均可支持。鉴于本模型求解域内材料属性呈单一均匀分布（无燃料富集度梯度等复杂工况），故统一采用几何结构拓扑作为cellSet划分依据（如包壳区、冷却剂通道等物理边界）。关键配置流程体现为两步操作：首先在preciceDict中的locations字段中启用volumeCenters模式并显式声明目标cellSet名称，继而利用topoSet生成指定几何区域的单元集合以实现耦合绑定。典型配置示例如图3所示。

(a)
```
Interface 1
{
 mesh    fuel-to-cladding-Mesh;
 locations    faceCenters
 patches    (fuel_to_cladding);

 readData
(
 Sink-Temperature-cladding-to-fuel
 Heat-Transfer-Coefficient-cladding-to-fuel
);

 writeData
(
 Sink-Temperature-fuel-to-cladding
 Heat-Transfer-Coefficient-fuel-to-cladding
);
};
```

(b)
```
Interface 2
{
 mesh    fuel-to-neutron-Mesh;
 locations    volumeCenters
 patches     ();
 cellSets    (fuel);
 readData
(
Q
);

 writeData
(
 Temperature 1
);
};

};
```

图3 典型示例 (a) 面耦合示例，(b) 体积耦合示例
Fig.3 Typical example (a) Surface coupling, (b) Volume coupling

3 基于统一平台的异构网格核热耦合模型开发

3.1 统一计算平台架构设计

本研究提出基于统一计算平台的异构网格耦合架构。该架构在OpenFOAM框架内集成中子输运求解器、三维固体导热求解器及三维流体对流求解器，构建多物理场协同计算平台。该单平台架构有效规避跨多平台数据转换导致的冗余计算，并通过preCICE库实现异构网格间的高精度数据传递，最后同时利用preCICE和OpenFOAM的并行架构提升整体计算效率。相较于传统单网格耦合方法，采用典型的异构网格映射策略，各物理场求解器采用独立网格系统，其分辨率根据物理特性差异化设置，数据传递过程遵循物理守恒原则，通过preCICE的各种数据映射方法实现跨网格数据插值。

3.2 多求解器耦合机制

核热耦合双向反馈机制是反应堆多物理场分析的核心环节。计算前先由蒙卡程序OpenMC[22]生成不同温度、密度点的少群宏观截面，其形式为拟合的温度和密度相关的多项式函数。热工水力学模块通过共轭换热计算，输出燃料、包壳及冷却剂的温度场T与密度场ρ；基于上述场分布，更新中子学模型中的多群宏观截面$\sum_{x,g}(T,\rho)$（如裂变截面、散射截面），以反映材料特性随工况的动态变化；中子学模块利用更新后的截面参数求解中子通量$\phi_g(r,t)$，并计算裂变热源项Q，该热源项作为输入边界条件反馈至热工水力学模块，驱动新一轮传热与流动计算。耦合强度（如数据交换频率、收敛容差）直接影响堆芯功率峰因子、冷却剂温度场梯度等关键参数，并决定反应性反馈（多普勒效应、慢化剂温度效应）的时空演化特性。显式耦合策略可能导致数值振荡，而隐式耦合通过迭代修正可提升稳定性，但需权衡计算成本。

核热耦合控制方程组由式（1）~（8）及相应初边值条件构成，求解流程如图4所示，其中，ST表示环境温度（Sink-Temperature），HTC表示传热系数（Heat-Transfer-Coefficient）。

4 耦合程序验证与结果分析

本研究采用的中子输运求解器已通过前期工作的开发与验证[18]，其计算精度与可靠性已得到确认。热工求解模块集成OpenFOAM官方成熟求解器，包含经验证的热传导与流动换热计算模块。鉴于各单场求解器已具备独立可靠性，本研究的验证重点聚焦于基于适配器的耦合框架逻辑正确性验证及多物理场数据传递可靠性评估。

