

# 液态金属快堆分析方法与自主化软件 的研发与验证

吴宏春<sup>1</sup>, 郑友琦<sup>1,\*</sup>, 曹良志<sup>1</sup>, 杜夏楠<sup>1</sup>, 王学松<sup>2</sup>, 祖铁军<sup>1</sup>, 刘宙宇<sup>1</sup>, 贺清明<sup>1</sup>,  
陈荣华<sup>1</sup>, 葛莉<sup>1</sup>, 杨睿<sup>2</sup>, 高鑫钊<sup>2</sup>, 王事喜<sup>2</sup>, 阿热爱<sup>2</sup>

(1. 西安交通大学核科学与技术学院, 陕西 西安 710049; 2. 中国原子能科学研究院, 北京 102413)

**摘要:** 液态金属冷却快中子核反应堆(简称液态金属快堆)是我国核能发展“三步走”战略中承上启下的关键环节。高精度的液态金属快堆数值分析软件是提升我国快堆研发水平的基础。现阶段,我国仍沿用20世纪80、90年代以来通过消化、吸收形成的数值分析方法与计算软件,面临着计算模型近似大、适用范围窄等技术问题,亟待理论上的突破和新一代高性能数值分析软件的研发。为此,本文针对液态金属快堆研发的关键环节,提出了一套高精度数值模拟计算的方法模型,并研发了完全自主知识产权的计算软件系统。通过中国实验快堆测量数据以及设计参数对比分析,验证了模型的正确性和计算软件的先进性。

**关键词:** 液态金属快堆; 软件开发; 堆芯物理分析; 热工水力; 系统分析

中图分类号: TL32 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931(2025)04-0824-14

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0609

## Research on High-precision Numerical Analysis Method of Liquid-metal Fast Reactor and Key Software Development

WU Hongchun<sup>1</sup>, ZHENG Youqi<sup>1,\*</sup>, CAO Liangzhi<sup>1</sup>, DU Xianan<sup>1</sup>, WANG Xuesong<sup>2</sup>,  
ZU Tiejun<sup>1</sup>, LIU Zhouyu<sup>1</sup>, HE Qingming<sup>1</sup>, CHEN Ronghua<sup>1</sup>, GE Li<sup>1</sup>,  
YANG Rui<sup>2</sup>, GAO Xinzhaohao<sup>2</sup>, WANG Shixi<sup>2</sup>, A Reai<sup>2</sup>

(1. School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China;

2. China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

**Abstract:** Liquid-metal fast reactor is a key link between the preceding and the next in the “three steps” strategy of nuclear energy development in China. High-precision numerical analysis software of liquid-metal fast reactor is the basis for improving the research and development level of fast reactor in China. At present, the industry departments still use the numerical analysis methods and computing software formed through the digestion of imported software since the 1980s and 1990s, and face the technical problems such as large model approximation and narrow application range, and it is urgent for theoretical breakthrough and the research and development of a new generation of high-performance numerical analysis software. This paper focused on the physical characteristics and numerical analysis

收稿日期: 2024-08-13; 修回日期: 2024-10-13

基金项目: 核能开发项目

\* 通信作者: 郑友琦

needs of liquid-metal fast reactor, focusing on six aspects: nuclear data processing, nuclear reactor physics, thermal hydraulics, system safety analysis, fuel performance analysis, and radiation shielding analysis. It proposed a set of numerical analysis methods for liquid-metal fast reactor with advanced theoretical models, high computational accuracy, and strong adaptability to reactor types. With the support of national projects, a fully independent code system, named LoongSystem, was developed. To validate the LoongSystem, the physical experiments and operational measurement data based on China Experimental Fast Reactor (CEFR) were utilized to verify the proposed theoretical model and the developed code system. The results indicate that the maximum error in critical calculations for the CEFR startup physical experiments is 321 pcm, and the maximum relative error in control rod value is 11.60%. The trends in the thermal hydraulics and system safety analysis calculations of the reactor core are consistent with the experimental measurement results, with relative deviations of key parameters such as outlet temperature being less than 2%. The aforementioned results indicate that the newly proposed model and the developed computational software exhibit excellent computational accuracy. The findings suggest that employing advanced numerical simulation algorithms can circumvent the inherent shortcomings of existing methods and software in terms of theoretical models, addressing the issue of computational accuracy that fails to meet engineering requirements due to model defects. Consequently, these algorithms demonstrate superior versatility and scalability, providing instrumental support for the research and development of China's new generation of liquid-metal fast reactor.

**Key words:** liquid-metal fast reactor; software development; reactor core physics analysis; thermal-hydraulics; reactor system analysis

相比传统压水反应堆, 液态金属冷却快中子核反应堆(简称液态金属快堆)功率密度高、增殖性能好, 在核燃料增殖、嬗变以及核安全方面具有显著的技术优势。目前, 我国已经确立了“压水堆-快堆-聚变堆”三步走的核能发展战略, 液态金属快堆在这一战略路线中起着承上启下的关键作用。

液态金属快堆采用液态的金属钠、铅或铅铋合金等导出堆芯裂变产生的热量, 堆芯中子平均能量比压水堆高约 100 万倍, 堆芯中子学、热工水力学以及燃料特性都与压水堆存在显著差异, 导致其燃料计算、堆芯物理计算、热工水力计算以及系统分析计算必须采用一系列特有的数学物理模型和方法, 开发针对性的数值分析软件。

为解决液态金属快堆高精度数值模拟问题, 美、俄、法等发达国家开展了长达数十年的持续研究, 形成了以 ETOE/MC2/DIF3D<sup>[1-2]</sup>、CONSYST/MMKENO<sup>[3-4]</sup>、ECCO/ERABOS<sup>[5-6]</sup> 等为代表的快堆物理计算, COBRA-LM<sup>[7]</sup>、MATRA-LMR<sup>[8]</sup> 等为代表的热工水力计算和以 SAS4A/SASSYS-1<sup>[9]</sup>、

DINROS<sup>[10]</sup> 等为代表的系统计算软件, 支撑了各国在快堆研发上数十年的技术领先地位。

我国从 20 世纪 80 年代开始开展钠冷快堆研究, 已经成功实现了从实验快堆到示范快堆的跨越, 在工程建设、系统运行等方面取得了巨大的进步。但是在数值分析软件方面, 与国外发达国家相比仍然存在较大差距。

一方面, 我国现有快堆用软件多是在国外 20 世纪 80 年代软件基础上消化吸收而来, 技术水平与现有国外水平存在代差。以物理计算为例, 目前国内软件仍基于中子扩散理论, 该方法对于强各向异性的快中子模拟存在固有缺陷, 导致堆芯  $k_{\text{eff}}$  计算的低估和控制棒价值的高估。为满足工程设计精度要求, 不得不采用 1:1 实验或采用更高阶算法计算修正系数的方式进行结果调整, 大大限制了程序对不同堆芯的可拓展性。在热工计算方面, 现有软件在池式堆热分层、燃料组件盒间流等复杂的物理效应中模型近似较大, 导致计算结果的误差大, 不得不增加计算结果的保守度, 为了确保安全最终牺牲了新堆的经济性等技

术指标。另一方面,在液态金属快堆关键技术领域,国内仍面临严格的技术封锁。国外新一代的分析软件绝大部分被列入了技术禁运的清单,而国内在用的部分关键软件也已无法升级甚至无法继续使用。这一现状使得我国在一体化快堆、铅冷快堆等新堆研发中面临着软件不适用、V&V不充分等“卡脖子”问题。因此,针对国家快堆发展的重大需求,研发自主可控、性能先进的液态金属快堆数值分析软件具有重大的意义和价值。

