

DOI:10.20189/j.cnki.CN/61-1527/E.202605005

基于大语言模型多智能体的核设计智能框架 MANDiF-CORCA

刘威震¹, 龚禾林^{2,3}, 李庆⁴, 强胜龙⁴, 贺巧琳¹, 张世全¹, 张二品^{2,3*}

(1. 四川大学 数学学院, 成都 610065;

2. 上海交通大学 巴黎卓越工程师学院, 上海 200240;

3. 上海交通大学 电子信息与电气工程学院, 上海 200240;

4. 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 610041)

摘要: 针对传统核反应堆设计流程中输入构建复杂、参数遍历繁琐以及结果提取与后处理依赖专家经验、自动化程度低等问题, 提出基于大语言模型 (large language model, LLM) 多智能体的核设计智能框架 MANDiF-CORCA。该框架以堆芯物理计算程序 CORCA-sim 为求解核心, 通过 LangChain 与 LangGraph 构建由 workflow 控制、任务规划、计算执行、结果提取、图形绘制和总结分析模块组成的多智能体协同系统, 实现典型核设计任务的自动化处理。为验证 MANDiF-CORCA 在核设计 workflow 中的适用性, 围绕功率分布提取、慢化剂温度系数计算和控制棒价值分析等任务开展了算例验证。结果表明: 所提框架能够完成堆芯程序调用、目标参数提取、非直接输出参数计算及图形化表达, 其自动处理结果与人工处理结果一致, 并在多轮重复测试中全流程正确率高达 86.7%, 且最关键模拟计算步骤出错的次数仅占比 1.3%, 表现出良好的稳定性。该研究验证了大语言模型智能体在核设计流程自动化与辅助分析中的可行性, 为核设计从“人工驱动”向“智能驱动”转变提供了技术路径。所开发的 MANDiF-CORCA 框架可服务于教学、研究, 并具有一定的工程应用参考价值。

关键词: 大语言模型; 核设计; 多智能体系统; CORCA-sim; 华龙一号

中图分类号: TL329.2

文献标志码: A

开放科学标识码 (OSID):

文章编号: 2097-2741(2026)05-0052-10



听语音
与作者互动
聊科研

随着全球能源转型对核能需求的持续增长, 缩短核电研发周期、提升设计效率已成为核工程领域的重要诉求。对于堆芯设计而言, 其过程并非单次求解, 而是涵盖参数选取、输入建模、程序求解、结果核校、设计迭代与文档追踪的系统性分析过程^[1-2]。参考反应堆堆芯设计与堆芯管理相关导则, 完整的堆芯设计需要综合考虑中子学、热工水力、反应性控制、停堆与监测以及堆芯管理等多方面因

素^[1-3], 并通过反复分析与验证确保设计满足安全分析要求和经济运行目标。

在多物理耦合计算方面, 曾未等^[4]基于反应堆多物理耦合框架 MORE, 对三维中子动力学程序 CORCA-K 与子通道程序 CORTH 进行模块化封装与集成, 实现不同专业程序之间的网格映射、数据传递以及堆芯物理与热工水力耦合求解, 并采用以 Picard 迭代结果为初值的无雅可比矩阵牛

收稿日期: 2026-02-02

修回日期: 2026-04-08

录用日期: 2026-07-09

基金项目: 国家重点研发计划“政府间科技创新合作”重点专项 (2025YFE0150300); 国家自然科学基金区域创新发展联合基金 (U25A20200)

第一作者: 刘威震 (1998—), 男, 博士研究生, 主要从事人工智能与核工程研究。

* 通信作者: 张二品 (1999—), 男, 博士研究生, 主要从事人工智能与核工程研究。

引用格式: 刘威震, 龚禾林, 李庆, 等. 基于大语言模型多智能体的核设计智能框架 MANDiF-CORCA[J]. 火箭军工程大学学报, 2026, 40(5): 52-61. Liu Weizhen, Gong Helin, Li Qing, et al. MANDiF-CORCA: a multi-agent nuclear design intelligent framework based on large language models[J]. Journal of Rocket Force University of Engineering, 2026, 40(5): 52-61.

顿-克雷洛夫混合迭代策略提高计算效率。该方法通过 NEACRP 弹棒与 IAEA 基准题验证,并应用于“华龙一号”弹棒事故分析;寿期初满功率工况下的计算功率峰值较传统分析方法降低 8.8%,为堆芯瞬态特性分析与安全裕量评价提供了计算工具。

在实际工程与研究场景中,核设计流程通常需要围绕特定目标开展多轮计算与比较,例如临界搜索、功率分布评估、反应性系数分析、控制棒价值计算以及燃耗与换料相关分析等^[3]。以确定论堆芯程序^[5-7]为代表的核设计软件虽然能够提供高效、可靠的数值求解能力,但围绕这些任务展开的输入构建、参数遍历、结果提取与后处理分析仍具有较强的人工依赖性。由此导致的直接问题在于设计流程链条较长、重复性操作较多、不同环节之间主要靠人工衔接,因此该类设计软件在自动化程度、效率以及结果复核便利性方面仍存在一定局限。

近年来,人工智能方法已逐步应用于核工程中的设计优化、运行监测和故障诊断等任务^[8]。以机器学习^[9]为代表的驱动方法已在反应堆状态识别和事故诊断中得到应用^[10];深度学习^[11]方法在反应堆复杂运行工况监测和故障检测方面也展现出良好潜力^[12];此外,各类智能优化方法^[13]已被用于燃料装载优化^[14]和堆芯设计^[15]等大参数空间问题。在反应堆智能化设计方面,魏宗岚等^[16]围绕方案生成、模拟仿真、评价优化和性能验证 4 个环节梳理了人工智能技术的应用方向,提出智能数值仿真、多专业协同寻优、设计方案生成、测试评价以及模型可靠性与可解释性提升等重点研究方向。在专业知识与数据驱动方法融合方面,黄涛等^[17]将征兆导向的专家知识诊断与极端梯度提升、支持向量机、深度前馈网络和长短期记忆网络等机器学习诊断模型相结合,通过投票机制融合机器学习模型结果,建立了专家知识诊断为主、机器学习诊断为辅的决策方法,并在“华龙一号”蒸汽发生器传热管破裂事故仿真数据集上进行了验证。

