

多物理场耦合的数值反应堆技术调研

何元雷, 汤春桃, 夏 栓, 余建辉, 姜清尘

上海核工程研究设计院股份有限公司, 上海

收稿日期: 2025年7月6日; 录用日期: 2025年7月22日; 发布日期: 2025年10月22日

摘 要

本调研报告聚焦多物理场耦合的数值反应堆技术, 全面梳理美国、欧洲、韩国、日本及中国在该领域的主要项目进展, 涵盖美国I-NERI、CASL、NEAMS计划, 欧洲NURE系列项目, 以及中、韩、日各自的特色研发项目等。深入剖析关键技术问题, 包括多物理耦合机制深化、高保真模型与算法突破、高性能计算与数据驱动融合困境、验证与不确定性量化体系短板等; 并探讨多物理场深度融合与拓展、人工智能融合创新、多尺度建模与跨尺度模拟、量子计算赋能等前沿方向。总结各国发展态势, 指出虽欧美领先、亚洲国家各具优势且中国发展迅速, 但均面临共性难题且朝着共同前沿迈进, 强调国际合作对推动技术发展保障核能产业的重要性。

关键词

数值反应堆, 多物理耦合, 高保真模型与算法, 国际合作

Technical Research Report on Multi-Physics Coupling of Numerical Reactor Technology

Yuanlei He, Chuntao Tang, Shuan Xia, Jianhui Yu, Qingchen Jiang

Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai

Received: July 6, 2025; accepted: July 22, 2025; published: October 22, 2025

Abstract

This research report focuses on multi-physics coupling of numerical reactor technology, providing a comprehensive review of major project advancements in the United States, Europe, South Korea, Japan, and China. It covers key initiatives such as the U.S. I-NERI, CASL, and NEAMS programs, Europe's NURE series projects, and distinctive R&D projects in China, South Korea, and Japan. The report delves into critical technical challenges, including the deepening of multi-physics coupling mechanisms, breakthroughs in high-fidelity modeling and algorithms, the integration hurdles of

high-performance computing and data-driven approaches, and shortcomings in verification and uncertainty quantification systems. Additionally, it explores cutting-edge directions such as deep multi-physics integration and expansion, AI-driven innovation, multi-scale modeling and cross-scale simulation, and the empowerment of quantum computing. The study summarizes global development trends, noting that although Europe and the U.S. lead the field, Asian countries each possess unique strengths, with China progressing rapidly, yet they all face common challenges and are advancing toward shared frontiers. The report emphasizes the importance of international collaboration in driving technological progress and ensuring the sustainability of the nuclear energy industry.

Keywords

Numerical Reactor, Multi-Physics Coupling, High-Fidelity Modeling and Algorithm, International Collaboration

Copyright © 2025 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 前言

在核能技术发展进程中,数值反应堆技术凭借其对核反应堆内复杂物理现象的精确模拟能力,成为推动核能安全高效发展的关键力量[1]。随着社会对核能安全性、经济性与可持续性要求的持续攀升,传统分析方法的局限性日益凸显,促使各国积极投身于数值反应堆技术研发。本调研报告旨在全面梳理美国、欧洲及中国等国家在该领域的主要项目进展,深入剖析关键技术问题与前沿方向,为全球数值反应堆技术发展提供系统综述与参考。

2. 各国主要项目及技术进展

2.1. 美国 I-NERI 计划(美国 - 韩国联合数值反应堆计划)

I-NERI 计划[2] [3]作为国际核能合作的重要平台,于 2002~2013 年有力推动了美国与韩国在核领域的深度协作。在此框架下,韩国研发的 DeCART 程序[4]意义深远,其基于确定论的三维全堆中子运输模型为后续多物理耦合研究筑牢根基。DeCART/STAR-CD [5]率先实现核热耦合计算,虽受 CFD 计算成本制约未达全堆芯商业应用规模,但在技术原理验证上实现重大突破,为行业探索提供了宝贵经验。后续 DeCART/MATRA [6]成功攻克 BEAVRS 基准题全堆芯多物理耦合计算难题,DeCART/MUSAD [7]针对高温气冷堆实现关键参数不确定度量化,彰显了技术的拓展性与适应性。韩国科研团队持续创新,基于 DeCART 迭代开发的 nTRACER [8]显著改进共振与运输计算算法,McCARD [9]实现多反应堆类型的中 - 光子耦合运输及燃耗计算,并在多基准题验证与超高温实验堆模拟中表现卓越,有力提升了韩国在核能数值模拟领域的国际地位,也为全球数值反应堆技术发展注入新活力。

2.2. 美国 CASL 计划

2010 年启动的 CASL 计划[10]专注于轻水堆先进模拟技术研发,目标明确且极具系统性。其核心成果 VERA 系统[11]整合了中子学(MPACT [12]、Shift [13]、ORIGEN [14])、热工水力(CTF [15])、燃料性能(BISON [16])和水化学(MAMBA [17])等多领域专业模块,成功构建全堆芯多物理耦合分析架构,如图