4.1 基准题几何、物性与边界条件设置

选取典型压水堆单棒模型作为验证案例，该基

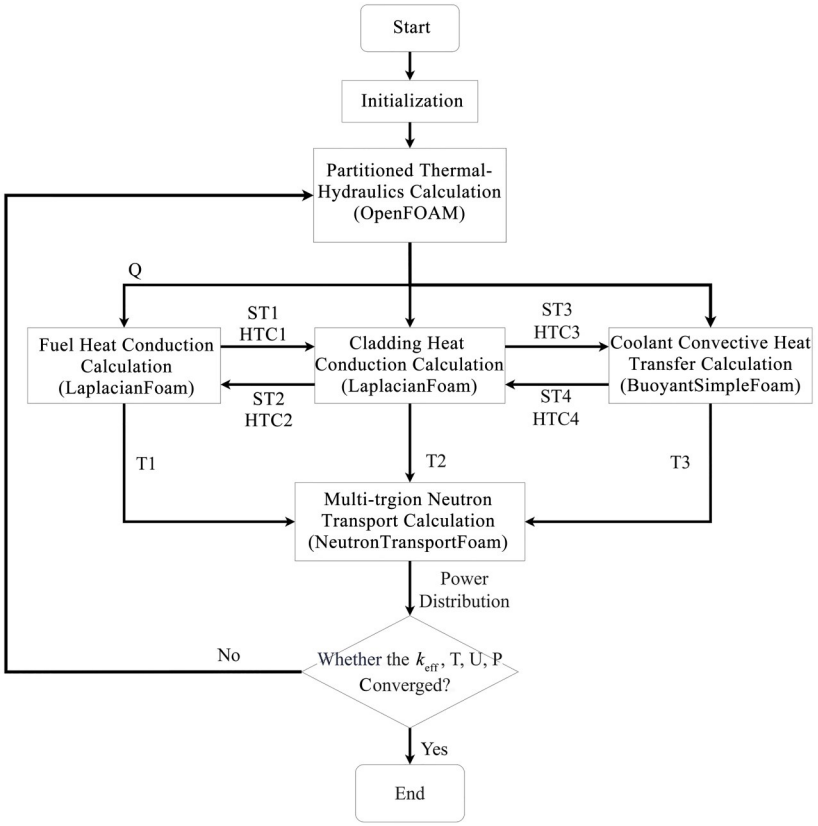


图4　核热耦合流程图
Fig.4　Flow chart of neutronics and thermal-hydraulics coupling

准测试案例引自文献[23]。文献作者通过耦合MCNP5蒙特卡罗粒子输运程序与STAR-CCM+计算流体动力学软件，构建了用于压水堆稳态分析的高保真耦合工具MULTINUKE。燃料棒直径1.0 cm，Zircaloy-4包壳厚度0.1 cm，水腔边距1.5 cm，为优化计算效率，基准测试模型轴向高度压缩至20 cm以控制网格规模。具体的模型几何如图5所示。

燃料采用5%富集度UO_2，慢化剂为液态水，具体几何参数与材料配置见表1，各材料热物性参数见表2。

边界条件体系涵盖中子物理与热工水力两个维度，其中耦合交界面采用Robin混合边界条件[24]，详细配置见表3。中子学计算采用两群能结构（0.625 eV分界）。

表1　几何尺寸和材料
Table 1　Geometric dimensions and materials

几何/介质 Geometry/medium	大小/材料 Size/material
燃料棒外径Fuel rod outer diameter / cm	1.0
包壳厚度Cladding thickness / cm	0.1
燃料栅元边长Fuel assembly length / cm	0.25
轴向高度Axial height / cm	20
燃料Fuel	UO_2
裂变材料富集度 Fissile material enrichment	5% w/o U-235
包壳Cladding	Zircaloy-4
冷却剂/慢化剂Coolant/Moderator	液态水H_2O

表2　热物性参数
Table 2　Thermal properties

介质 Medium	密度 Density / g·cm^{-3}	热传导 Thermal conductivity / W·(m·K)$^{-1}$	比热容 Specific heat capacity / J·(kg·K)$^{-1}$
二氧化铀燃料UO_2-fuel	10.3	3.0	310
锆包壳Zircaloy-cladding	6.5	11.0	330
水H_2O	0.7	0.53	4 899