围绕堆芯在线监测中的有限观测重构问题,Gong 等^[18]系统研究了降阶基选取、降阶维数、传感器数量及其布置对重构精度与抗噪性能的影响,比较了五类基选择方法和五类测点布置方法。基于 CORCA-3D 的“华龙一号”控制棒移动与氙振荡仿真算例表明,本征正交分解(proper orthogonal decomposition,POD)降阶表征与经验插值、过采样测

点布置方法相结合,能够在计算成本、重构精度与噪声鲁棒性之间取得较好的平衡,为有限测点条件下的堆芯三维物理场重构及测点配置提供了方法依据。在此基础上,Gong 等^[19]将 POD 与 k 近邻、决策树回归相结合,建立运行参数到降阶系数的非侵入式映射,构建了兼具物理场快速预测与观测驱动参数辨识功能的反应堆物理数字孪生原型。该方法利用工业堆芯程序生成物理场样本,在降阶空间中学习控制棒位置、燃耗、功率水平及冷却剂温度与堆芯功率分布之间的关系,并通过有限观测对运行参数进行反演。随后,Gong 等^[20]进一步引入奇异值分解自编码器与广义潜空间同化,分别用于非线性降阶表征和观测驱动的参数校正。在所测试的“华龙一号”数值算例中,正向预测与逆向参数辨识均实现秒内计算,并检验了含噪观测条件下的重构性能。然而,这类研究大多聚焦于优化算法、状态识别或替代模型本身,对于核设计中“任务理解—输入生成—程序执行—结果提取—总结分析”的完整工作流涉及相对较少。

与此同时,随着大语言模型(large language model,LLM)的发展,基于智能体的模拟仿真自动化研究开始兴起,并逐步从通用问答扩展到任务规划、工具调用和工作流协同执行。相邻工程仿真领域的相关研究表明,大语言模型已能够在一定程度上参与流体力学和有限元分析(finite element analysis,FEA)等复杂流程的构建。例如,通过领域适配与多智能体协同,可实现从自然语言描述到 OpenFOAM 输入构建、程序执行与错误修正的自动化^[21-22]。在 FEA 场景中,也已有研究尝试将物理仿真工具显式纳入大语言模型工作流,以降低输入生成和结果分析过程中的幻觉风险^[23]。相关综述研究指出,面向科学研究的大语言模型正在由单纯文本生成工具逐步发展为具备领域知识、工具集成与验证机制的智能体^[24]。

相比之下,核工程领域现有的大语言模型相关研究主要集中于蒙特卡洛模拟自动化或反应堆运行辅助等方向。Ndum 等^[25]实现了基于大语言模型与智能体的 FLUKA 模拟自动化流程;Lee 等^[26]探索了大语言模型智能体在反应堆运行支持中的应用。但总体而言,面向工业级确定论堆芯设计程序、能够服务于典型核设计任务闭环执行的相关研究仍较为有限。

基于上述背景,本文提出基于大语言模型多智能体的核设计智能框架 MANDiF-CORCA。该

框架围绕核设计中的典型分析流程,将自然语言任务解析、工业程序调用、结果提取与可视化等环节组织为统一工作流,以降低输入构建到后处理过程中的人工衔接成本;并以典型堆芯设计任务为对象,对所提框架在功率分布、反应性系数和控制棒价值计算等环节中的应用能力进行验证,为核设计工作流的智能化编排与辅助执行提供一种可行路径。

1 程序框架与功能介绍

1.1 核设计工作流及其复杂性

核反应堆堆芯设计是一类典型的多环节耦合任务,其核心目标是在满足安全分析要求和设计限值的前提下,实现堆芯的安全、可靠与经济运行^[26]。围绕这一目标,实际工作通常包括输入参数设定、求解器输入卡构建、临界或燃耗计算、关键参数提取、结果图形化表达以及设计迭代等多个环节。对于功率分布、反应性系数和控制棒价值计算等典型任务^[27],研究人员不仅需要调用堆芯物理程序完成数值计算,还需进一步开展结果整理与物理分析。多物理约束耦合、大量的参数遍历与结果后处理以及不同环节之间的依赖关系等因素,使得传统自动化手段(如代码脚本)通常只能覆盖核设计工作流中的局部操作,难以根据

任务变化组织多个环节连续执行。而近年来,具备任务理解与工具调用能力的大语言模型智能体,及其通过多智能体协作实现的功能分工与流程控制^[28],为复杂核设计流程的自动化提供了新的解决思路,即构建能够嵌入现有设计流程的智能工作流框架,以协调专业求解程序的执行,并支持结果的整理与复核。

1.2 MANDiF-CORCA 的总体思路

针对上述需求,本文提出基于大语言模型多智能体的核设计智能框架 MANDiF-CORCA。该框架以 CORCA-sim 程序(CORCA-3D^[5]的教育版)为物理求解核心,以大语言模型为任务理解和流程编排核心,将自然语言任务解析、输入卡构建、计算调度、结果提取、可视化和总结分析集成为自动化工作流。

相较于传统“人工修改输入卡—手动执行程序—人工查找结果—绘图分析”的分析流程,MANDiF-CORCA 主要具有以下特点。1)任务解耦:将复杂任务拆分为规划、执行、提取、绘图和分析等子环节;2)面向工业级确定论程序实现闭环耦合:由大语言模型负责组织流程和生成中间代码,物理计算仍由 CORCA-sim 完成;3)提供结构化输出:将原始计算结果进一步转化为 CSV、图像和文本结论,便于后续复核和再利用。图 1 给出了上述工作流及各子智能体对应的 MANDiF-CORCA 总体框架。