1 所示,成为核反应堆模拟技术的标杆。在验证环节,VERA 历经严苛测试,涵盖在役反应堆运行数据比对、单物理现象实验验证及复杂综合场景模拟,确保模拟结果高度可靠。应用层面,VERA 在多座核电站不同工况分析中表现出色,精准模拟 Seabrook 核电厂污垢相关问题、AP1000 事故工况、Watts Bar 核电站燃料棒性能变化等,为核电站设计优化、安全运行提供关键决策依据,极大提升了美国在轻水堆模拟分析领域的技术实力与产业应用水平,引领行业技术革新与安全标准升级。

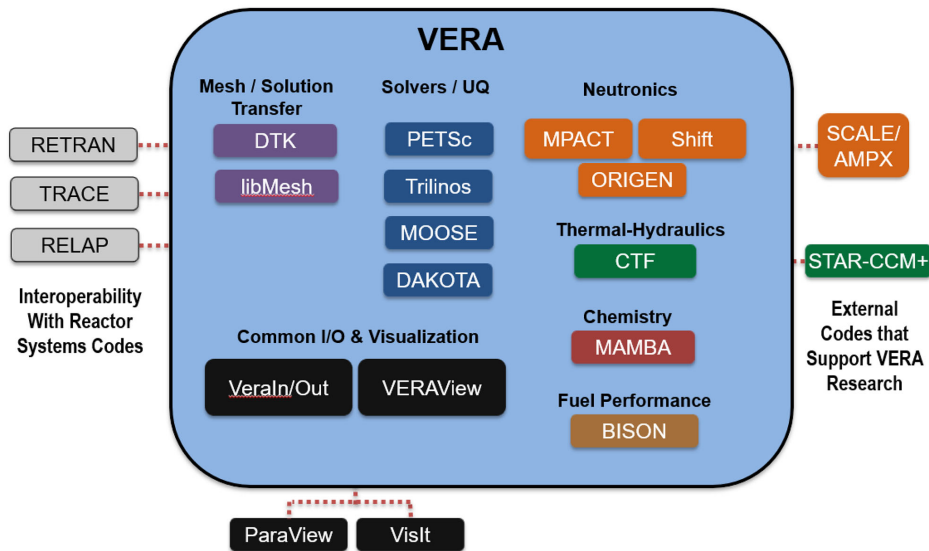


Figure 1. VERA code suite [10]

图 1. VERA 程序软件系统[10]

2.3. 美国 NEAMS 及 NEAMS Workbench 计划

NEAMS 计划[18]着眼于核能系统全生命周期设计分析需求,全力打造通用建模与仿真工具集。其中,基于 MOOSE [19]的燃料性能分析程序 BISON 和计算流体动力学软件 NEK5000 [20]等在研发进程中取得关键突破,成为多物理场模拟核心工具。NEAMS Workbench 项目[21]通过创新架构设计,有效整合 ARC、BISON、VERA 等众多程序,构建便捷统一的用户界面与操作流程,实现从模型构建、参数输入到结果可视化的高效协同 workflow,显著提升模拟效率与易用性。在 ThorCon 熔盐堆模拟项目中,集成程序协同计算结果与 OpenMC 高度吻合,充分验证了其在新型反应堆应用中的有效性与准确性,为美国核能技术多元化创新及多类型反应堆研发提供坚实软件支撑,有力推动核能领域数字化设计与分析能力迈向新高度。

2.4. 欧洲 NURE 系列项目之 NURESIM

NURESIM 项目[22] (2005~2008 年)作为欧洲核反应堆数值模拟技术发展的关键阶段,在 EUROFAST-NET 热工水力程序研究基础上实现多领域拓展。其聚焦堆芯物理、多物理场耦合、敏感性分析及不确定性分析与平台集成,致力于打造欧洲集成平台原型。通过集成先进的堆芯物理、热工水力、燃料模块,构建多尺度、多物理场仿真平台,尤其在反应堆安全提升方面实现堆芯物理与热工水力模型深度耦合。借助通用数据结构与接口设计,有效降低程序耦合难度,配合 SALOME 软件[23]提供的完善前处理、后处理及监视功能,如图 2 所示,显著提升用户体验。项目成功开发通用平台并初步集成多专业软件,为欧洲数值反应堆技术后续发展奠定坚实基础,有力促进欧洲核领域技术协同创新与资源整合。