本文针对液态金属快堆的物理特点以及数值分析需求,聚焦核数据处理、核反应堆物理、热工水力、系统分析、燃料性能分析和辐射屏蔽分析6个方面,提出一套理论模型先进、计算精度高、堆型适应性强的液态金属快堆数值分析方法。在国家项目支持下,研发完全自主化的龙码软件系统(LoongSystem),并基于中国实验快堆(CEFR)的启动物理试验和运行数据,对该软件进行系统性的验证。

## 1 液态金属快堆的分析方法与模型

### 1.1 快堆软件系统的总体设计

液态金属快堆数值计算涉及数十个专业领域和几十种不同类型的计算分析软件,其中最为基础和关键的是与反应堆安全直接相关的计算软件,包括堆芯物理计算软件、堆芯热工水力计算软件以及系统安全分析软件,其同时也是反应堆安全审评最关注的A类软件。为支撑上述软件运行和形成基本完整的反应堆设计文件,用户核数据库制作软件、燃料棒性能软件以及屏蔽计算软件同样是计算系统中不可或缺的部分。基于对软件重要性的梳理,本文提出首先开发针对液态金属快堆的6个关键分析软件,形成具有完全自主知识产权的软件体系,并命名为龙码软件系统,以服务我国新型液态金属快堆的研发。软件系统的总体设计和支撑关系如图1所示。本文将就其中涉及的6项核心软件的主要数学物理方法和技术创新进行论述。

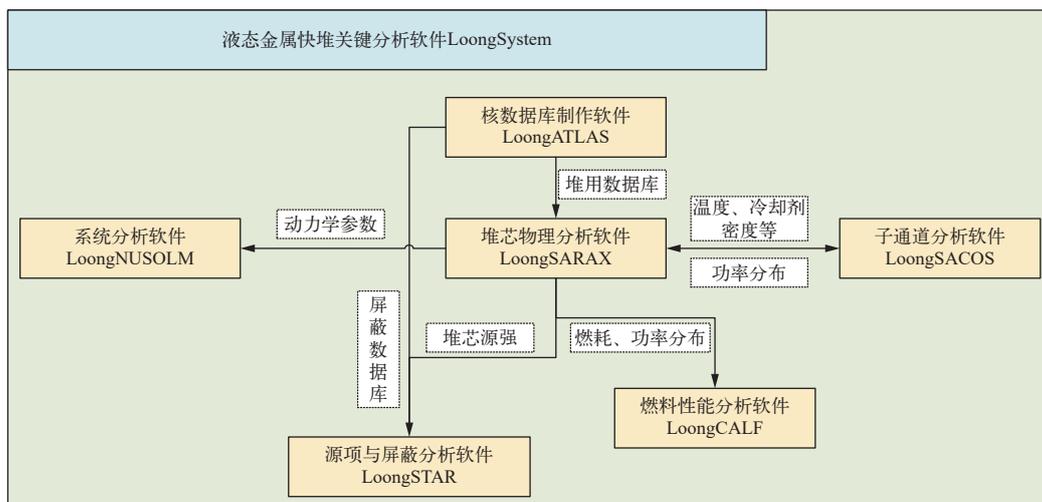


图1 液态金属快堆关键软件支撑关系

Fig. 1 Key software support relationship of liquid-metal fast reactor

### 1.2 液态金属快堆的堆用核数据库产生方法

堆用核数据库制作是将经过评价的测量核数据库转化为可用于反应堆物理计算所需形式的数据库文件,其是反应堆堆芯物理计算的前提条件。在液态金属快堆中,不可分辨共振区占比大,不可分辨共振处理的精度直接决定堆芯多普勒系数等关键安全参数的计算精度。在不可分辨共振区,由于共振峰极其密集,超出实验测量设备的分

辨率,导致无法确定此区域共振峰位置及共振峰宽度等参数,评价核数据库只提供了少量能量点附近的平均共振参数及其概率分布函数<sup>[1]</sup>,必须依靠数学模型进行重构。

国外目前主流用户核数据库制作软件都是在评价核数据库给出平均共振参数的能量点处,利用平均共振参数计算概率表和共振积分表,通过线性插值方法获得其他能量处的数据。由于评价

核数据库中不可分辨共振区给出的能量点非常稀疏,例如美国发布的 ENDF/B-VIII.0 评价核数据库中 $^{238}\text{U}$ 不可分辨共振区( $2.0 \times 10^4 \sim 1.49 \times 10^5$  eV),仅给出 83 个能量点的平均共振参数,在稀疏的能量网格下插值获得其他能量的数据,将会导致较大的计算误差。为此,本文提出一种基于平均共振参数构造不可分辨共振区连续能量共振截面的新方法。

在评价核数据库中,针对每一组中子轨道角动量  $l$  和中子与靶核总角动量  $J$ , 会给出 1 组平均共振参数及其概率分布,包括共振能级间距及共振宽度。根据每一个  $(l, J)$  对下的共振参数,从不可分辨共振区的能量下界开始,对能级间距进行抽样得到下一个共振峰的位置,在新的共振峰位置处再对此处的能级间距抽样得到下一个共振峰位置,重复这样的操作直至能量达到不可分辨共振区的能量上界为止。共振峰位置抽样过程如式 (1) 所示:

$$E_i = \begin{cases} e_l + R_w \bar{D}, & i = 1 \\ E_{i-1} + R_w \bar{D}, & i = 2, 3, \dots \end{cases} \quad (1)$$

式中:  $E_i$  为第  $i$  个共振峰位置处的能量;  $e_l$  为不可分辨共振区能量下界;  $\bar{D}$  为评价核数据库给出的平均能级间距;  $R_w$  为维格纳分布的随机数,评价核数据库规定能级间距满足维格纳分布。

在以上共振峰位置处,对各反应道的共振宽度进行抽样,获得共振峰处各反应道的共振宽度。评价核数据库规定共振宽度服从  $\chi^2$  分布,可根据评价核数据库给出的  $\chi^2$  分布自由度产生  $\chi^2$  随机数,进而计算获得共振宽度:

$$\Gamma_{x,i} = \frac{R_{\chi^2}(k)}{k} \bar{\Gamma}_{x,i} \quad (2)$$

式中:  $\Gamma_{x,i}$  为  $x$  反应道在  $i$  共振峰处的实际共振宽度;  $x$  为弹性散射、辐射俘获、裂变或竞争反应道;  $\bar{\Gamma}_{x,i}$  为评价核数据库给出的平均共振宽度;  $R_{\chi^2}$  为  $\chi^2$  分布随机数;  $k$  为  $\chi^2$  分布自由度。

由于评价核数据库规定不可分辨共振区的共振公式为单能级布赖特-维格纳公式,因此,获得一个  $(l, J)$  内的不可分辨共振峰能量及其对应的各反应道的共振宽度后,即可利用  $\psi$ - $\chi$  方法<sup>[12-13]</sup> 计算考虑温度效应的连续能量截面。截面的计算公式为:

$$\sigma_n = \sum_l \frac{4\pi}{k^2} (2l+1) \sin^2 \theta_l + \sum_{l,j} \sum_r \sigma_{mr} \left\{ \left[ \cos 2\phi_l - \left( 1 - \frac{\Gamma_{nr}}{\Gamma_r} \right) \right] \psi(\theta, x) + \sin 2\phi_l \chi(\theta, x) \right\} \quad (3)$$