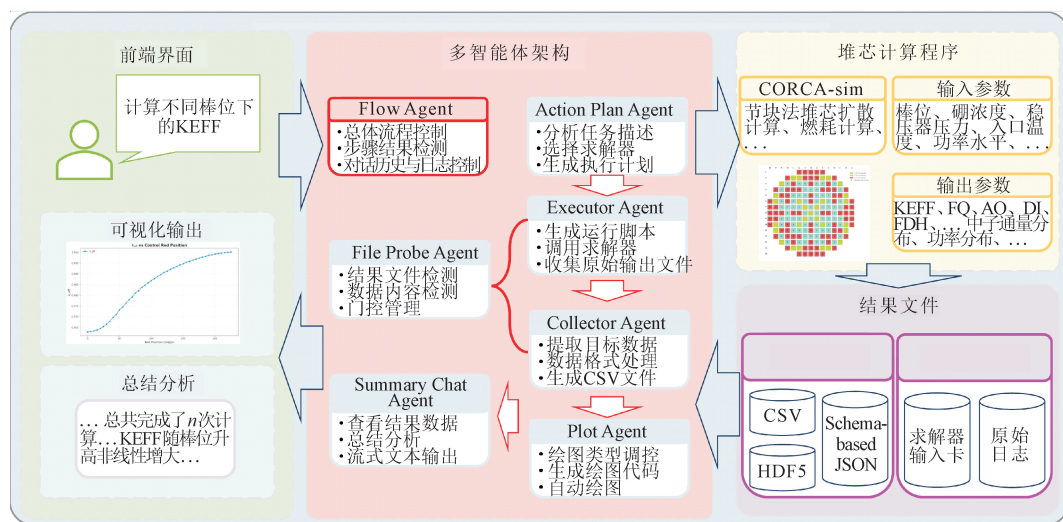


图 1 基于大语言模型多智能体的核设计智能框架 MANDiF-CORCA 总体框架

Fig. 1 Overall framework of large language models-based multi-agent nuclear design intelligent framework MANDiF-CORCA

1.3 多智能体协同实现机制

为实现上述目标,MANDiF-CORCA 采用一种由工作流控制智能体和多个子智能体构成的协同

架构。该架构结合 LangChain^[29]与 LangGraph^[30]实现状态管理和工具调用,确保任务流的稳定性与可追溯性。各智能体核心功能设计如下。

1) Flow Agent: 基于 ReAct^[31] 框架 workflow 控制,负责调度各子智能体进行作业,子智能体以带功能简述提示词的工具提供给 Flow Agent;

2) Action Plan Agent: 解析用户意图,按堆芯软件计算调度、结果数据后处理等类别对任务进行分解,然后将任务内容、工作路径等信息以 JSON 数据作为上下文传递,从而完成作业计划编排;

3) Executor Agent: 依据上下文 JSON 编排信息,构建堆芯程序输入卡,并采用函数注入的方式调用 CORCA-sim 程序完成计算任务;

4) Collector Agent: 依据上下文包含的目标参数、文件路径,通过扫描 HDF5 结果文件查找用户关心参数,并根据数据提取模版生成代码,构建结构化 CSV 文件;

5) File Probe Agent: 通过验证计算结果文件与结构化文件,判断 Executor Agent 与 Collector Agent 是否成功运行,如果失败则引导 Flow Agent 重新调度智能体进行尝试;

6) Plot Agent: 遵循用户要求,基于结构化 CSV 文件数据绘制图片,以实现结果可视化;

7) Summary Chat Agent: 依据结构化 CSV 文件数据,进行总结分析并回复用户。

为便于实际使用,本文进一步开发了如图 2 所示的交互界面。借助该界面,用户无需直接掌握复杂输入卡规则或结果文件结构,即可通过自然语言开展典型核设计任务,并获得相应的数值结果、结构化文件数据以及图形化输出结果。目

前 MANDiF-CORCA 可实现的计算任务包括两类:1) 对于临界计算、燃耗计算任务,可通过自然语言调度堆芯程序开展计算,并提取指定堆芯参数,如有效增殖系数 k_{eff} 、功率峰因子 F_q 、核熔升因子 $F_{\Delta H}$,或分布类参数如中子通量分布、轴向/节块功率分布等;2) 基于求解结果进一步开展的非直接输出参数计算任务,如各种反应性系数计算、控制棒价值计算等。

2 堆芯模型与计算程序

MANDiF-CORCA 的核心计算软件为 CORCA-sim(CORCA-3D^[5] 的教育版)。CORCA-3D 是由中国核动力研究设计院自主研发的先进节块法堆芯物理设计与分析软件包。该程序经过了大量堆芯实测数据的验证与确认,具备少群截面处理、三维中子扩散方程求解和热工水力反馈计算能力,并支持精细功率重构、临界搜索等多种功能^[5]。

本文测试堆芯对象为在“华龙一号”^[32-33] 堆芯基础上调整得到的模拟堆芯模型,图 3 为堆芯燃料组件布置示意图。“华龙一号”反应堆是在总结现有压水堆研发、设计、建造及运行经验的基础上,充分汲取福岛核事故经验并融合国际先进设计理念而研发的第三代压水堆核电系统,其堆芯设计采用了具有自主知识产权的“177 堆芯”方案,堆芯活性段高度为 365.76 cm,等效直径为 322.8 cm,运行模式为 Mode-G,反应堆输出热功率为 3 050 MW^[32-33]。