表3　边界条件
Table 3　Boundary conditions

介质 Medium	参数 Parameters	边界 Boundary	类型 Type	数值 Value
燃料 Fuel	温度 Temperature	顶部 Top	计算值 Calculated	—
		底部 Bottom	计算值 Zero gradient	—
		燃料与包壳交界面 Fuel-cladding interface	混合 Mixed	参考值 Reference value 1 000 K 权重因子 Weighting factor 0.5 参考梯度 Reference gradient 0
包壳 Cladding	温度 Temperature	包壳与燃料交界面 Cladding-fuel interface	混合 Mixed	参考值 Reference value 800 K 权重因子 Weighting factor 0.5 参考梯度 Reference gradient 0
		顶部 Top	零梯度 Zero gradient	—
		底部 Bottom	零梯度 Zero gradient	—
		包壳与冷却剂交界面 Cladding-coolant interface	混合 Mixed	参考值 Reference value 800 K 权重因子 Weighting factor 0.5 参考梯度 Reference gradient 0
冷却剂 Coolant	温度 Temperature	冷却剂与包壳交界面 Coolant-cladding interface	混合 Mixed	参考值 Reference value 570 K 权重因子 Weighting factor 0.5 参考梯度 Reference gradient 0
		入口 Inlet	固定值 Fixed value	570 K
		出口 Outlet	零梯度 Zero gradient	—
		对称面 Symmetry	零梯度 Zero gradient	—
	压力 Pressure	冷却剂与包壳交界面 Coolant-cladding interface	计算值 Zero gradient	—
		入口 Inlet	计算值 Calculated	—
		出口 Outlet	计算值 Calculated	—
		对称面 Symmetry	零梯度 Zero gradient	—
	速度 Velocity	冷却剂与包壳交界面 Coolant-cladding interface	无滑移 No slip	—
		入口 Inlet	固定值 Fixed value	1 $m\cdot s^{-1}$
		出口 Outlet	压力控制的入出口速度 PressureInlet outlet velocity	1 $m\cdot s^{-1}$
		对称面 Symmetry	滑移 Slip	—
	流体湍流强度 Turbulence intensity	—	—	0.01
	湍流黏度比 Turbulent viscosity ratio	—	—	10
中子学 Neutronics	中子通量密度 Neutron flux density	顶部 Top	真空边界 Vaccum boundary	—
		底部 Bottom	真空边界 Vaccum boundary	—
		对称面 Symmetry	反射边界 Reflective boundary	—

4.2　网格无关性分析与参数敏感性研究

为评估网格离散化对计算结果的影响，开展多分辨率网格研究。冷却剂与中子模块分别设置粗、中、细三档网格（表4），其中燃料栅元轴向均分为20层。

图6显示了网格敏感性分析结果，不同的网格组合下，冷却剂温度相对来说保持稳定，最大偏差为0.002 4%，随着冷却剂网格加密，求解时间呈阶梯式上升，并使包壳最高温度在中网格下趋于稳定（最大偏差0.173%）；每次加密中子网格，不同网格之间会

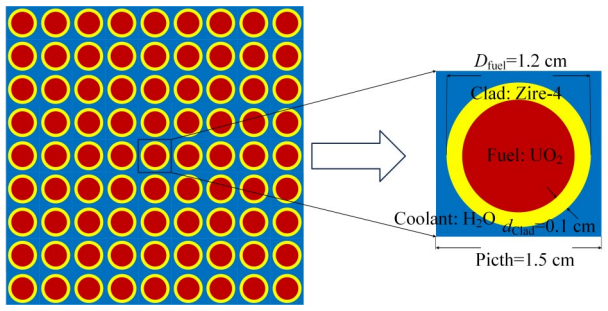


图5 压水堆栅元几何(彩图见网络版)
Fig.5 Geometry of PWR cell model (color online)

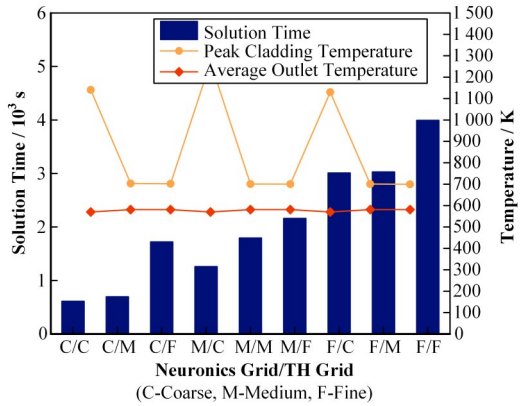


图6 网格无关性验证(彩图见网络版)
Fig.6 Mesh independence validation (color online)

增加约两倍的求解时间,但是对计算结果相对来说影响较小,最大数据偏差0.347%,综合考虑计算效率与精度,选定冷却剂中网格与中子粗网格作为最优配置。计算平台配置为Intel Core i9-14900KF处理器(32物理核心),采用任务分治策略实现计算资源优化分配,燃料/包壳热传导计算采用单核串行处理,冷却剂对流换热计算分配20核并行计算,中子输运模块分配4核并行计算。在此异构计算架构下,单核串行计算模式的执行时间为955 s,而采用上述多核并行计算方案后,总计算时间缩短至509 s,计算效率提升近50%,加速比达1.88。该数据量化表明,通过针对性的并行计算资源调度,异构网格配置在保持计算精度的同时显著提升了计算效率,验证了程序并行计算能力。