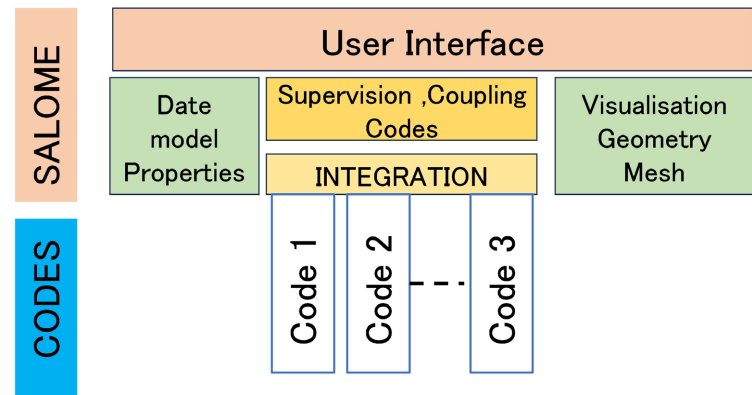


Figure 2. NURESIM platform architecture [23]
图 2. NURESIM 平台架构[23]

2.5. 欧洲 NURE 系列项目之 NURISP

承接 NURESIM 成果，NURISP 项目[24] (2009~2012 年)进一步深化平台建设。在集成新程序同时，于平台集成、模型开发、耦合技术、不确定性分析及验证环节引入创新方法。新增网络通信子项目，优化平台架构与功能。该平台主要应用于二代及三代压水堆、沸水堆、VVER 堆型，并兼顾四代堆型适用性，有效拓展了欧洲核反应堆数值模拟技术的应用范围与深度，推动欧洲核能技术在多堆型设计与安全分析领域持续进步，巩固欧洲在全球核能技术竞争中的优势地位。

2.6. 欧洲 NURE 系列项目之 NURESAFE 及 NURE-NEXT

福岛事故后应运而生的 NURESAFE 项目[25] [26] (2013 年~至今)是 NURE-NEXT 的核心部分，紧密围绕核反应堆安全仿真需求展开。基于前期平台基础，整合先进仿真工具，打造轻水堆事故分析综合平台。伴随用户群体拓展，目标升级为面向终端用户提供涵盖安全分析、运行管理与工程设计的一站式集成应用平台。在模拟 PWR 和 VVER 堆型主蒸汽管破裂、PWR 堆型冷却剂丧失事故和承压热冲击、BWR 堆型未能紧急停堆的预期瞬态及热工水力问题等关键工况时，深度耦合多物理、多尺度程序，并强化不确定性量化与敏感性分析。通过与实验及电厂数据全面比对验证，确保平台高精度、高可靠性，为欧洲核反应堆安全运行与风险防控提供关键技术支撑，引领全球核安全仿真技术发展方向。

2.7. 韩国自主研发项目

除 I-NERI 计划成果外，韩国持续加大自主研发投入。在多物理耦合算法优化领域取得显著进展，深度改进 DeCART 系列程序计算架构，显著提升其对复杂几何结构与极端物理过程处理能力，实现对高温气冷堆、压水堆等不同堆型多物理问题的高效稳定求解。同时，积极参与国际合作与学术交流，广泛吸收先进技术理念，加速本国数值反应堆技术迭代创新，持续提升国际影响力与话语权，成为全球数值反应堆技术发展的重要推动力量。

2.8. 日本相关研究项目

日本在数值反应堆技术研究上成果丰硕。于中子输运计算方面，依托先进计算科学底蕴开发高精度程序，精准模拟复杂堆芯结构中子行为，为反应堆物理设计提供核心数据支持。在材料辐照损伤研究中，融合材料科学优势，运用分子动力学等手段深入剖析材料微观结构演变与性能退化机制，并有效反馈至数值模型，显著增强模型对材料长期性能预测准确性。此外，在多物理场耦合框架构建上积极探索，成

功整合中子学、热工水力与材料性能模型，初步实现多物理场耦合计算，有力支撑本国先进反应堆研发与核设施安全评估，在全球核能技术创新版图中占据重要席位。

2.9. 中国 CAP1400 数值反应堆关键技术项目

由多单位联合攻关的 CAP1400 项目[27]在我国核能技术发展进程中意义非凡，其研发的数值反应堆系统全面涵盖反应堆物理、热工水力、燃料性能及多物理耦合等核心技术领域。图 3 为 VERA#9 问题第 1 循环径向相对棒功率分布。物理计算层面，NECP-X [28]创新实现一步法全堆芯输运计算，JMCT [29]高效完成蒙特卡罗模拟，且均通过多类型堆型严格测试验证；热工水力方面，SACOS [30]深度改进子通道模型，实现高效 pin-by-pin 分析；燃料性能领域，YUANES [31]精细化模拟燃料棒物理 - 热工 - 燃耗全过程并成功实现耦合计算。系统经全方位基准题验证与实际反应堆参数确认，在 CAP1400 反应堆启动调试、负荷跟踪及事故工况模拟中表现卓越，为 CAP1400 示范工程建设、运行维护提供关键技术保障，有力推动我国三代核电技术自主化进程，显著提升我国大型先进压水堆数值模拟技术国际竞争力与技术储备深度。