式中:  $r$  为共振峰的数目;  $\sigma_{mr}$ 、 $\Gamma_{nr}$  和  $\Gamma_r$  分别为某个共振峰的峰值截面、弹性散射宽度和总宽度;  $\psi$  和  $\chi$  分别为复误差函数的实部和虚部;  $\sigma_n$  为散射截面;  $\phi_l$  为硬球相移因子。

基于上述模型,可以获得高精度的不可分辨共振区截面数据。在此基础上,结合传统方法处理其他能量区间的核数据,进而获得本文使用的液态金属快堆专用核数据库。

### 1.3 液态金属快堆的堆芯物理分析方法

堆芯物理分析软件是反应堆堆芯计算的主体,用于给出核反应堆的全部核参数,包括反应堆的临界参数、功率分布、燃耗以及反应性和动力学参数等。图 2 给出了堆芯物理计算的基本过程。在获得堆用核数据库的基础上,将首先基于各组件几何及材料信息,开展组件共振计算,以获得堆用少群数据库;随后,根据堆芯几何参数,建立三维堆芯模型,采用三维中子输运方法对堆芯内的中子通量密度分布进行求解,并在此基础上实现临界计算、燃耗计算、反应性效应计算等功能,从而完成堆芯核参数的计算。堆芯物理计算需要基于堆用少群截面参数,因此需要将制作的专用核数据库经过具体非均匀问题的共振计算转化为堆用少群截面库。由于快堆中中子平均能量高,在高中子环境下,存在现有核电厂计算软件中无法考虑的大量中等质量核素的复杂共振弹性散射和共振干涉效应,利用传统等价理论会导致显著的计算误差<sup>[14]</sup>。这一物理过程的处理方法也是国外先进快堆物理分析软件的核心技术。

本文提出一种基于点截面的分段超细群共振计算方法,其计算思想如图 3 所示。通过耦合不可分辨共振区的改进 Bondarenko 方法、中等能量区间基于点截面的慢化方程显式求解(即 Hyperfine 方法)以及在其他能量区间的传统超细群方法,进而获得在多核素强干涉和复杂共振弹性散射条件下高精度、超精细的并群能谱。

对于超精细的能谱压缩中产生的不守恒问题,本文提出了采用了超细群-少群等效的能量超级均匀化(SPH)方法。在获得少群截面的基础

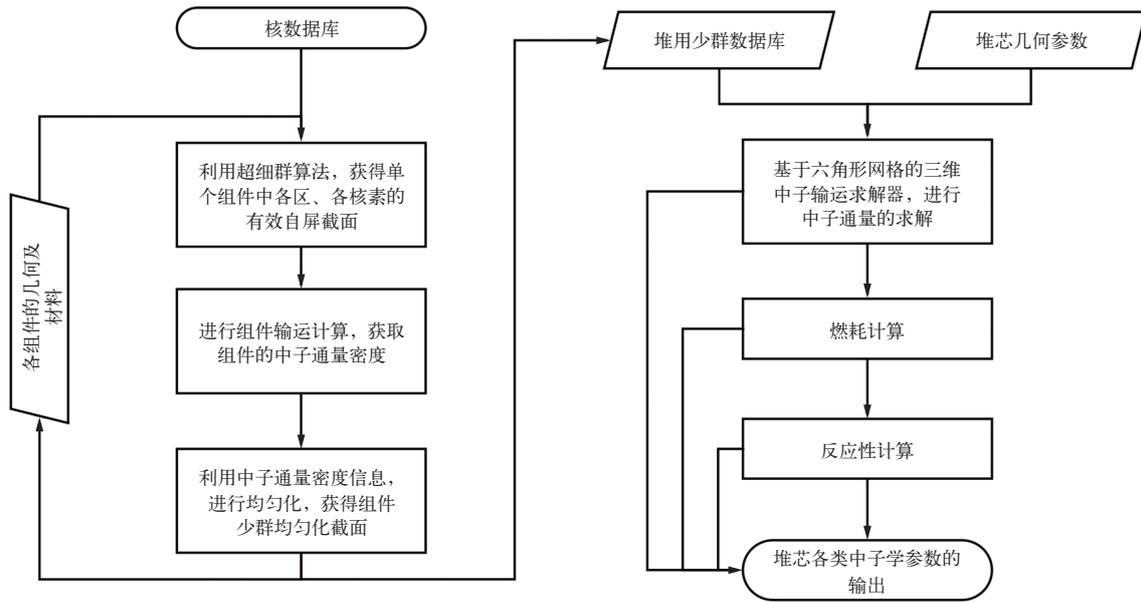


图2 堆芯物理计算流程

Fig. 2 Core physics calculation process

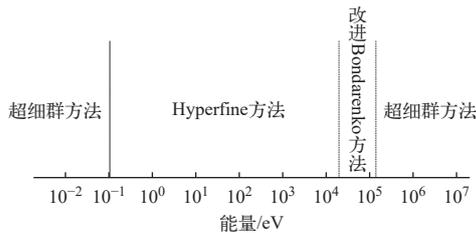


图3 能量分段共振自屏计算方法

Fig. 3 Energy segmented resonance self-shielding calculation method

上,进行堆芯三维中子通量密度的计算。现有核电厂一般基于少群扩散理论,该方法对于堆芯基本各向同性的压水堆具有很高的计算精度,但对于呈现强各向异性的快中子反应堆,会显著高估堆芯的中子泄漏,进而造成临界预测的显著偏低<sup>[15]</sup>。为此,本文采用一种高效率的三维中子运输节块方法,即将中子输运理论与粗网节块方法相结合,采用横向积分技术和低阶函数逼近的方法,在保证中子通量密度计算精度的基础上,获得高的计算效率<sup>[16-17]</sup>。基于三维中子通量密度分布,可以采用传统反应堆堆芯物理计算方法和模型,获得如功率分布、燃耗分布、控制棒价值、反应性系数和动力学参数等核参数。

#### 1.4 液态金属的子通道分析方法

子通道分析方法是反应堆热工分析中用于细致计算燃料组件内冷却剂流动和传热特性的数值方法,通过将燃料组件分解为多个子通道以模拟

局部热工水力行为。相比现有核电厂反应堆,金属快堆内核燃料组件采用闭式组件,组件内燃料棒由绕丝定位,且液态金属冷却剂本身具有良好的导热能力。因此,基于传统开放组件和忽略冷却剂本身导热的子通道分析方法无法适用。

针对上述特点,本文建立了针对液态金属快堆的子通道质量方程、能量方程、轴向和横向动量方程,辅以湍流交混模型、物性模型、流动换热模型、绕丝模型和盒间流模型,以完成守恒方程的封闭。基于 SIMPLE 算法求解离散方程,能够实现全堆芯 pin-by-pin 尺度的精细化建模计算,具备堆芯三维瞬态和稳态工况下流场、温度场和压力场等热工参数的计算能力。