4.3 关键物理参数对比验证

文献[23]给出了MCNP5与STAR-CCM+耦合计算结果,主要包括燃料棒轴向功率分布、燃料棒轴向中心温度、包壳最高温度、冷却剂出口温度以及冷却剂速度分布等。如图7所示,本耦合程序计算的燃料棒轴向功率分布与温度场分布同文献计算值吻合较好,其中归一化功率在燃料栅元中段较文献计算值略微偏低,在栅元流道入口和出口附近较文献计算值偏差较大。一方面可能是由于湍流模型差异的影响,文献STAR-CCM+使用的two-layer k-ω模型(该模型采用近壁面单方程模型直接解析黏性子层流动,对精确预测壁面换热和温度分布具有优势),本文采用标准k-ω模型(需结合壁面函数处理近壁面流动)和k-Ω SST模型两种湍流模型开展敏感性分析。这两种湍流模型在近壁面处理方式上的根本不同,特别是对壁面热流预测精度的差异,是导致燃料棒温度(尤其是后半段)计算偏差的重要来源。k-Ω SST通过近壁精细模拟(k-Ω)+远场效率(k-ω)的跨模型设计,在近壁区、强梯度区、分离流中更精准刻画湍流动量/热量输运,因此温度分布更贴近参考值;而k-ω仅适用于充分发展湍流,在近壁低雷诺数区、分离区因各向同性假设和壁面函数缺陷,如图7(b)所示,导致温度平均绝对偏差约10 K,另一方面,文献采用的网格较为粗糙,本文划分的网格更为精细,这也是误差来源之一。此外,如图7(a)所示,功率分布对于湍流模型选择不敏感。

表5给出了冷却剂出口平均温度等重要参数与本文计算值的定量对比,其中冷却剂出口温度与参考文献计算值相比误差仅为0.03%,包壳最高温度较文献低,偏差0.14%。上述结果表明,本文开发的耦合程序在计算精度上与文献计算结果接近,耦合流程的正确性和计算结果的可靠性得到初步确认。

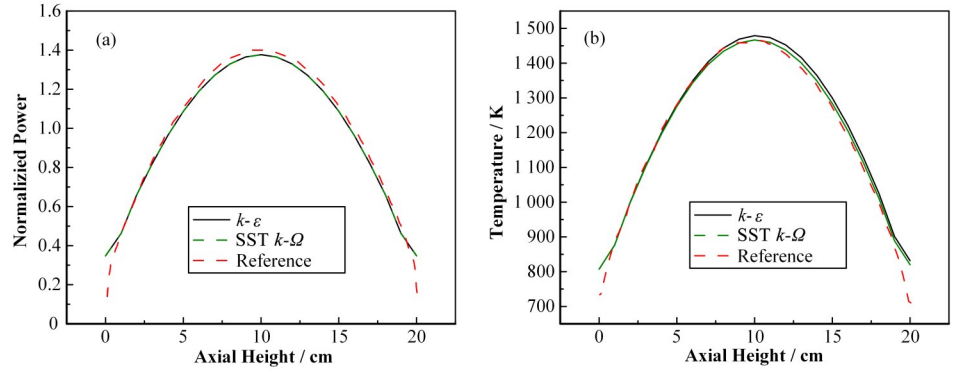


图7 燃料棒轴向功率(a)与温度分布(b)(彩图见网络版)
Fig.7 Axial power (a) and temperature (b) distribution of fuel rods (color online)