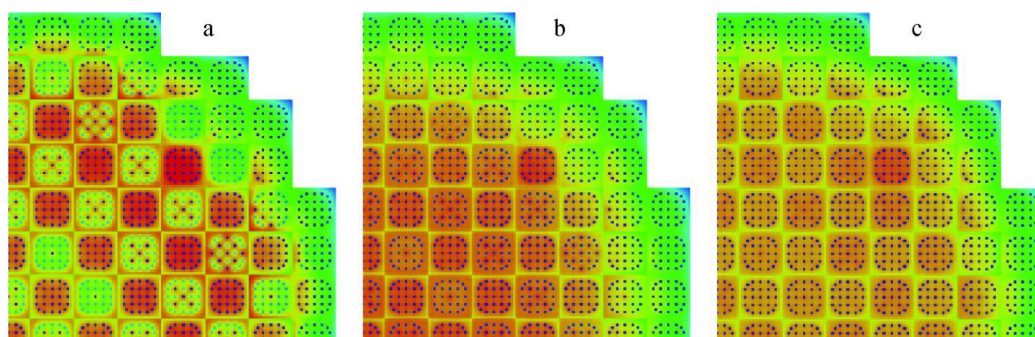


Figure 3. Relative radial power distribution of the first cycle of VERA #9 benchmark [27]: a) 0 EFPD; b) 194.3 EFPD; c) 392.3 EFPD

图 3. VERA#9 问题第 1 循环径向相对棒功率分布[27]: a) 0 EFPD; b) 194.3 EFPD; c) 392.3 EFPD

2.10. 中国数值反应堆原型系统开发及示范应用项目

此项目全力打造的 CVR1.0 系统[32]构建起完备软件体系，涵盖中子物理(ANT-MOC, ANT-RMC)、热工水力(CVR-PASA, CVR-PACA)、结构力学(HARSA)、燃料性能(ATHENA)和材料行为(MISA)等关键领域。各专业程序在多基准题验证中成绩斐然，如中子物理程序在 C5G7、VERA 基准题测试中精准达标。在应用实践中，于反应堆压力容器辐照脆化研究实现关键突破，深入剖析合金元素影响机制，成功揭示微观结构演变与性能关联奥秘。后续项目将持续拓展至全堆系统模拟范畴，全力助力我国四代快堆等先进核能系统研发进程，全方位提升我国多物理耦合数值反应堆技术综合应用能力与创新水平，为我国核能技术可持续发展筑牢根基。

2.11. 中国数字化反应堆技术研究项目

哈尔滨工程大学与中国核动力研究设计院主导的数字化反应堆研究项目[33]虽部分技术细节暂未公开，但以三维数字电厂为核心的研发愿景清晰明确。项目全力构建全流程协同设计与一体化管理体系，深度整合反应堆设计、建造、运行全生命周期数据与流程，借助数字化技术革新核电站设计效率与运行可靠性。预期成果将有力驱动我国核电站建设与运维智能化转型，显著增强我国数字化核电技术自主创新能力与国际竞争优势，为我国核电产业长远稳健发展注入强劲新动力与核心技术支撑。

3. 关键技术问题

3.1. 多物理耦合机制深化

在多物理耦合研究进程中,强辐射场下材料性能与中子输运、热工水力的耦合关系极为复杂。现有研究在构建理论模型时面临诸多困境,例如,强辐射引发材料微观结构缺陷(如空位、间隙原子等)的动态演化,这会改变材料的热导率、电导率等物理属性,进而影响中子散射截面与能量吸收特性,且这种影响在不同材料体系和辐射剂量下呈现高度非线性变化。但现有模型多基于简化假设,难以精确量化这些复杂关联,致使在模拟如核反应堆堆芯局部过热或燃料元件长期辐照等模拟结果时与实际情况存在显著偏差。

跨尺度耦合方面,从微观原子尺度到宏观反应堆系统尺度,物理现象差异巨大。微观上,原子间的量子力学相互作用决定材料的基本物理性质;宏观上,流体力学、传热学等连续介质理论主导反应堆系统的运行行为。目前,在将量子力学、分子动力学等微观模型与宏观计算流体力学(CFD)、中子扩散理论等模型衔接时,存在信息传递不畅、物理过程描述不连贯等问题。例如,在模拟燃料棒包壳材料的辐照肿胀与冷却剂流动传热的耦合过程中,微观尺度上材料原子的位移级联效应如何准确传递到宏观尺度上的包壳变形与热阻变化,尚未有完善的理论与算法。这迫切需要开发多尺度多物理统一建模方法,如基于多物理场耦合的多尺度有限元方法、分子动力学-连续介质混合方法等,优化耦合算法中的时空离散格式、迭代求解策略,以实现不同尺度物理模型的无缝融合与高效协同计算,从而精确模拟物理现象从微观起源到宏观表现的全生命周期演变,大幅提升数值反应堆模拟精度与可靠性。