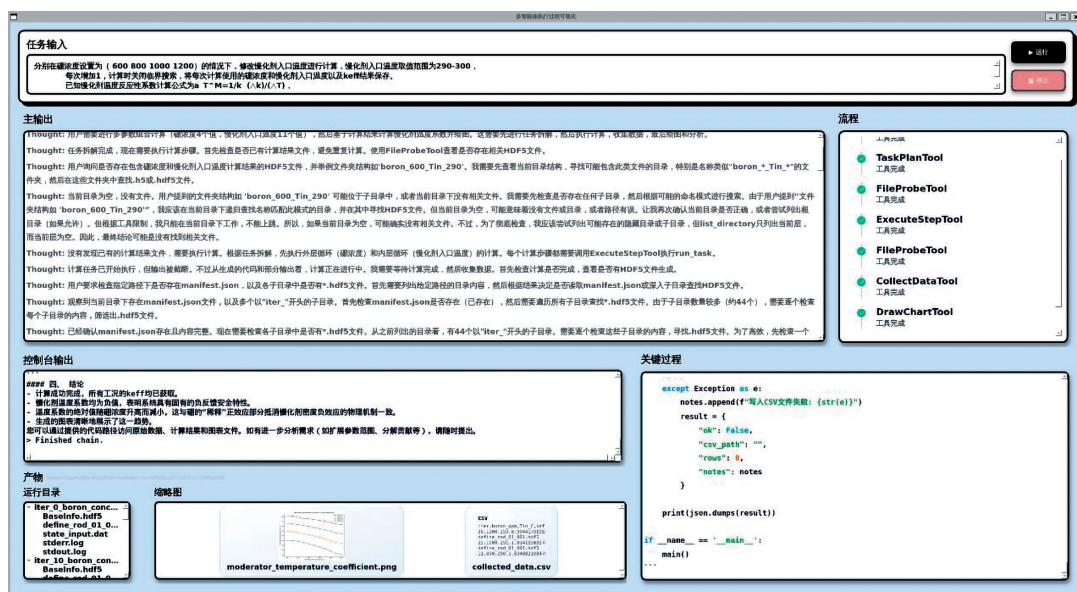


图 2 MANDiF-CORCA 交互界面

Fig. 2 GUI of MANDiF-CORCA

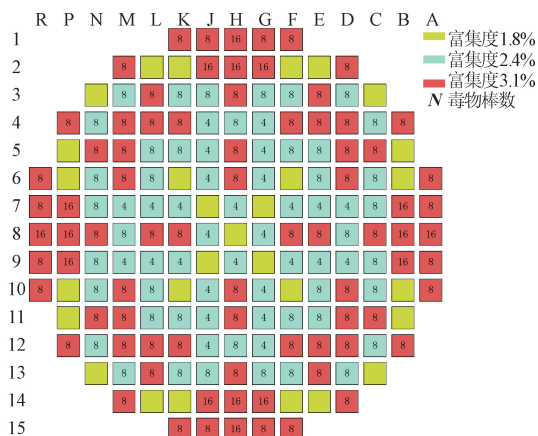


图 3 基于“华龙一号”堆型的模拟堆芯模型燃料组件布置

Fig. 3 Fuel assembly layout for simulated core model based on HPR1000 reactor

3 功能测试与算例分析

为验证 MANDiF-CORCA 在核设计工作流中的适用性,选取功率分布、温度反应性系数和控制棒价值计算这 3 个典型任务开展算例测试。这些任务涉及输入卡填写、堆芯程序求解、目标参数提取以及进一步的数据整理、非直接输出参数计算和图形化表达等环节。在上述 3 个算例中,均采用“智能体自动处理”、“人工处理”两种方式进行对比,以验证框架在核设计后处理环节中的正确性与一致性。此外,还需通过重复运行统计和不同模型条件下的任务测试,对框架的流程稳定性进行评估。

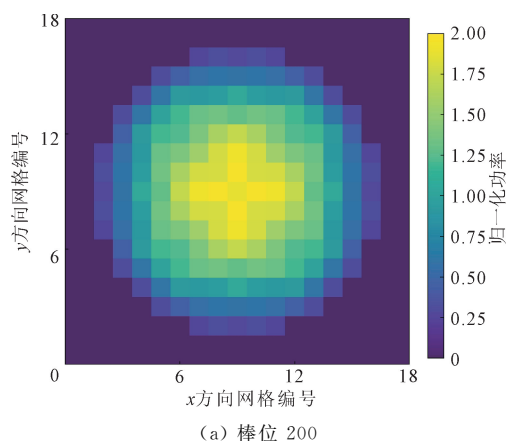
3.1 径向及轴向功率分布计算

径向功率和轴向功率分布数据均是堆芯计算关注的分布类参数。为验证 MANDiF-CORCA 的分布类参数自动提取与绘图能力,本文以全部控制棒棒位由 200 步降至 0 步、步长为 100 步且开启临界搜索的工况为例,分别计算 3 个棒位条件下的堆芯功率分布。对于每个工况,框架首先调用 CORCA-sim 完成临界计算,随后自动读取 HDF5 结果文件中的组件功率数据和节块功率数据,生成结构化 CSV 文件,最后绘制出径向组件功率分布图和轴向功率分布曲线。

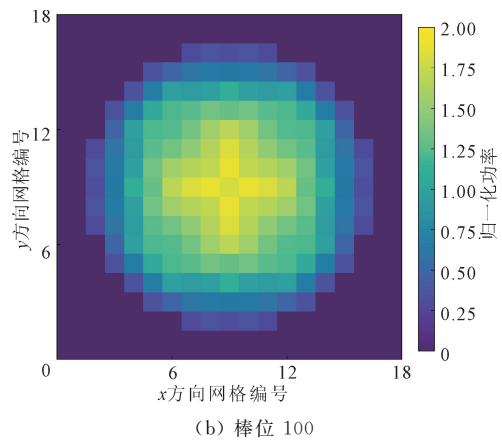
为进行一致性验证,采用人工方式重新调度计算并提取组件功率与节块功率数据,其中径向功率分布直接由组件功率数据得到,轴向功率分布由 22 层节块功率沿径向求和获得。不同棒位下的径向组件功率分布如图 4 所示。可以看出,随着控制棒逐步下插,堆芯内功率分布发生明显变化,受控制

棒吸收作用影响较强的区域功率逐渐降低。不同棒位下的轴向功率分布对比如图 5 所示,其中智能体自动后处理结果与人工后处理结果在各棒位下保持一致。随着棒位变化,轴向功率分布形状发生明显改变,表明控制棒下插会显著影响堆芯轴向中子通量与功率分布形态。