液态金属沸点高,导热性能好,正常运行时不会出现沸腾现象,因此仅建立纯液相控制方程,但需在能量守恒方程中额外考虑冷却剂的轴向和径向导热,采用式(4)计算:

$$Q_{\text{tra.con}} = \sum_{j=1}^N G_D \frac{s_{ij}}{l_{ij}} \lambda (T_i - T_j) \quad (4)$$

$$Q_{\text{axi.con}} = -\frac{\lambda_{i,l-1} + \lambda_{i,l}}{2} \cdot \frac{A_{i,l-1} + A_{i,l}}{2} \cdot \frac{T_{i,l} - T_{i,l-1}}{\Delta z^2} - \frac{\lambda_{i,l+1} + \lambda_{i,l}}{2} \cdot \frac{A_{i,l+1} + A_{i,l}}{2} \cdot \frac{T_{i,l} - T_{i,l+1}}{\Delta z^2} \quad (5)$$

式中: $\lambda$ 、 $A$ 、 $T$ 分别为导热率、流通面积和温度;下标 $i$ 、 $j$ 为子通道编号, $l$ 为轴向控制体序号; $s_{ij}$ 、 $l_{ij}$ 分别为 $i$ 、 $j$ 子通道间的间隙宽度和湍流长度;

$G_D$  为三角形排布的棒束横向导热修正因子;  $Q_{tra\_con}$  为径向导热热量;  $Q_{axi\_con}$  为轴向导热热量;  $N$  为节点数目;  $\Delta z$  为轴向网格尺寸。

液态金属快堆堆芯热工安全分析的重点关注对象为包壳峰值温度和燃料峰值温度, 因此本文对燃料棒在周向和径向上进行精细化的控制体划分, 并在导热方程中加入了周向和轴向上的热传导项, 能够有效避免仅考虑径向导热而无法获得燃料棒功率分布不均时的准确温度分布的问题。

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( \lambda r \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial \varphi} \left( \lambda \frac{\partial T}{\partial \varphi} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left( \lambda \frac{\partial T}{\partial z} \right) + q_v = \rho c_p \frac{\partial T}{\partial t} \quad (6)$$

式中:  $r$  为径向网格;  $\varphi$  为周向网格;  $z$  为轴向网格;  $q_v$  为热源;  $\rho$  为密度;  $t$  为时间;  $c_p$  为比定压热容。

在子通道分析方法中, 对相邻子通道间的冷却剂横向质量、动量和能量交换的准确模拟也是子通道分析的关键之一。本文将定位件的影响叠加在湍流交混效应中考虑。而湍流交混本质上是子通道间流体脉动时自然涡团扩散引起的非定向交混, 计算如下:

$$w'_{ij} = \beta s_k \overline{G_k} \quad (7)$$

式中:  $\beta$  为湍流交混系数, 可采用 Rogers-Tahir 公式<sup>[18]</sup> 进行计算;  $w'_{ij}$  为湍流交混率;  $\overline{G_k}$  为子通道的轴向平均质量流速;  $s_k$  为子通道的间隙长度。

此外, 在对流换热模型和流动阻力模型方面, 本文基于公开渠道获取的流动换热实验数据和带绕丝的流动实验数据, 与现有的主流经验模型进行对比, 最终选择了适用范围较广、整体精度较高的流动换热模型 Mikityuk<sup>[19]</sup> 和绕丝阻力系数模型 UCTD<sup>[20]</sup>。

### 1.5 池式快堆的系统分析方法

系统分析是基于反应堆和系统设计, 通过瞬态计算评价在各类运行瞬态和事故工况下反应堆安全参数是否满足设计要求的关键环节。目前主流的液态金属快堆均采用池式结构, 这使得液态金属快堆的系统布置与传统基于回路式设计的核电厂反应堆存在显著差异。本文针对池式系统, 建立了液态金属快堆的系统分析方法。该方法基于一维加三维均相流模型, 采用半隐算法 CACE 进行求解, 能够实现不同池式液态金属快堆内载热剂温度场、流场稳态和瞬态变化以及事故工况

下响应的模拟。以一维流动普通管道为例, 结合均匀流模型<sup>[21]</sup> 三大基本方程, 建立本文所采用的水力学模型基本方程。

#### 1) 质量守恒方程

$$A_j \frac{\partial \rho_{m,j}}{\partial t} + \sum_{i=1}^n \frac{\partial \rho_{m,i} v_{m,i} A_i}{\partial z} = 0 \quad (8)$$

式中:  $v$  为流速; 下标  $m$  代表两相均匀混合参数。

式(8)等号左侧第1项为质量随时间变化项, 第2项为质量对流项。

对于快堆水/汽回路系统, 流体工质存在单相到两相的相变转换, 此时  $\rho_m$  为均匀流的两相混合密度, 可表示为:

$$\rho_m = \alpha \rho_g + (1 - \alpha) \rho_l \quad (9)$$

式中:  $\rho_g$  为汽相密度,  $\text{kg/m}^3$ ;  $\rho_l$  为液相密度,  $\text{kg/m}^3$ ;  $\alpha$  为空泡份额。

#### 2) 动量守恒方程

$$\rho_m \frac{\partial v_m}{\partial t} + \rho_m v_m \frac{\partial v_m}{\partial z} = - \frac{\partial p}{\partial z} - \rho_m g \sin \theta - F_w - F_{local} \quad (10)$$

式中:  $F_w$  为沿程阻力项,  $\text{Pa/m}$ ;  $F_{local}$  为局部阻力项,  $\text{Pa/m}$ ;  $p$  为压力;  $g$  为重力加速度;  $\theta$  为倾斜角。

式(10)等号左侧依次为时间变化项和对流项; 等号右侧依次为压降项、重力项、沿程阻力项和局部阻力项。

#### 3) 能量守恒方程

$$A_j \frac{\partial \rho_{m,j} h_{m,j}}{\partial t} + \sum_{i=1}^n \frac{\partial \rho_{m,i} v_{m,i} h_{m,i} A_i}{\partial z} = A_j \left( q + \frac{\partial p}{\partial t} + v_m \frac{\partial p}{\partial z} + v_m F_w \right) \quad (11)$$

式中:  $h_{m,j}$  为焓值;  $q$  为热源。

式(11)等号左侧依次为能量随时间的变化项和能量对流项; 等号右侧分别为热源项、压力相关项和能量耗散项。

本文采用交错网格的方式<sup>[22]</sup> 对水力学部件进行网格划分, 即使用相互交错的两套网格系统来描述水力学部件。第1套网格为标量网格, 流动工质的压力、密度、焓值、含汽率等标量信息定义在此类网格中; 第2套网格为矢量网格, 主要用于流体速度的定义。

图4示出具体交错网格的划分示意图, 其中黑色实线表示标量网格(即控制体), 存储压力、密度、焓值等标量信息, 虚线表示矢量网格(即接

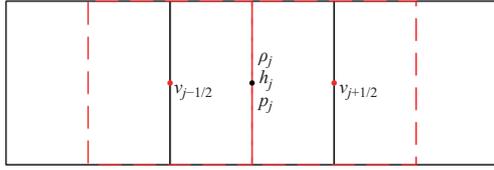


图4 交错网格中变量定义位置  
Fig. 4 Position of variable definition in staggered grid

管), 存储速度。

基于区域离散之后的网格可对前文所建立的偏微分形式守恒方程进行空间离散, 本文采用有限差分法进行守恒方程离散, 为保证方程数值求解的稳定性, 采用半隐算法 CACE 进行求解。