3.2. 高保真模型与算法突破

现有模型在复杂几何结构与极端工况处理方面存在明显不足。在复杂几何结构方面,新型燃料组件(如具有复杂内部冷却通道结构、非均匀燃料分布的组件)和非对称堆芯结构(如某些特殊设计的小型模块化反应堆堆芯)使得传统基于规则网格或简化几何假设的模型难以准确描述中子通量分布、冷却剂流动形态和燃料温度场等物理量。例如,在具有扭曲燃料棒排列的堆芯中,传统的中子输运模型会因无法精确捕捉几何细节而产生较大误差。

极端工况下,如严重事故工况(如堆芯熔毁过程)和超高温高压环境(如先进高温气冷堆的某些运行工况),物理过程呈现强非线性、多相态、快速瞬变等特性。当前模型在处理这些情况时,往往无法全面考虑高温下材料的热物理性质突变、多相流之间的复杂相间作用以及中子输运在极端条件下的特殊行为。例如,在模拟堆芯熔毁时,熔融物的流动与凝固过程涉及复杂的热传导、对流和辐射传热,以及与结构材料的相互作用,现有模型对此的描述过于简化。

在算法层面,蒙特卡罗方法虽能精确处理复杂几何和物理过程,但计算效率低,在模拟大规模系统时,因需大量随机抽样导致计算时间过长,且收敛速度慢,难以满足工程应用对时效性的要求。确定论方法在应对复杂几何和强非均匀介质时,其基于简化近似的求解方式会导致精度损失,适应性受限。

为突破这些瓶颈,探索结合量子计算、人工智能等新兴技术的新型算法架构成为关键方向。量子计算可利用量子比特的叠加态和纠缠特性,在某些特定计算任务(如大规模矩阵运算、复杂系统的本征值求解等)上实现指数级加速,有望显著提升蒙特卡罗方法的计算效率。人工智能技术方面,机器学习算法可通过对大量实验和模拟数据的学习,挖掘物理量之间的隐藏关系,辅助构建高保真模型的经验参数或修正项,提高模型对复杂物理过程的描述能力;深度学习的神经网络架构可用于替代部分传统计算模块,实现快速的近似计算与预测,减少计算量;强化学习则可应用于优化模拟过程中的参数选择与计算路径,提高计算效率与准确性,从而满足核能技术进阶对高效精确模拟的迫切需求。

3.3. 高性能计算与数据驱动融合困境

随着数值反应堆模拟精度持续攀升, 对计算资源需求呈指数级暴增, 使得高性能计算面临前所未有的挑战。在程序并行性优化方面, 尽管当前已采用了一定程度的并行计算技术, 但在处理复杂多物理场耦合问题时, 仍存在数据通信开销大、负载不均衡等问题。例如, 在进行大规模全堆芯多物理场模拟时, 不同物理模块(如中子输运、热工水力、燃料性能等)之间的数据交换频繁, 由于各模块计算特点和时间尺度的差异, 容易导致部分计算节点闲置而部分节点计算任务积压, 严重影响整体计算效率。

异构计算效率提升也是一大难题。随着硬件技术发展, 计算系统中包含了多种不同架构的处理器(如 CPU、GPU、FPGA 等), 如何充分发挥每种处理器的优势, 并实现高效协同工作是关键。目前, 多数数值反应堆程序在异构计算环境下的移植和优化不足, 未能充分挖掘硬件潜力。例如, 在利用 GPU 加速计算时, 由于其内存架构和编程模型与 CPU 有很大差异, 一些复杂的物理算法难以高效地映射到 GPU 上执行, 导致加速效果不理想。

在适配未来量子计算架构方面, 虽然量子计算展现出巨大潜力, 但将其应用于数值反应堆领域仍处于探索阶段。量子计算的原理和算法与传统计算有本质区别, 如何将现有的核物理模型和计算方法转化为适合量子计算的形式, 以及如何解决量子计算中的噪声和纠错问题, 都是亟待解决的关键技术障碍。

与此同时, 数据驱动技术在数值反应堆中的应用虽前景广阔, 但面临诸多困境。数据质量参差不齐是首要问题, 实验数据可能受到测量误差、样本偏差等因素影响, 模拟数据则可能因模型假设和计算精度限制而存在偏差。例如, 在收集核材料辐照损伤的实验数据时, 由于实验条件的复杂性和不确定性, 不同实验室得到的数据可能存在较大差异, 这给数据驱动模型的训练和验证带来困难。模型可解释性差也是一个突出问题, 深度学习等数据驱动模型通常被视为“黑箱”模型, 其内部决策机制难以理解。在核工程领域, 对于一些关键的安全相关模拟, 需要明确模型预测结果的物理依据和可靠性。例如, 在预测反应堆堆芯燃料温度分布时, 若使用基于深度学习的模型, 则难以解释模型是如何基于输入数据得出预测结果的, 这对模型的实际应用和信任度产生了很大影响。为实现高性能计算与数据驱动技术深度融合, 需要研发新的计算架构和算法, 如针对多物理场耦合的异步并行算法、自适应异构计算调度算法等, 同时建立严格的数据质量评估和管理体系, 开发可解释性强的数据驱动模型(如基于物理知识的神经网络模型), 以有效挖掘数据价值, 构建稳健智能代理模型实现快速可靠预测, 确保数据驱动模型物理意义明晰、计算结果可信, 推动数值反应堆技术迈向新阶段。