表4　网格数量
Table 4　Number of meshes

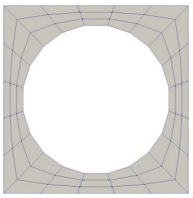
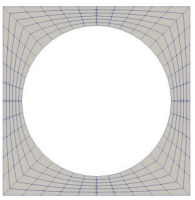
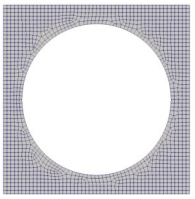
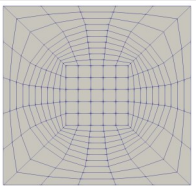
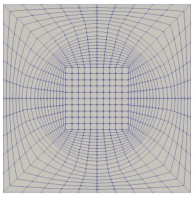
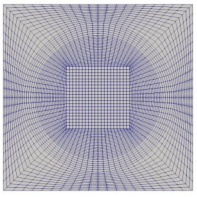
计算域 Calculation domain	网格疏密程度 Mesh density	网格数量 Grids number	网格划分图 Grids diagram
冷却剂 Coolant	粗Coarse	1 200	
	中Medium	4 800	
	细Fine	25 780	
中子学 Neutronics	粗Coarse	4 500	
	中Medium	17 200	
	细Fine	68 800	

表5　定量温度比较
Table 5　Quantitative temperature comparison

参数 Parameters	文献参考值 Reference value	本文计算值 Calculated value	相对误差 Relative error / %
冷却剂出口平均温度 Average temperature of coolant outlet / K	581	581.19	0.03
包壳最高温度 Peak cladding temperature / K	720	721	0.14

4.4 数据映射方法性能对比

本节采用preCICE官方提供的最近邻映射、最近投影映射、径向基函数映射三种数据映射方法对基准题进行计算。preCICE规定每种映射都需提供约束条件，确保不同求解器间的数据交互满足物理规律和数值稳定性，包括保守约束和一致约束，前者耦合界面上的物理量（如质量、能量、动量）在传递过程中保持全局守恒；后者要求耦合界面上的数据映射必须满足几何和场量的连续性。

最近邻映射方法通过在输出网格的节点上运用欧几里得范数计算距离，并复制几何距离最近的顶点节点值。该方法计算迅速、操作简便，但存在数值缺陷。在consistent constraint条件下，输入网格中的部分值可能未参与映射操作，而有些值则可能被重复利用；对于conservative constraint条件，输出网格上的顶点可能无法接收到值，或接收到来自输入网格的多个值并将其累积求和。

最近投影映射方法是对最近邻映射的一种拓展，它对输入网格的最近邻节点执行输出节点的正交投影，利用重心坐标作为插值权重计算投影点处的输出值。尽管其计算速度相对较快，且preCICE官方文档指出其数值表现明显优于最近邻映射方法，但需要明确网格连接信息，即适配器中需使preCICE了解顶点之间的连接方式。

径向基函数映射通过组装并计算一个全局（可能稀疏）的线性系统，此系统在一个网格上构建，然后在另一个网格上进行评估，全局插值由以每个顶点为中心的径向对称基函数的线性组合构成，并辅以线性多项式。它通常更准确，并且可以提供更高阶的收敛速率，但是计算要求更高。论文对径向基函数映射方法的原理进行深入介绍[20]。本文采用的全局直接径向基函数映射（Radial Basis Function（RBF）-global-direct）严格遵循preCICE技术框架，数学内核层面，显式配置薄板样条基函数（thin-plate splines）定义为$\phi(r) = r^2 \ln(r)$（r为节点欧氏距离），该函数免除形状参数和支撑半径等经验设定，从根本上规避了高斯函数等参数化基函数的调参不确定性；数值执行层面，初始化阶段构建$N \times N$稠密矩阵（N为源网格节点数）。鉴于薄板样条的非严格正定特性，依据preCICE官方算法逻辑自动触发QR分解而非Cholesky分解，该过程通过Eigen库的Householder变换实现，形成可复用的矩阵分解结构，其数学本质是正交化方程组的列空间以规避零特征值扰动。

图8展示了不同数据映射方法对计算结果的影响。可以看出，与最近邻映射相比，最近投影映射和径向基函数（Radial Basis Function，RBF）映射的时间开销显著增加，其中RBF映射的时间开销大约是最近邻映射的两倍，当前计算并未体现最近投影映射相比最近邻映射计算速度更快的优势。在温度计算方面，三种映射方法对冷却剂出口平均温度的影响不明显。然而，在预测包壳最高温度时，使用最近邻映射和RBF映射方法得到的程序计算结果高度一致，而最近投影映射方法则存在一定的偏差，最大误差约为3%。这一误差可能源于最近投影映射在处理网格信息连接时引入的几何误差。