### 1.6 快堆燃料棒的燃料性能分析方法

燃料性能计算软件是反应堆燃料元件分析的基础。液态金属快堆燃料功率密度高、裂变气体释放和中子辐照相比现有压水堆均存在显著差异。本文基于有限元方法和 JFNK 算法, 求解液态金属快堆燃料的热-力耦合方程, 建立了针对燃料和包壳的热学和力学计算、间隙传热计算和流体换热模型, 覆盖了当前我国液态金属快堆设计中选用的二氧化铀燃料、MOX 燃料, 15-15Ti 包壳、HT9 包壳等主要燃料和材料类型。这里以 MOX 燃料和 15-15Ti 包壳为例, 对其主要的数学物理模型进行介绍。

**1.6.1 MOX 燃料计算模型** MOX 燃料的材料行为和物性模型包括热导率、热膨胀、重定位、重结构、肿胀、密实化、蠕变、裂变气体行为、晶粒生长模型、裂变气体释放模型、杨氏模量和泊松比模型、破裂和塑性变形模型等<sup>[23]</sup>, 其中关键模型如下。

#### 1) 材料肿胀

MOX 的气体肿胀由下式计算:

$$S_g = S_{int} + S_f + S_e \quad (12)$$

式中:  $S_g$  为气体肿胀体应变;  $S_{int}$  为晶内气体肿胀体应变;  $S_f$  为晶面气体肿胀体应变;  $S_e$  为晶棱气体肿胀体应变。

固体肿胀分为两部分: 由铯导致的肿胀与由其他固体裂变产物导致的肿胀。其他固体裂变产物的肿胀速率为 0.19%/at.%。由铯导致的肿胀速率由下式计算:

$$\frac{dS_{Cs}}{dt} = 5.55 \times 10^{-15} R - 2 \times 10^{-4} \exp\left(-\frac{12280}{T}\right) S_{Cs} \quad (13)$$

式中:  $S_{Cs}$  为由铯导致的肿胀体应变;  $R$  为单位质量燃料的功率, W/kg;  $T$  为温度, K。

#### 2) 密实化

$$\rho = \rho_0 + (0.96 - \rho_0) \left(1 - \exp\left(-\frac{Bu}{0.6}\right)\right) \quad (14)$$

式中:  $\rho$  为燃料密度分数;  $\rho_0$  为初始燃料密度分数;  $Bu$  为燃料, at.%。

#### 3) 蠕变

热蠕变为:

$$\dot{\epsilon} = \frac{3.23 \times 10^9}{d^2} \sigma \exp\left(-\frac{92500}{RT}\right) + 3.24 \times 10^6 \sigma^{44} \exp\left(-\frac{136800}{RT}\right) \quad (15)$$

式中:  $\dot{\epsilon}$  为燃料蠕变速率,  $h^{-1}$ ;  $d$  为晶粒尺寸,  $\mu m$ ;  $R$  为通用气体常数, 1.987 cal/(K·mol);  $\sigma$  为应力, MPa。

辐照蠕变为:

$$\dot{\epsilon}_r = 1.78 \times 10^{-26} \sigma \phi \quad (16)$$

式中:  $\dot{\epsilon}_r$  为燃料辐照蠕变速率,  $h^{-1}$ ;  $\phi$  为裂变率,  $m^{-3} \cdot s^{-1}$ 。

**1.6.2 15-15Ti 包壳计算模型** 包壳模型包括热导率模型、热膨胀模型、肿胀模型、蠕变模型、杨氏模型和泊松比模型等, 其中关键模型如下。

#### 1) 热膨胀

$$\epsilon^{th} = -3.101 \times 10^{-4} + 1.545 \times 10^{-5} T + 2.79 \times 10^{-9} T^2 \quad (17)$$

式中:  $\epsilon^{th}$  为热膨胀线应变;  $T$  为包壳温度,  $^{\circ}C$ 。

#### 2) 肿胀

$$\frac{\Delta V}{V} = 1.3 \times 10^{-5} \exp\left[-2.5 \left(\frac{T-490}{100}\right)^2\right] \phi^{3.9} \quad (18)$$

式中:  $\frac{\Delta V}{V}$  为辐照肿胀, %;  $\phi$  为中子注量,  $10^{22} cm^{-2}$ ;  $T$  为包壳温度,  $^{\circ}C$ 。

#### 3) 辐照蠕变

$$B_{bar} = \left[1.0 \times 10^{-29} \exp(4.8) + \frac{1.4 \times 10^{-12} \exp\left(-\frac{Q_1}{RT}\right)}{1 + 1.8 \times 10^{32} \exp\left(-\frac{Q_2}{RT}\right)} + 2 \times 10^{-12} \exp\left(-\frac{Q_3}{RT}\right)\right] \quad (19)$$

$$\dot{\epsilon} = B_{bar} \sigma \phi \quad (20)$$

式中: 参数  $R = 1.987$ ,  $Q_1 = 55000.0$ ,  $Q_2 = 125000.0$ ,  $Q_3 = 65000.0$ ;  $\sigma$  为等效应力, MPa;  $\phi$  为快中子 ( $>0.1$  MeV) 通量密度,  $m^{-2} \cdot s^{-1}$ ;  $\dot{\epsilon}$  为辐照蠕变应变率, %/s;  $B_{bar}$  为模型参数。

## 4) 热蠕变

$$\dot{\varepsilon} = 3 \times 10^{37} \left( \frac{\sigma}{y} \right)^7 \exp \left( -\frac{Q_1}{RT} \right) \quad (21)$$

$$y = 2.235 \times 10^5 - 79.29T \quad (22)$$

式中:  $\dot{\varepsilon}$  为热蠕变速率, %/h;  $T$  为温度, K;  $\sigma$  为应力, MPa; 参数  $R = 1.987$ ,  $Q_1 = 82\ 000.0$ 。

## 1.7 池式快堆的源项与屏蔽分析方法

液态金属快堆的堆芯和主要设备均布置于池式的堆本体内。堆本体尺度大、结构复杂, 中子深穿透效应显著, 对传统屏蔽计算方法提出了显著的挑战。目前, 针对屏蔽问题最主要的分析方法有离散纵标方法和蒙特卡罗方法。前者很难处理复杂结构问题, 后者则难以有效解决大尺度和深穿透的问题。为有效解决液态金属快堆综合性的屏蔽难题, 本文提出确定论-蒙特卡罗耦合方法进行大尺度、复杂几何、深穿透问题的屏蔽计算。

本文采用一致性共轭驱动重要性抽样 (CADIS) 方法<sup>[24-26]</sup>, 从理论上给出最优的蒙特卡罗方法重要性参数。其基本思想是将目标计数的响应函数设置为共轭源, 得到共轭通量分布来表示重要性的分布, 用这套重要性分布来指导蒙特卡罗计算中的源偏倚和权窗设置。其中, 共轭计算采用确定论的离散纵标方法进行。

获得共轭通量后, 可以设置偏倚后的源分布  $\tilde{q}(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega})$ 、权窗下界  $\text{wgt}(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega})$  和源粒子权重  $w_1(\mathbf{r}, E)$ :

$$\tilde{q}(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega}) = \frac{\phi^*(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega})q(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega})}{\langle \phi^*(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega}), q(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega}) \rangle} \quad (23)$$

$$\text{wgt}(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega}) = \frac{\langle \phi^*(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega}), q(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega}) \rangle \text{wgt}_0}{\phi^*(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega})} \quad (24)$$

$$w_1(\mathbf{r}, E) = \frac{\langle \phi^*(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega}), q(\mathbf{r}, E, \boldsymbol{\Omega}) \rangle}{\phi^*(\mathbf{r}, E) \left( \frac{C_u + 1}{2} \right)} \quad (25)$$