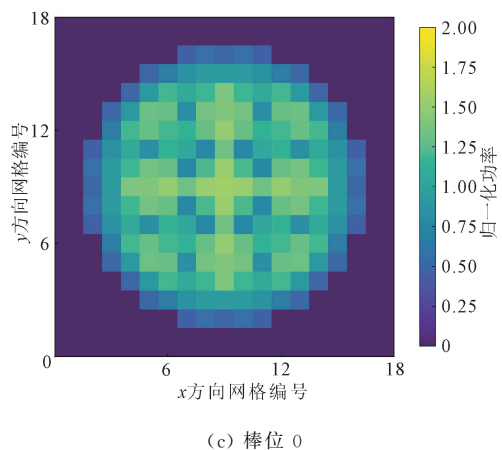
上述结果说明,MANDiF-CORCA 不仅能够完成堆芯功率分布数据的自动提取和可视化表达,而且其结果与人工后处理结果一致,可满足核设计工作流中分布类参数后处理的使用需求。



(a) 棒位 200



(b) 棒位 100



(c) 棒位 0

图 4 不同棒位下的径向功率分布

Fig. 4 Radial power distributions at different control rod positions

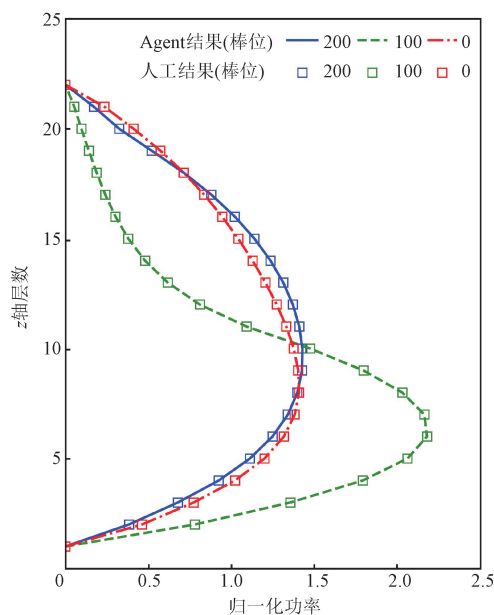


图 5 不同棒位下轴向功率分布的
人工后处理与智能体自动处理结果对比

Fig. 5 Comparison of manually processed and agent-generated axial power distributions at different control rod positions

3.2 慢化剂温度系数计算

反应性系数是反应堆安全设计的核心参数之一,与功率分布不同,该类参数通常并非堆芯程序直接输出量,而需要在获取不同工况下的 k_{eff} 后进一步进行公式计算与结果整理。因此,该环节能够更直接地反映 MANDiF-CORCA 在“结果提取—派生量计算—绘图分析”链条中的自动化能力。

本文以不同硼浓度下的慢化剂温度系数为对象展开了计算测试。计算中将硼浓度分别设置为 600、800、1 000 和 1 200 ppm,慢化剂温度 (T) 在 290 °C~300 °C 范围内按 1 °C 步长变化,并关闭临界搜索。框架自动计算并记录各工况下的硼浓度、慢化剂温度和堆芯 k_{eff} ,随后依据公式 ($\alpha = (1/k_{\text{eff}})(\Delta k_{\text{eff}}/\Delta T)$) 计算慢化剂温度系数,并绘制不同硼浓度下的系数变化曲线。人工处理中,采用相同设置开展计算并依据同一公式计算慢化剂温度系数,再与智能体自动处理结果进行比较。

图 6 给出了两种处理方式得到的慢化剂温度系数曲线对比。可以看出,智能体自动计算结果与人工处理结果在各硼浓度条件下均保持一致,说明该框架能够正确完成基于堆芯计算结果的反应性系数计算。由图中结果还可知,在当前温度范围内,各工况下的慢化剂温度系数均为负值,符合压水堆中慢化剂温度升高导致反应性下降的典型规律;同时,随着硼浓度增加,温度系数绝对值

整体减小,反映出硼浓度对慢化剂温度反馈效应具有明显影响。

该算例表明,MANDiF-CORCA 不仅能够完成多参数遍历工况的自动调度,还能够基于原始计算结果正确开展反应性系数这类非直接输出参数的后处理与分析。

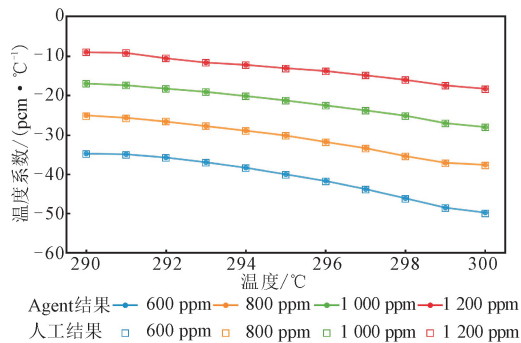


图 6 不同硼浓度下慢化剂温度系数的人工后
处理与智能体自动处理结果对比

Fig. 6 Comparison of manually processed and agent-generated moderator temperature coefficient curves at different boron concentrations

3.3 控制棒微分与积分价值计算

控制棒价值分析是堆芯控制特性研究中的重要内容,其核心是利用不同棒位下的 k_{eff} 结果进一步计算反应性变化,并得到积分价值与微分价值曲线,该任务同样具有复杂的后处理分析环节。

本文选取 8 组控制棒作为对象,在硼浓度为 1 147.55 ppm、关闭临界搜索条件下,将棒位由 225 步逐步降至 0 步、步长为 5 步,获取各工况下的 k_{eff} 结果。随后,框架自动依据各棒位计算结果求取反应性,并进一步得到控制棒积分价值和微分价值曲线。人工对比处理中,采用相同设置调用 CORCA-sim 计算,按照相同的反应性定义和微分、积分计算方法独立完成处理后,并与智能体自动处理结果进行比较。

图 7 给出了控制棒积分价值和微分价值的对比结果。可以看出,智能体自动后处理结果与人工后处理结果一致,说明 MANDiF-CORCA 能够正确完成控制棒价值分析这一典型核设计后处理任务。由图 7(a)可见,曲线变化趋势符合典型的控制棒积分价值曲线^[28,34],随着控制棒不断下插,积分价值持续增加,表明控制棒引入的总负反应性不断增大。由图 7(b)可见,微分价值曲线峰值出现在中间棒位区间,表明控制棒位于堆芯中部高注量率区域时棒位变化引起的反应性变化更为显著,并呈现出