3.4. 验证与不确定度量化体系短板

数值反应堆模拟结果的可靠性高度依赖于严格的验证与精准的不确定度量化, 但当前的验证手段相对单一, 难以满足技术发展需求。现有的验证主要基于与部分实验数据的比对和一些标准基准题的测试, 但这些实验数据往往局限于特定的反应堆类型和工况, 无法全面涵盖数值反应堆可能面临的各种复杂情况。例如, 对于新型反应堆设计(如熔盐堆、快堆等)和极端事故工况(如严重堆芯熔毁引发的复杂物理过程), 缺乏足够的实验数据来进行充分验证, 导致在这些情况下模拟结果的可靠性难以保证。

在不确定度量化方面, 输入参数的不确定度传播规律极其复杂且尚未完全明晰核反应堆系统涉及众多物理参数, 如材料的核截面数据、热物理性质参数、几何尺寸参数等, 这些参数本身存在测量误差、制造公差或理论模型不确定性。在多物理场耦合计算中, 这些不确定性会相互作用并在计算过程中传播, 影响最终模拟结果的准确性。然而, 目前的不确定度量化方法在处理这种复杂的不确定性传播过程时存在局限性。例如, 传统的蒙特卡罗抽样方法在高维参数空间下计算量巨大, 且难以准确捕捉参数之间的相关性对结果的影响; 基于灵敏度分析的方法虽然能够确定主要的敏感参数, 但对于参数之间的非线性相互作用导致的不确定性估计不足。

此外，不同国家和研究机构在验证与不确定性量化方面采用的方法和标准存在差异，缺乏国际公认的统一验证标准与完备的不确定性量化框架。这使得不同研究成果之间难以进行有效的比较和评估，阻碍了数值反应堆技术的全球交流与共享，也不利于行业整体信任度和技术水平的提升。例如，在评估一个新的数值反应堆模拟软件时，由于没有统一的标准，不同用户可能会根据自己的经验和需求采用不同的验证数据集和量化方法，得出的结论可能存在很大差异，这给软件的推广和应用带来了困难。为了构建国际公认的统一验证标准与完备不确定度量化框架，需要国际社会共同努力，整合全球范围内的实验资源和研究数据，开展多中心、多工况的验证实验，深入研究不确定性传播的物理机制和数学模型，开发高效准确的不确定性量化算法，并通过国际合作项目和学术交流活动，促进各国在验证与不确定性量化方法上的协调一致，推动数值反应堆技术的规范化发展。

4. 主要前沿方向

4.1. 多物理场深度融合与拓展

未来研究将聚焦于深化多物理场耦合深度与广度，探索多物理过程在极端条件下(如强磁场、高辐射通量梯度)的非线性相互作用机制，构建多物理统一理论模型。同时，拓展耦合物理场范围，纳入如等离子体物理、量子物理效应等新兴领域，提升数值反应堆对新型核能系统(如聚变-裂变混合堆、基于量子调控的小型反应堆)的模拟能力，为核能技术创新提供全面精确的数值模拟支撑。

4.2. 人工智能与数值反应堆融合创新

人工智能技术将深度嵌入数值反应堆研发全流程。利用机器学习算法挖掘海量数据中的隐藏物理规律，辅助高保真模型构建与参数优化；基于深度学习的智能代理模型有望实现超快速模拟预测，大幅缩短计算周期；强化学习技术可应用于反应堆运行控制策略优化，提升运行安全性与经济性。此外，开发具备物理感知的人工智能算法，增强模型可解释性，实现人工智能与物理模型有机融合，开创数值反应堆技术智能化发展新纪元。

4.3. 多尺度建模与跨尺度模拟

致力于攻克多尺度建模难题，建立从微观量子态到宏观工程结构的全尺度物理模型体系，实现跨尺度无缝衔接与信息高效传递。结合多分辨率计算方法与自适应网格技术，根据模拟需求动态调整计算精度与网格尺度，在保障计算效率的同时提升模拟准确性。应用于材料辐照损伤演变、堆芯熔毁过程等多尺度物理现象模拟，为核能系统设计、安全评估与寿命预测提供微观-宏观一体化解决方案，推动核能技术精细化发展。