式中:  $\mathbf{r}$ 、 $E$  和  $\boldsymbol{\Omega}$  分别为空间变量、能量变量以及角度变量;  $\phi^*$  为共轭通量;  $q$  为源项;  $C_u$  为常数;  $\text{wgt}_0$  为偏倚之前的粒子权重。

针对池式快堆的几何特点, 圆柱坐标是更优的离散方式, 其关键点如下。

## 1) 计算网格的建立

基于蒙特卡罗方法强大的几何建模能力构造实体几何模型, 结合离散纵标计算的圆柱坐标网格信息, 扫描各网格中心点, 获取对应材料信息。

## 2) 离散纵标共轭源的产生

以计数器的方式定义目标响应, 将计数器转换为离散纵标计算的共轭源。计数器的相空间过滤器用于设置共轭源的相空间分布。同几何建模流程一样, 仍然基于离散纵标的圆柱坐标网格信息, 扫描网格中心点是否在计数过滤器所定义的相空间内, 如果是在过滤器内, 则该网格含有共轭源。

## 3) 源偏倚和权窗参数的产生

离散纵标计算完成后, 将输出计算空间网格和能群下的共轭通量信息, 用于设置源偏倚和权窗参数。对于源偏倚参数, 基于离散纵标网格的共轭通量将通过网格映射, 对应到基于蒙特卡罗外源定义的圆柱坐标网格和能群划分的源分布下, 对原有源分布进行偏倚操作。对于权窗参数, 权窗的空间网格和能群划分与离散纵标网格保持一致。

## 2 龙码软件系统在 CEFR 中的应用验证

## 2.1 龙码软件系统简介

龙码软件系统是面向我国液态金属快堆发展需求, 针对液态金属快堆物理特点和数值计算中面临的关键技术挑战开发的具有完全自主知识产权的数值分析软件系统。整个系统由用户核数据库制作软件 (LoongATLAS)、堆芯物理分析软件 (LoongSARAX)、子通道分析软件 (LoongSACOS)、系统分析软件 (LoongNUSOLM)、燃料性能分析软件 (LoongCALF) 及屏蔽分析软件 (LoongSTAR) 共 6 套软件组成。软件系统经过多年的第三方测试、验证与确认, 可在关键技术领域实现国产化替代, 并在中国示范快堆、铅铋小堆等重点工程中发挥了重要的作用。本文以该软件系统在 CEFR 上的验证情况为例, 对上述物理模型和方法的验证情况进行介绍, 以展示新软件系统的功能和性能。

## 2.2 CEFR 简介

CEFR 是由我国自主研发、独立建造的首个液态金属快堆, 2010 年首次达到临界, 2011 年并网发电, 填补了国内空白, 标志着我国“三步走”核能发展战略的实施进入了新的阶段。CEFR 设计热功率为 65 MW, 冷却剂为液态钠, 首炉采用二氧化铀燃料,  $^{235}\text{U}$  富集度为 64.4%。首炉运行装

时堆芯有 79 盒燃料组件、8 个控制棒组件、1 个中子源组件,堆芯外为钢反射层,反射层外为屏蔽层。堆芯冷态温度为 250 °C,是大部分低功率试验的基础状态。

鉴于液态金属快堆运行的复杂性和国内首堆的客观条件限制,本文在进行软件验证的过程中,采用以试验测量数据为主、辅以与设计软件对标的方式。在 CEFR 设计中,中国原子能科学研究院(CIAE)通过消化、吸收、再创新的技术路线,形成了以物理分析软件 NAS、系统分析软件 FASYS、燃料性能分析软件 FIBER-Oxide 等为代表的设计分析软件系统。在本文中,以上述软件

作为对比软件,以补充试验测量数据无法覆盖的验证范围。

### 2.3 CEFR 启动物理试验模拟

启动物理试验是 CEFR 所开展的系列试验中数据最完整、可靠性最高的试验,能够对核数据处理、堆芯物理计算的正确性进行全面验证。本文列举了在 CEFR 首炉启动阶段开展的装载和临界试验、控制棒价值测量试验的具体验证结果。

表 1 列出装载和临界试验的计算结果与测量结果的对比,由表 1 可见,龙码软件系统对堆芯临界计算的误差均在-320 pcm 左右,远小于 2 000 pcm 的允许不确定度范围,具有很高的计算精度。

表 1 装载和临界试验结果的对比  
Table 1 Comparison of loading and critical test results

燃料组件装载量	棒位		堆芯状态	LoongSARAX 计算的 $k_{\text{eff}}$	反应性/pcm	
	其他棒	RE2			试验值	LoongSARAX
72	提出堆芯	190	超临界	0.997 22	40	-318
72	提出堆芯	170	超临界	0.997 14	34	-321
72	提出堆芯	151	超临界	0.997 07	25	-319
72	提出堆芯	70	预期临界	0.996 81	0	-320

在启动物理试验阶段,CEFR 对 8 根控制棒以及 6 种组合方式的棒价值进行了测量,计算结果

如表 2 所列,计算误差全部小于试验测量的不确定度范围,最大相对误差为-11.60%,明显小于液

表 2 控制棒价值测量结果与计算结果的对比  
Table 2 Comparison of control rod value measurement result and calculation result

参数	棒或棒组	控制棒价值/pcm			
		试验结果		LoongSARAX	
		试验值	相对不确定度/%	计算值	相对误差/%
调节棒价值	RE1	150	±6	143.5	-4.30
	RE2	149	±6	144.5	-3.00
补偿棒价值	SH1	2 019	±12	1 841.1	-8.80
	SH2	1 839	±12	1 799.7	-2.10
	SH3	1 839	±12	1 785.8	-2.90
安全棒价值	SA1	945	±11	848.2	-10.20
	SA2	911	±11	839.1	-7.90
	SA3	946	±10	897.3	-5.20
第 1 套停堆系统价值		2 877	±12	2 936.2	2.10
SH1 卡棒时第 1 套停堆系统价值		881	±9	965.3	9.60
第 2 套停堆系统价值		2 981	±13	2 703.6	-9.30
SA3 卡棒时第 2 套停堆系统价值		1 950	±12	1 724.4	-11.60
所有控制棒价值		6 079	±16	5 757.5	-5.30
SH1 卡棒时所有控制棒价值		3 899	±14	3 717.2	-4.70

态金属快堆设计安全限值(15%)。

此外,在CEFR启动物理试验阶段,通过采用空组件的方式开展了钠空泡反应性的测量,通过对6组试验测量进行建模计算,龙码软件系统的最大相对误差为-7.69%。通过对16组组件替换试验进行建模,获得组件替换反应性最大相对误差为-13.23%,上述误差均在试验测量的不确定度范围内,显著小于允许的安全限值,表明龙码软件系统的核数据与堆芯物理软件具有良好的计算精度。

#### 2.4 CEFR 热工与系统安全分析

子通道热工的验证计算以CEFR首炉堆芯最热组件为对象。组件功率为702 kW,冷却剂流量为2.855 kg/s,组件入口温度为360 ℃。组件的主要几何参数列于表3。