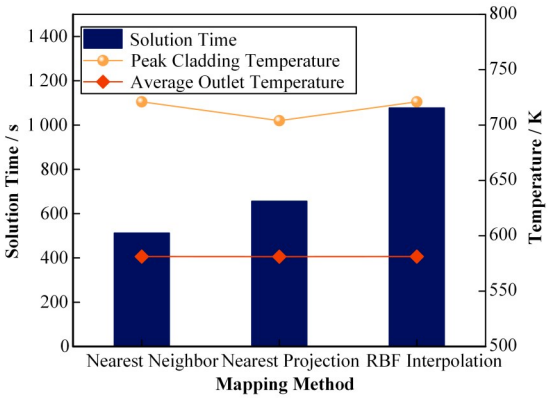


图8 不同映射方法对比
Fig.8 Comparison of different mapping methods

5 结语与展望

针对当前数值反应堆高精细度多物理场分析工具的匮乏、开发难度大，以及耦合计算对通用性、广度和多组合的需求，传统的低阶多物理场耦合分析工具和定制化开发已难以满足灵活、便捷、高开发效率以及高分辨率全堆芯多物理场耦合模拟的需求，本文开发并验证了一种基于preCICE与OpenFOAM-adapter的通用核热耦合程序。

1）首先，对多物理场耦合库preCICE提供的官方适配器OpenFOAM-adapter进行了二次开发，在共轭换热模块中增加了热源项读写功能；实现了基于体积耦合的数据交换接口，突破传统面耦合的维度限制，支持体积耦合域内非匹配网格的温度场与中子通量映射；最终形成面-体耦合混合架构，为多物理场核热耦合提供普适性技术支撑。

2）其次，基于拓展后的适配器，建立了燃料-包壳-冷却剂三重耦合体系，实现了基于面耦合的共轭换热计算；进一步的，耦合前期开发的中子输运求解器，实现了基于体积耦合的异构网格核热耦合求解。由于采用分区求解策略，该程序支持不同求解器之间粗/细网格的差异化配置。

3）最后，通过网格无关性分析确定最优离散方

案（中子学粗网格+热工中网格），关键参数验证表明：冷却剂出口温度相对误差为0.03%，包壳峰值温度相对偏差为0.14%。系统评估preCICE三种映射算法（最近邻/最近投影/径向基函数），量化揭示最近邻映射在当前工况下具有精度-效率综合优势。

后续研究将从多物理场功能拓展和不确定分析等入手，当前研究主要聚焦中子学与热工水力的耦合，若进一步纳入燃料棒形变等结构力学模块，构建“核-热-力”多场耦合体系，可更贴近反应堆实际运行中的复杂物理过程；且通过链接不确定性分析程序DAKOTA对冷却剂出口温度、入口冷却剂流量、包壳温度等参数进行不确定性量化分析和敏感性分析[25]，基于神经网络开展热工水力[26]和中子物理[27]参数预测或者基于降阶模型进行热分层现象分析[28]，可更全面地反映程序的可靠性和可信度。

作者贡献声明 谭良康负责程序开发、验证、数据分析及文章撰写；邓俊杰负责采集数据；赵鹏程负责研究资金获取，文章审阅及修订；刘紫静负责论文修改和理论指导；李卫负责对程序开发、验证、数据分析等全过程进行指导。

参考文献

1 王钦, 马占军, 王金成, 等. 反应堆核热耦合松耦合数值仿真研究综述[J]. 核安全, 2023, **22**(2): 52 – 58. DOI: 10.16432/j.cnki.1672-5360.2023.02.005.
WANG Qin, MA Zhanjun, WANG Jincheng, *et al*. A review of numerical simulation research of neutronic-thermal loosely coupling in reactor[J]. Nuclear Safety, 2023, **22**(2): 52 – 58. DOI: 10.16432/j. cnki. 1672-5360. 2023.02.005.

2 刘宙宇, 许晓北, 温兴坚, 等. 确定论数值反应堆程序NECP-X的开发及应用[J]. 原子能科学技术, 2022, **56**(2): 226 – 238. DOI: 10.7538/yzk.2021.youxian.0930.
LIU Zhouyu, XU Xiaobei, WEN Xingjian, *et al*. Development and application of deterministic numerical reactor code NECP-X[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2022, **56**(2): 226 – 238. DOI: 10.7538/yzk. 2021.youxian.0930.

3 Li X Y, Liu X J, Chai X, *et al*. Multi-physics coupling simulation of small mobile nuclear reactor with finite element-based models[J]. Computer Physics Communications, 2023, **293**: 108900. DOI: 10.1016/j. cpc.2023.108900.