典型的控制棒尖齿效应^[35]。

综上,控制棒价值算例进一步说明,MANDiF-CORCA 可以在完成堆芯程序自动调用的基础上,对反应性进行正确的计算与图形绘制,从而支持核设计流程中较为复杂的控制特性分析任务。

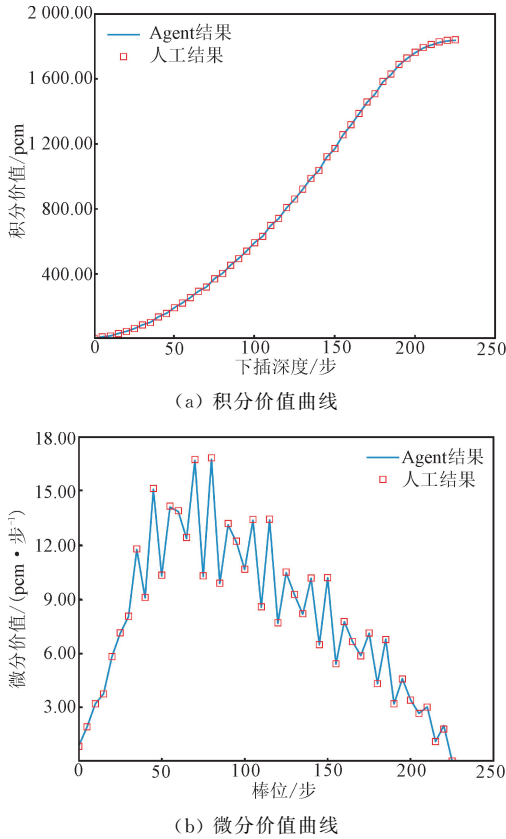


图 7 控制棒价值的人工后处理与智能体自动处理结果对比
Fig. 7 Comparison of manually processed and agent-generated control rod worth results

表 1 功率分布、控制棒价值、慢化剂温度系数计算性能测试结果

Table 1 Results of performance tests for power distribution, control rod worth, and moderator temperature coefficient calculations

任务	Executor Agent 出错	Collector Agent 出错	Plot Agent 出错	全流程正确率/%
功率分布	0	3	4	86.0
控制棒价值	1	0	3	92.0
慢化剂温度系数	1	5	3	82.0
总百分比/%	1.3	5.3	6.7	86.7

上述 3 类任务相对复杂,一些能力较弱的模型难以开展足量测试,因此为测试框架的稳定性,构建了 9 种难度适中的任务并开展测试。按总参数规模由大到小选取 DeepSeek-V3.2^[36]、Qwen3-235B-A22B-Instruct^[37]和 GPT-OSS-120B^[38]三种大语言模型,每种模型针对每个任务重复开展 9 次计算,得到的统计结果如表 2 所示。结果表明:MANDiF-CORCA 框架在 3 种大语言模型上均能成功运行,

3.4 性能测试

在上述 3 个典型后处理环节正确性验证的基础上,进一步从流程稳定性的角度对 MANDiF-CORCA 开展性能测试。基于 DeepSeek-V3.2^[36]对功率分布计算、控制棒价值计算和慢化剂温度系数计算 3 类任务分别重复运行 50 次,从模拟计算是否正确完成(对应 Executor Agent 出错)、CSV 文件是否正确生成(对应 Collector Agent 出错)、绘图是否正确(对应 Plot Agent 出错)3 个关键步骤进行统计评估,结果如表 1 所示。

其中慢化剂温度系数计算的全流程正确率最低,并且其 Collector Agent 出错概率更高,这是由于相应处理逻辑更为复杂所导致的。分析发现慢化剂温度系数任务中 Collector Agent 错误的原因类型包括:1)参数匹配错误,大语言模型生成代码未正确匹配 k_{eff} 或硼浓度数据结构;2)逻辑覆写,h5 文件中含有硼浓度,大语言模型生成的代码存在一定概率会读取 h5 中的硼浓度并写入 CSV,而不是直接使用输入参数的硼浓度;3)大语言模型在推理过程中的偶发代码错误,导致对 k_{eff} 进行了取整的误操作。相比之下,功率分布任务的错误类型单一,均由生成的节块功率处理代码操作不当导致,而控制棒价值任务仅需提取 k_{eff} 单种数据,操作更为简单。在总共 150 次测试中,全流程正确率高达 86.7%,而自动化模拟流程最关键的模拟计算步骤出错的次数仅为 2 次,占比 1.3%,且检查后确认均为输入卡生成错误引起。

体现了框架对不同模型的兼容能力。其中,DeepSeek-V3.2 与 Qwen3-235B-A22B-Instruct 的全流程正确率分别为 88.89%和 83.95%,整体表现较为接近;GPT-OSS-120B 的全流程正确率为 60.49%;3 种模型的全流程正确率排序与其参数规模总体一致,也体现出模型参数规模对任务执行能力的影响。进一步分析发现,3 种模型的模拟计算环节错误率均较低,而不同模型之间的性能差异主要出现

在结果提取与后处理过程中。相较于 DeepSeek-V3.2, Qwen3-235B-A22B-Instruct 的 CSV 文件错误率有所增加,而 GPT-OSS-120B 在 CSV 文件生成和绘图环节的错误率均明显升高,导致其全流程正确率远低于前两者。由此可见,框架整体流程能够适配不同大语言模型,但全流程稳定性仍受到模

型代码生成与数据处理能力的影响。后续可通过将高频数据处理过程封装为确定性工具、增加生成代码的语法与数据结构校验,减少开放式代码生成带来的不确定性,从而进一步降低不同大语言模型能力差异对全流程稳定性的影响。

表 2 不同模型对 9 种任务的性能测试结果
Table 2 Results of performance tests for different LLM on 9 tasks

大语言模型	模拟计算错误率/%	CSV 文件错误率/%	绘图错误率/%	全流程正确率/%
DeepSeek-V3.2	1.23	4.94	4.94	88.89
Qwen3-235B-A22B-Instruct	3.70	9.88	2.47	83.95
GPT-OSS-120B	3.70	23.46	12.35	60.49