4.4. 量子计算赋能数值反应堆

随着量子计算技术逐步成熟，探索其在数值反应堆中的应用成为前沿热点。利用量子计算强大的并行计算能力与独特量子算法，加速中子输运计算、复杂物理系统求解等关键计算任务，突破经典计算瓶颈。开展量子-经典混合计算架构研究，实现量子计算与传统高性能计算优势互补，为数值反应堆技术带来计算能力的革命性飞跃，开启核能数值模拟量子时代，助力解决核能领域复杂科学问题与工程挑战。

5. 总结

全球范围内，美国、欧洲凭借深厚技术积累与持续大规模投入，在数值反应堆技术多方面处于领先地位，其项目涵盖从基础理论研究到工程应用全链条，且在多物理耦合、高性能计算应用及验证体系建设等关键环节成果显著。亚洲的韩国、日本在特定技术领域(如韩国的耦合算法优化、日本的材料辐照损

伤研究)形成特色优势,有力推动了技术边界拓展。中国虽起步稍晚,但在国家战略支持下发展迅速,部分项目(如 CAP1400 相关研发)已达国际先进水平,且在多物理耦合技术、原型系统开发等方面成果突出,逐步构建起自主研发体系。然而,各国在技术发展中均面临多物理耦合机制复杂、计算效率瓶颈、验证标准缺乏统一等共性关键技术问题,同时也共同朝着多物理深度融合、人工智能与量子计算应用等前沿方向奋进。未来,国际合作与技术交流有望进一步加强,各国优势互补、协同创新,共同推动数值反应堆技术持续突破,为全球核能产业安全高效可持续发展提供坚实技术保障,引领核能技术迈入数字化、智能化新时代。

参考文献

- [1] 吴宏春,刘宙宇,周欣宇,等.数值反应堆的研究现状与发展建议[J].原子能科学技术,2022,56(2):193-212.
- [2] Marcus, G.H. (2000) Considering the Next Generation of Nuclear Power Plants. *Progress in Nuclear Energy*, **37**, 5-10. [https://doi.org/10.1016/s0149-1970\(00\)00016-0](https://doi.org/10.1016/s0149-1970(00)00016-0)
- [3] Peter, B.L. (2012) International Nuclear Energy Research Initiative: Fiscal Year 2012 Annual Report. Department of Energy Office of Nuclear Energy.
- [4] Joo, H.G., Cho, J.Y., Kim, K.S., et al. (2004) Methods and Performance of a Three-Dimensional Whole-Core Transport Code DECART. *PHYSOR 2004—The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments*, Chicago, 25-29 April 2004, 21-34.
- [5] Cho, J.Y., Han, T.Y., Park, H.J., Hong, S.G. and Lee, H.C. (2019) Improvement and Verification of the DECART Code for HTGR Core Physics Analysis. *Nuclear Engineering and Technology*, **51**, 13-30. <https://doi.org/10.1016/j.net.2018.09.004>
- [6] Park, H.J., Kim, S.J., Kwon, H. and Cho, J.Y. (2020) BEAVRS Benchmark Analyses by DECART Stand-Alone Calculations and Comparison with DECART/MATRA Multi-Physics Coupling Calculations. *Nuclear Engineering and Technology*, **52**, 1896-1906. <https://doi.org/10.1016/j.net.2020.02.015>
- [7] Han, T.Y., Lee, H.C., Cho, J.Y. and Jo, C.K. (2020) Improvement and Application of DECART/MUSAD for Uncertainty Analysis of HTGR Neutronic Parameters. *Nuclear Engineering and Technology*, **52**, 461-468. <https://doi.org/10.1016/j.net.2019.08.006>
- [8] Jung, Y.S., Shim, C.B., Lim, C.H. and Joo, H.G. (2013) Practical Numerical Reactor Employing Direct Whole Core Neutron Transport and Subchannel Thermal/Hydraulic Solvers. *Annals of Nuclear Energy*, **62**, 357-374. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.06.031>
- [9] Jang, J., Lee, H. and Lee, H.C. (2018) Criticality Benchmark of Mccard Monte Carlo Code for Light-Water-Reactor Fuel in Transportation and Storage Packages. *Nuclear Engineering and Technology*, **50**, 1024-1036. <https://doi.org/10.1016/j.net.2018.05.010>
- [10] CASL (2020) Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactors, CASL Phase II Summary Report. ANS.
- [11] Turner, J.A., Clarno, K., Sieger, M., Bartlett, R., Collins, B., Pawlowski, R., et al. (2016) The Virtual Environment for Reactor Applications (VERA): Design and Architecture. *Journal of Computational Physics*, **326**, 544-568. <https://doi.org/10.1016/j.jcp.2016.09.003>
- [12] US Department of Energy (2016) MPACT Theory Manual, Version 2.2.0. <https://info.ornl.gov/sites/publications/files/Pub69725.pdf>
- [13] Pandya, T., Johnson, S., Davidson, G., et al. (2015) SHIFT: A Massively Parallel Monte Carlo Radiation Transport Package. *Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications + Monte Carlo (SNA + MC)*, Nashville, 19-23 April 2015.
- [14] Gauld, I.C., Radulescu, G., Ilas, G., Murphy, B.D., Williams, M.L. and Wiarda, D. (2011) Isotopic Depletion and Decay Methods and Analysis Capabilities in Scale. *Nuclear Technology*, **174**, 169-195. <https://doi.org/10.13182/nt11-3>
- [15] Avramova, M.N. and Salko, R.K. (2016) CTF Theory Manual. The Pennsylvania State University.
- [16] Hales, J.D., Williamson, R.L., Novascione, S.R., Pastore G., Spencer, B.W., Stafford, D.S., et al. (2016) BISON Theory Manual: The Equations Behind Nuclear Fuel Analysis. Idaho National Laboratory.
- [17] Kendrick, B. (2016) Mamba Theory Manual. Los Alamos National Laboratory.
- [18] Lefebvre, R.A., Langley, B.R., Miller, P., et al. (2020) NEAMS Workbench Status and Capabilities. ORNL.
- [19] Tonks, M.R., Gaston, D., Millett, P.C., Andrs, D. and Talbot, P. (2012) An Object-Oriented Finite Element Framework for Multiphysics Phase Field Simulations. *Computational Materials Science*, **51**, 20-29.