表3 组件基本参数信息

Table 3 Basic parameter information of assembly

参数名称	数值
棒直径 $D$ , mm	6
棒间距 $P$ , mm	7.01
绕丝直径, mm	0.95
绕丝螺距, mm	100
内对边距, mm	56.6
燃料棒数目, 根	61
燃料棒排列方式	三角形
计算段轴向高度, m	0.801

通过使用LoongSACOS软件对该组件建模,计算过程中使用的主要模型以及边界条件如下: 1) 计算过程中使用NOV绕丝模型,绕丝的螺距设置为100 mm; 2) 使用的湍流交混系数为0.01。子通道划分如图5所示。

LoongSACOS软件计算得到的组件平均出口温度为552.93 ℃,原设计软件计算得到的组件出口平均温度为553.73 ℃,两者偏差仅为0.8 ℃。由于组件内存在126个子通道,此处仅给出0.27、0.5、0.7、0.801 m(出口)4个代表性截面上的冷却剂温度分布对比,如图6所示,其中子通道编号对应本文软件的编号方式。

LoongSACOS计算得到的最热子通道的温度与原设计软件之间的子通道最大偏差约为7.18 ℃,出现在0.801 m轴向高度的55号子通道,最大相

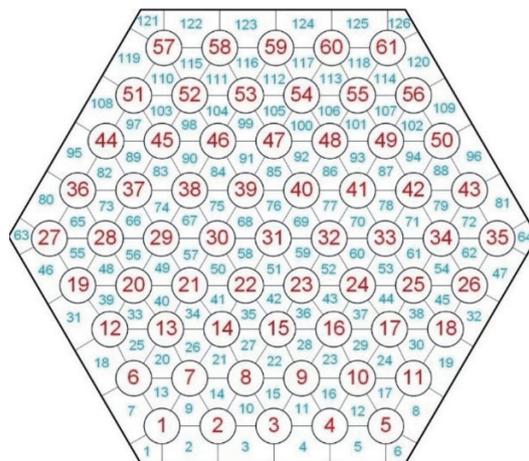


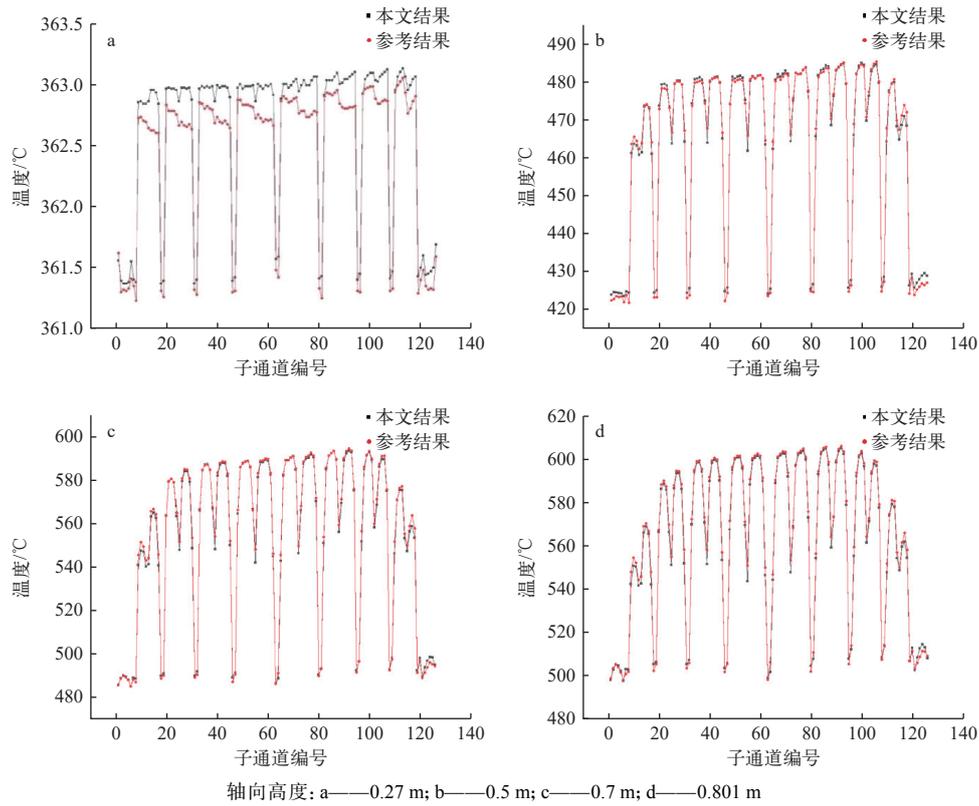
图5 子通道划分

Fig. 5 Sub-channel division

对偏差约为1.32%。

在系统分析软件的验证上,本文选择CEFR的紧急停堆算例。试验数据源自2020年CEFR按既定计划开展的“100%功率手动紧急停堆试验”,该试验的完成标志着CEFR功率试验阶段调试试验全部结束。该试验为主热传输系统保持正常排余热的紧急停堆,试验过程中通过按下“手动紧急停堆按钮”,控制棒下落,反应堆按既定安全停堆,一、二回路主循环泵惰转至低转速运行,通过三回路给水流量调节,基本维持蒸汽发生器出口钠温在一定范围内,后续反应堆余热通过主热传输系统排出。

计算建模的范围如图7所示,包括堆芯、一回路、中间热交换器(IHX),计算截止至IHX二次侧出口。本算例以反应堆功率、一回路流量、二回路流量以及IHX二次侧入口钠温为输入,计算一回路热工及建模范围内的二回路热工参数,对比分析堆芯出口温度等主要计算结果。图8示出堆芯出口温度计算值对比结果,该温度和功率流量比直接相关,由于前期功率快速下降,功率流量比减小,因此堆芯出口温度前期快速下降后趋于稳定。本文计算软件在趋势上与试验测量结果一致,证明了所采用数学模型的合理性。需要说明的是,为保持与原设计程序使用相同的模型,在本次计算中采用的为一维模型,如IHX入口到主泵入口采用漏管模型,模拟了管内流动与热池的热量交换,而IHX入口到主泵入口采用的漏管模型设定的交换系数为经验关系式。由于模型的局限性,计算结果相较试验测量结果会存在一定偏差。



轴向高度: a—0.27 m; b—0.5 m; c—0.7 m; d—0.801 m

图6 不同轴向高度子通道温度分布对比

Fig. 6 Comparison of temperature distribution of sub-channel at different axial heights