4 结论

针对传统核反应堆设计流程中输入构建复杂、参数遍历繁琐以及结果提取与后处理依赖专家经验、自动化程度低等问题,开发了基于大语言模型多智能体的核设计智能框架 MANDiF-CORCA。该框架以 CORCA-sim 为求解核心,将自然语言任务解析、输入卡生成、程序执行、结果提取、图形绘制和总结分析集成至可视化前端,实现了典型核设计任务的自动化协同处理,并得到如下结论。

1)通过对功率分布提取、慢化剂温度系数计算和控制棒价值分析等典型任务的验证可知,所提框架能够完成堆芯程序调用、目标参数提取、非直接输出参数计算及图形化表达等关键流程,且自动处理结果与人工独立处理结果一致,表明其具备支持核设计计算与后处理分析的能力。

2)在共 150 次性能测试中,该框架全流程正确率高达 86.7%,而自动化模拟流程最关键的模拟计算步骤出错的次数仅为 2 次,占比 1.3%,且检查后确认均为输入卡生成错误引起,表明其具有良好的稳定性。

综上,本文工作验证了大语言模型多智能体方法在核设计流程自动化组织与辅助分析中的可行性,可为核设计工作流的智能化和数字化提供参考。同时,有助于降低核设计任务的使用门槛,并为相关教学、研究及工程应用提供支持。

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency. Design considerations for nuclear power plants against tsunamis[M]. Vienna: In-

ternational Atomic Energy Agency, 2025:30-31.
[2] International Atomic Energy Agency. Technological obsolescence management of nuclear power plants [M]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2026:8-9.
[3] Ali A, Bacha M, Ali U, et al. Comprehensive feasibility assessment of cycle length extension for CNPGS Unit-3 [J]. Progress in Nuclear Energy, 2023, 166: 104934.
[4] 曾未,王杰,王啸宇,等. 基于统一耦合框架的压水堆堆芯瞬态特性多物理耦合计算方法[J]. 原子能科学技术, 2025, 59(增刊 2): 272-282.
Zeng Wei, Wang Jie, Wang Xiaoyu, et al. Multiphysics coupling calculation method for transient characteristic of PWR core based on unified coupling framework[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2025, 59(S2): 272-282.
[5] An Ping, Ma Yongqiang, Xiao Ping, et al. Development and validation of reactor nuclear design code CORCA-3D[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2019, 51(7): 1721-1728.
[6] Bahadir T, Lindahl S. Studsvik's next generation nodal code SIMULATE-5 [C]//Advances in Nuclear Fuel Management IV (ANFM 2009). Hilton Head Island, South Carolina, USA, 2009:992-1003.
[7] Yang Wen, Wu Hongchun, Li Yunzhao, et al. Development and verification of PWR-core fuel management calculation code system NECP-Bamboo: Part II Bamboo-Core[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, 337: 279-290.
[8] Huang Qingyu, Peng Shinian, Deng Jian, et al. A review of the application of artificial intelligence to nuclear reactors: where we are and what's next[J]. Helvion, 2023, 9(3): e13883.

- [9] Jordan M I, Mitchell T M. Machine learning: trends, perspectives, and prospects[J]. Science, 2015, 349(6245): 255-260.
- [10] Racheal S, Liu Yongkuo, Ayodeji A. Evaluation of optimized machine learning models for nuclear reactor accident prediction[J]. Progress in Nuclear Energy, 2022, 149: 104263.
- [11] LeCun Y, Bengio Y, Hinton G. Deep learning[J]. Nature, 2015, 521(7553): 436-444.
- [12] Lyu Mingzhe, Gong Helin, Chen Zhang, et al. Deep learning-based dual monitoring system for power forecasting and fault detection in nuclear power applications[J]. Energy and AI, 2025, 20: 100515.
- [13] Li Guanghui, Zhang Taihua, Tsai C Y, et al. Review of the metaheuristic algorithms in applications: visual analysis based on bibliometrics[J]. Expert Systems with Applications, 2024, 255: 124857.
- [14] Li Zhan, Wang Jincheng, Ding Ming. A review on optimization methods for nuclear reactor fuel reloading analysis[J]. Nuclear Engineering and Design, 2022, 397: 111950.
- [15] Sobes V, Hiscox B, Popov E, et al. AI-based design of a nuclear reactor core[J]. Scientific Reports, 2021, 11: 19646.
- [16] 魏宗岚, 方超, 曾未, 等. 反应堆智能化设计技术的研究与展望[J]. 哈尔滨工程大学学报, 2026, 47(7): 1497-1503.
Wei Zonglan, Fang Chao, Zeng Wei, et al. Research and prospects on intelligent design technology for nuclear reactors[J]. Journal of Harbin Engineering University, 2026, 47(7): 1497-1503.
- [17] 黄涛, 朱大欢, 曾未, 等. 融合专家知识与机器学习算法的核反应堆事故诊断技术[J]. 核动力工程, 2024, 45(增刊2): 144-149.
Huang Tao, Zhu Dahuan, Zeng Wei, et al. A nuclear reactor accident diagnosis technology integrating expert knowledge and machine learning algorithms[J]. Nuclear Power Engineering, 2024, 45(S2): 144-149.
- [18] Gong Helin, Chen Zhang, Maday Y, et al. Optimal and fast field reconstruction with reduced basis and limited observations: application to reactor core online monitoring[J]. Nuclear Engineering and Design, 2021, 377: 111113.
- [19] Gong Helin, Cheng Sibao, Chen Zhang, et al. Data-enabled physics-informed machine learning for reduced-order modeling digital twin: application to nuclear reactor physics[J]. Nuclear Science and Engineering, 2022, 196(6): 668-693.
- [20] Gong Helin, Cheng Sibao, Chen Zhang, et al. An efficient digital twin based on machine learning SVD autoencoder and generalised latent assimilation for nuclear reactor physics[J]. Annals of Nuclear Energy, 2022, 179: 109431.
- [21] Dong Zhehao, Lu Zhen, Yang Yue. Fine-tuning a large language model for automating computational fluid dynamics simulations[J]. Theoretical and Applied Mechanics Letters, 2025, 15(3): 100594.
- [22] Chen Yuxuan, Zhu Xu, Zhou Hua, et al. MetaOpenFOAM: an LLM-based multi-agent framework for CFD[EB/OL]. (2024-08-07) [2025-12-24]. <https://doi.org/10.48550/arXiv.2407.21320>.
- [23] Hou Shifu, Johnson R, Makhija R, et al. AutoFEA: enhancing AI copilot by integrating finite element analysis using large language models with graph neural networks[J]. Proceedings of the AAAI Conference on Artificial Intelligence, 2025, 39(22): 24078-24085.
- [24] Ren Shuo, Xie Can, Jian Pu, et al. Towards scientific intelligence: a survey of LLM-based scientific agents[EB/OL]. (2025-12-24) [2026-02-02]. <https://doi.org/10.48550/arXiv.2503.24047>.
- [25] Ndum Z N, Tao Jian, Ford J, et al. Automating Monte Carlo simulations in nuclear engineering with domain knowledge-embedded large language model agents[J]. Energy and AI, 2025, 21: 100555.
- [26] Lee Y P, Cha J, Yu Y, et al. Large language model agent for nuclear reactor operation assistance[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2025, 57(12): 103842.
- [27] International Atomic Energy Agency. Ageing management for nuclear power plants: International Generic Ageing Lessons Learned(IGALL), Safety Reports Series No. 82 (Rev. 2) [M]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2024: 21-22.
- [28] Safarzadeh O, Qarani-Tamai M. Full-core reactor physics analysis for accident tolerant cladding in a VVER-1000 reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, 155: 108163.
- [29] LangChain. LangChain overview[EB/OL]. (2025-09-02) [2025-12-24]. <https://docs.langchain.com/oss/python/langchain/overview>.
- [30] LangChain. LangGraph overview[EB/OL]. (2025-09-02) [2025-12-24]. <https://docs.langchain.com/oss/python/langgraph/overview>.
- [31] Yao Shunyu, Zhao Jeffrey, Yu Dian, et al. ReAct: synergizing reasoning and acting in language models[EB/OL]. (2023-03-10) [2025-12-24]. <https://doi.org/10.48550/arXiv.2210.03629>.