- <https://doi.org/10.1016/j.commatsci.2011.07.028>
- [20] Delchini, M.O., Langley, B.R., Lefebvre, R.A., *et al.* (2018) Integration of the NEK5000 Computational Fluid Dynamics Code to the NEAMS Workbench. Oak Ridge National Laboratory.
- [21] Stauff, N. (2019) Status of the NEAMS and ARC Neutronic Fast Reactor Tools Integration to the NEAMS Workbench. Argonne National Laboratory.
- [22] Chauliac, C., Aragonés, J., Bestion, D., Cacuci, D.G., Crouzet, N., Weiss, F., *et al.* (2011) NURESIM—A European Simulation Platform for Nuclear Reactor Safety: Multi-Scale and Multi-Physics Calculations, Sensitivity and Uncertainty Analysis. *Nuclear Engineering and Design*, **241**, 3416-3426. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2010.09.040>
- [23] CEA, EDF R&D and Open CASCADE (2019) SALOME Platform. <https://www.salome-platform.org/>
- [24] Chanaron, B., Ahnert, C., Bestion, D., *et al.* (2010) The European Project NURISP for Nuclear Reactor Simulation. *Transactions of the American Nuclear Society*, **103**, 617-672.
- [25] Chanaron, B., Ahnert, C., Crouzet, N., Sanchez, V., Kolev, N., Marchand, O., *et al.* (2015) Advanced Multi-Physics Simulation for Reactor Safety in the Framework of the NURESAFE Project. *Annals of Nuclear Energy*, **84**, 166-177. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.12.013>
- [26] Chanaron, B. (2017) Overview of the NURESAFE European Project. *Nuclear Engineering and Design*, **321**, 1-7. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.09.001>
- [27] 曹良志, 邓力, 杨波, 等. CAP1400 数值反应堆系统关键技术研究及示范应用[J]. 原子能科学技术, 2022, 56(2): 213-225.
- [28] Chen, J., Liu, Z., Zhao, C., He, Q., Zu, T., Cao, L., *et al.* (2018) A New High-Fidelity Neutronics Code NECP-X. *Annals of Nuclear Energy*, **116**, 417-428. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.02.049>
- [29] Deng, L., Ye, T., Li, G., *et al.* (2014) 3-D Monte Carlo Neutron-Photon Transport Code JMCT and Its Algorithms., *Proceedings of the International Conference on Physics of Reactors (PHYSOR2014)*, Kyoto, 28 September-3 October 2014.
- [30] Gui, M., Tian, W., Wu, D., Chen, R., Wang, M. and Su, G.H. (2021) Parallelization and Application of SACOS for Whole Core Thermal-Hydraulic Analysis. *Nuclear Engineering and Technology*, **53**, 3902-3909. <https://doi.org/10.1016/j.net.2021.06.029>
- [31] 费敬然, 司胜义, 陈其昌. 燃料棒多物理数值模型研究与程序开发[J]. 核动力工程, 2016, 37(2): 7-12.
- [32] 杨文, 胡长军, 刘天才, 等. 数值反应堆及 CVR1.0 研究进展[J]. 原子能科学技术, 2019, 53(10): 1821-1832.
- [33] 李庆, 宫兆虎, 方浩宇, 等. 作为研究设计工具的数字化反应堆[J]. 南华大学学报(自然科学版), 2018, 32(3): 8-12.