4 Zhang J D, Li T, Shen Z R, *et al*. Investigations of multiphysics models on a megawatt-level heat pipe nuclear reactor based on high-fidelity approaches[J]. Nuclear Science and Engineering, 2024, **198**(5): 1097 – 1121. DOI: 10.1080/00295639.2023.2227838.

5 Ferraro D, Valtavirta V, García M, *et al*. OECD/NRC PWR MOX/UO_2 core transient benchmark pin-by-pin solutions using Serpent/SUBCHANFLOW[J]. Annals of Nuclear Energy, 2020, **147**: 107745. DOI: 10.1016/j. anucene.2020.107745.

6 Feng W P, Jiang R, Chen H L, *et al*. Development of a multi-physics coupling system based on ICoCo interface and its validation on NEA-OECD core transient benchmark[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, **156**: 108178. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108178.

7 杨冬梅. 小型铅冷快堆堆芯核热耦合研究及应用[D]. 上海: 上海交通大学, 2020. DOI: 10.27307/d. cnki. gsjtu. 2020.000278.
YANG Dongmei. Research and application of thermal coupling in core of small lead-cooled fast reactor[D]. Shanghai: Shanghai Jiao Tong University, 2020. DOI: 10. 27307/d.cnki.gsjtu.2020.000278.

8 罗彦滔. LOTUS堆动态展开过程的核—热耦合分析[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2024. DOI: 10.27060/d. cnki.ghbcu.2024.001336.
LUO Yantao. Core-thermal coupling analysis of dynamic deployment process of LOTUS reactor[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2024. DOI: 10.27060/d. cnki.ghbcu.2024.001336.

9 Wang L Z, Jin M, Wang L, *et al*. Transient thermal-hydraulic analysis for fuel assembly blockage accident by coupling CFD code with the neutron kinetics model[J]. Annals of Nuclear Energy, 2020, **137**: 107138. DOI: 10.1016/j.anucene.2019.107138.

10 Permann C J, Gaston D R, Andrš D, *et al*. MOOSE: Enabling massively parallel multiphysics simulation[J]. SoftwareX, 2020, **11**: 100430. DOI: 10.1016/j. softx. 2020.100430.

11 Nunio F, Manil P. SALOME as a platform for magneto-mechanical simulation[J]. IEEE Transactions on Applied Superconductivity, 2012, **22**(3): 4904904. DOI: 10.1109/ TASC.2011.2180297.

12 Chourdakis G, Davis K, Rodenberg B, *et al*. preCICE v2: a sustainable and user-friendly coupling library[J]. Open Research Europe, 2022, **2**: 51. DOI: 10.12688/ openreseurope.14445.2.

13 潘俊杰, 曾未, 强胜龙, 等. 基于耦合框架的多通道程序网格与接口模块开发[J]. 原子能科学技术, 2022, **56**(S1): 32 – 41. DOI: 10.7538/yzk.2022.youxian.0066.
PAN Junjie, ZENG Wei, QIANG Shenglong, *et al*. Development of multi-channel program grid and interface module based on coupling framework[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2022, **56**(S1): 32 – 41. DOI: 10. 7538/yzk.2022.youxian.0066.

14 胡田亮, 姜夺玉, 张信一, 等. 基于MOOSE平台的西安

脉冲反应堆多物理耦合计算研究[J]. 核动力工程, 2024, **45**(3): 14 – 19. DOI: 10.13832/j.jnpe.2024.03.0014.
HU Tianliang, JIANG Duoyu, ZHANG Xinyi, *et al*. Study on multi-physics coupling calculation of Xi'an pulsed reactor based on MOOSE platform[J]. Nuclear Power Engineering, 2024, **45**(3): 14 – 19. DOI: 10.13832/j.jnpe.2024.03.0014.

15 Chanaron B. Overview of the NURESAFE European project[J]. Nuclear Engineering and Design, 2017, **321**: 1 – 7. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2017.09.001.

16 Chauliac C, Aragonés J M, Bestion D, *et al*. NURESIM – A European simulation platform for nuclear reactor safety: Multi-scale and multi-physics calculations, sensitivity and uncertainty analysis[J]. Nuclear Engineering and Design, 2011, **241**(9): 3416 – 3426. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2010.09.040.