- [32] 李向阳, 刘启伟, 李庆, 等. 华龙一号反应堆 177 堆芯核设计[J]. 核动力工程, 2019, 40(增刊 1): 8-12.
Li Xiangyang, Liu Qiwei, Li Qing, et al. 177 core nuclear design for HPR1000 [J]. Nuclear Power Engineering, 2019, 40(S1): 8-12.
- [33] Xing Ji, Song Daiyong, Wu Yuxiang. HPR1000: advanced pressurized water reactor with active and passive safety[J]. Engineering, 2016, 2(1): 79-87.
- [34] Rahgoshay M, Noori-Kalkhoran O. Calculation of control rod worth and temperature reactivity coefficient of fuel and coolant with burn-up changes for VVRS-2MWth nuclear reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 2013, 256: 322-331.
- [35] Wang Yongping, Wu Hongchun, Li Yunzhao. Comparison of two three-dimensional heterogeneous variational nodal methods for PWR control rod cusping effect and pin-by-pin calculation[J]. Progress in Nuclear Energy, 2017, 101: 370-380.
- [36] DeepSeek-AI, Liu Aixin, Mei Aoxue, et al. DeepSeek-V3. 2: pushing the frontier of open large language models[EB/OL]. (2025-12-02)[2025-12-24]. <https://doi.org/10.48550/arXiv.2512.02556>.
- [37] Yang An, Li Anfeng, Yang Baosong, et al. Qwen3 technical report [EB/OL]. (2025-05-14) [2025-12-24]. <https://doi.org/10.48550/arXiv.2505.09388>.
- [38] OpenAI. GPT-OSS-120B & GPT-OSS-20B model card [EB/OL]. (2025-08-08) [2025-12-24]. <https://doi.org/10.48550/arXiv.2508.10925>.

MANDiF-CORCA: A Multi-Agent Nuclear Design Intelligent Framework Based on Large Language Models

LIU Weizhen¹, GONG Helin^{2,3}, LI Qing⁴, QIANG Shenglong⁴,
HE Qiaolin¹, ZHANG Shiquan¹, ZHANG Erpin^{2,3*}

(1. School of Mathematics, Sichuan University, Chengdu 610065, China;

2. Paris Elite Institute of Technology, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China;

3. Department of Electronic Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China;

4. Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory,
Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610041, China)

ABSTRACT: To address the challenges associated with complex input construction, tedious parameter traversal, dependence on expert knowledge for result extraction and post-processing, and limited automation in traditional nuclear reactor design workflows, a large language model (LLM)-based intelligent framework for multi-agent nuclear design, named MANDiF-CORCA, was developed. Using the core physics computational program CORCA-sim as its solver, the framework integrated LangChain and LangGraph to establish a collaborative multi-agent architecture encompassing workflow control, task planning, calculation execution, result extraction, figure generation, and summary analysis modules, thereby enabling the automated execution of typical nuclear design tasks. To evaluate the applicability of MANDiF-CORCA within nuclear design workflows, case studies were performed on tasks including power distribution extraction, moderator temperature coefficient calculation, and control rod value analysis. The results show that the proposed framework can execute solver calls, extract target parameters, calculate indirect-output parameters, and generate graphical representations. The results obtained through automated processing are consistent with those generated manually, while repeated testing across multiple rounds yielded an overall process accuracy of 86.7%. Errors in the most critical simulation and calculation steps account for only 1.3% of the total, demonstrating good stability. This study establishes the feasibility of employing LLM-based agents for workflow automation and auxiliary analysis in nuclear design and provides a technical pathway for transitioning nuclear design from a human-driven to an intelligence-driven mode. The developed MANDiF-CORCA framework can facilitate teaching and research activities while offering potential reference value for engineering applications.

KEYWORDS: large language models; nuclear design; multi-agent system; CORCA-sim; HPR1000

(编辑:吴文冬)