17 李治刚, 赵文博, 潘俊杰, 等. 基于耦合框架的堆芯栅元级核热耦合计算系统的研发[J]. 电子技术应用, 2024 (S1): 223 – 229. DOI: 10.16157/j. issn. 0258-7998.2024.S1.041.
LI Zhigang, ZHAO Wenbo, PAN Junjie, *et al*. Research and development of core gate-level nuclear-thermal coupling computing system based on coupling framework [J]. Application of Electronic Technology, 2024(S1): 223 – 229. DOI: 10.16157/j.issn.0258-7998.2024.S1.041.

18 李卫, 刘晓晶, 柴翔, 等. 基于有限体积法的中子扩散和输运算法开发[J]. 核技术, 2025, **48**(1): 010603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240037. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240037.
LI Wei, LIU Xiaojing, CHAI Xiang, *et al*. Development of neutron diffusion and transport algorithm based on finite volume method[J]. Nuclear Techniques, 2025, **48**(1): 010603. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2025. hjs. 48.240037. CSTR: 32193.14. hjs. CN31-1342/TL. 2025.48.240037.

19 Mühlhäußer M, Chourdakis G, Uekermann B. Partitioned flow simulations with preCICE and OpenFOAM[C]. Proceedings of the ECCOMAS Coupled Problems, 2023. DOI: 10.23967/c.coupled.2023.014.

20 Mehl M, Uekermann B, Bijl H, *et al*. Parallel coupling numerics for partitioned fluid – structure interaction simulations[J]. Computers & Mathematics with Applications, 2016, **71**(4): 869 – 891. DOI: 10.1016/j.camwa.2015.12.025.

21 Chourdakis G, Schneider D, Uekermann B. OpenFOAM-preCICE: coupling OpenFOAM with external solvers for multi-physics simulations[J]. OpenFOAM® Journal, 2023, **3**: 1 – 25. DOI: 10.51560/ofj.v3.88.

22 Boyd W, Nelson A, Romano P K, *et al*. Multigroup cross-section generation with the OpenMC Monte Carlo particle transport code[J]. Nuclear Technology, 2019, **205**(7): 928 – 944. DOI: 10.1080/00295450.2019.1571828.

23 Cardoni J N. Nuclear reactor multi-physics simulations with coupled MCNP5 and STAR-CCM+ [D]. Illinois: University of Illinois at Urbana-Champaign, 2011.

24 Yau L C. Conjugate heat transfer with the multiphysics coupling library preCICE[D]. Technische Universität München, 2016.

25 王凯, 杨俊康, 赵鹏程. 基于子通道程序的铅铋反应堆失流事故不确定性分析[J]. 核技术, 2024, **47**(8): 080603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.080603.
WANG Kai, YANG Junkang, ZHAO Pengcheng. Uncertainty analysis of loss of coolant flow accident in lead-bismuth reactor using subchannel code[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(8): 080603. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2024.hjs.47.080603.

26 赵梓炎, 赵鹏程, 刘紫静, 等. 基于组合神经网络模型的快堆堆芯瞬态热工水力参数预测方法研究[J]. 核技术, 2025, **48**(4): 040601. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2025.hjs.48.230421. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.230421.
ZHAO Ziyan, ZHAO Pengcheng, LIU Zijing, *et al*. Combined neural network-based transient thermal hydraulic parameter prediction method for fast reactor core[J]. Nuclear Techniques, 2025, **48**(4): 040601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.230421. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.230421.

27 陈镜宇, 刘喜洋, 赵鹏程, 等. 基于优化极限学习机模型的反应堆中子通量与 k_{eff} 预测方法研究[J]. 核技术, 2024, **47**(10): 100604. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2024.hjs.47.100604.
CHEN Jingyu, LIU Xiyang, ZHAO Pengcheng, *et al*. Prediction method of reactor neutron flux and k_{eff} based on the optimized extreme learning machine model[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(10): 100604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.100604.

28 温从义, 邓俊杰, 刘紫静, 等. 基于改进DMD和LSTM的铅铋快堆上腔室热分层降阶分析模型研究[J]. 核技术, 2025, **48**(4): 040605. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2025.hjs.48.240147. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240147.
WEN Congyi, DENG Junjie, LIU Zijing, *et al*. Reduced-order analysis model for thermal stratification in the upper plenum of lead-bismuth fast reactors based on improved DMD and LSTM[J]. Nuclear Techniques, 2025, **48**(4): 040605. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2025. hjs. 48.240147. CSTR: 32193.14. hjs. CN31-1342/TL. 2025.48.240147.