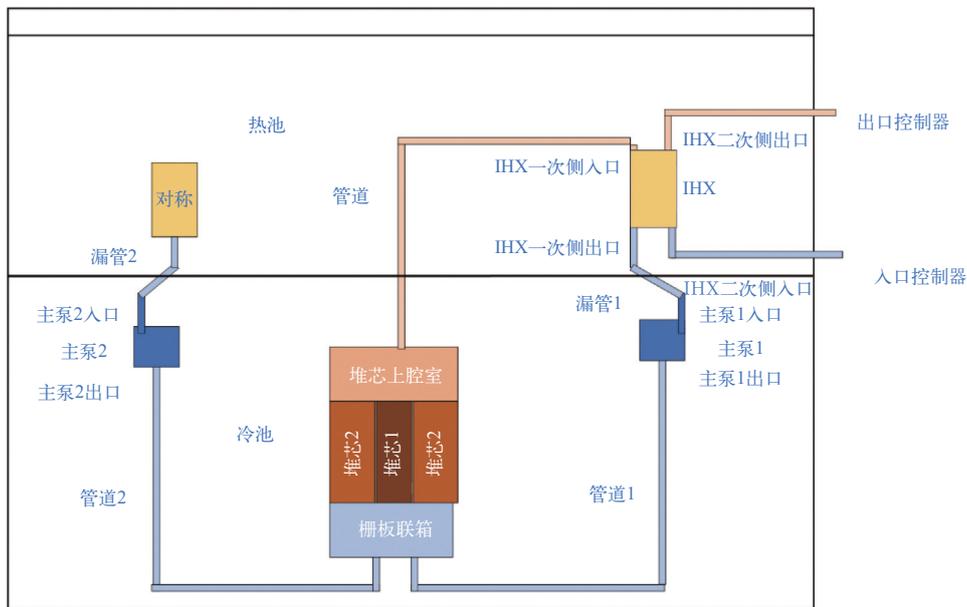


图7 CEFR 建模范围

Fig. 7 CEFR modeling range

### 2.5 CEFR 的燃料性能分析

考虑 CEFR 运行的客观情况, 目前可用的辐照后检验数据缺乏, 因此在进行软件验证的过程

中选择 CEFR 的典型燃料棒, 将本文软件与 CIAE 的原设计软件进行软件对标验证, 以说明本文所提模型的合理性。所选燃料棒参数列于表4。

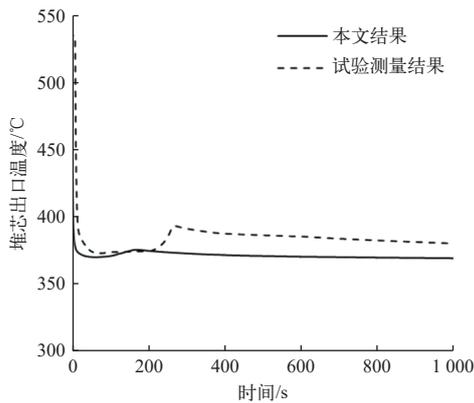


图 8 堆芯出口温度参考结果与计算值的对比  
Fig. 8 Comparison between reference result and calculated value of core outlet temperature

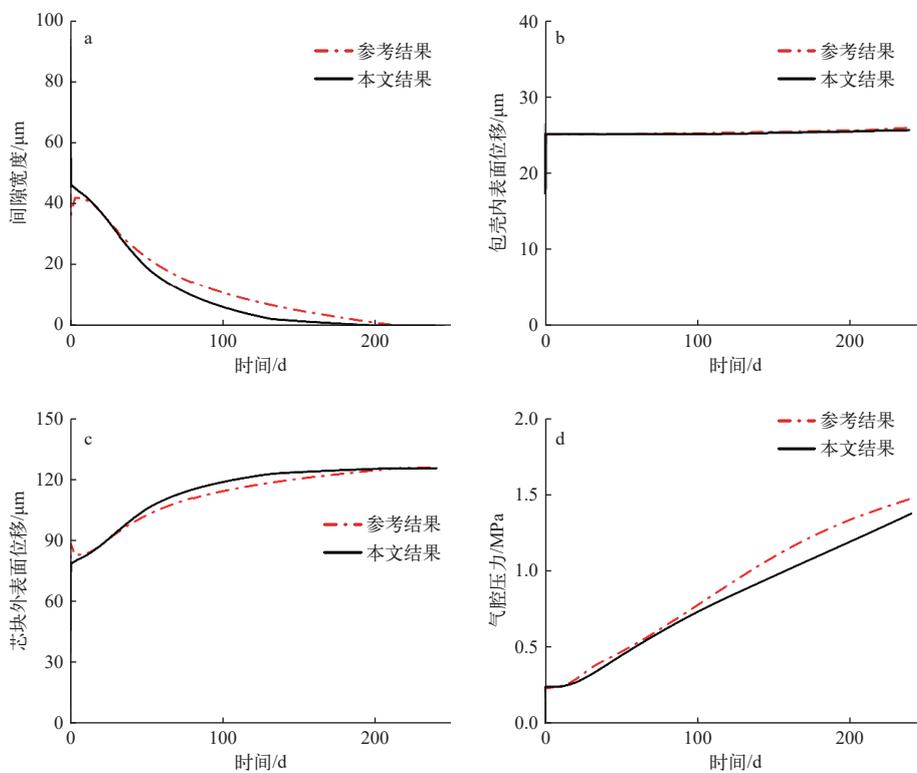
图 9 示出芯块包壳间隙、包壳内表面位移、芯块外表面位移以及气腔压力等关键参数的对比结果。由图 9 可见, 本文所开发软件与原设计软件在计算趋势上吻合。芯块包壳间隙以及芯块外表面位移结果的初始差异源于两个程序在处理重定位应变时的方式不同, 参考程序认为开始时即完成重定位过程; 后续过程中的偏差累积则归因于影响间隙的物理因素众多, 如热膨胀、肿胀、密

表 4 燃料棒参数

Table 4 Fuel rod parameter

参数		参数值
燃料元件	上气腔长, mm	48
	下气腔长, mm	450
	上端部转换区高度, mm	100
	堆芯高度, mm	450
	下端部转换区高度, mm	250
包壳	材料	15-15Ti(俄方名称 CHS-68)
	包壳外径, mm	6.0
	包壳内径, mm	5.4
燃料和转换材料	材料	UO <sub>2</sub>
	芯块直径, mm	5.2
	中心孔直径, mm	1.6(活性段)
	<sup>235</sup> U 富集度, %	64.4(活性段); ≤0.72(上下转换区)
	燃料密度, g/cm <sup>3</sup>	10.5

实化、蠕变等都会对芯块包壳作用产生应变, 不同程序间很难做到完全一致, 但总体符合较好; 气腔压力受裂变气体释放过程显著影响, 由于两个



a——轴向段 5 间隙; b——轴向段 5 包壳内表面位移; c——轴向段 5 芯块外表面位移; d——气腔压力

图 9 一些关键参数随时间的变化

Fig. 9 Variation of some key parameters with time

程序裂变气体开始释放的时间不同而略有差距, 鉴于该过程本身存在较大的不确定性和模型间的固有差异, 图 9d 中的偏差处于设计可接受范围内, 符合误差标准。

## 2.6 CEFR 堆本体源项计算

反应堆堆芯及堆本体的屏蔽分析涉及到各区、各部件的源项、辐射场和屏蔽计算, 内容繁杂, 数据量大, 本文仅选择其中较有代表性的堆芯放射性锕系核素积存量、停堆后堆芯衰变热等源项关键参数进行对比。同样, 由于源项难以实际测量, 仍选择与 CIAE 原设计软件进行对标验证。主要参数的计算结果如表 5、6 所列。由计算结果可见, 两个软件的计算偏差非常小, 表明了新软件在 CEFR 上的可用性。

## 3 总结

本文基于液态金属快堆的物理特点, 提出了一系列新的数值算法模型, 并针对其中的关键环节, 开发了自主化计算软件, 形成液态金属快堆龙码软件系统。基于 CEFR 启动物理试验和运行测量数据, 对所提出的算法模型和开发的软件系统进行了验证。结果显示, CEFR 启动物理试验临界计算最大误差为 321 pcm, 控制棒价值最大相对误差为 11.6%; 堆芯热工水力与系统安全分析计算结果与试验测量结果趋势吻合, 其中出口温度等关键参数相对偏差小于 2%。

上述结果表明, 新提出的模型和开发的计算软件具有良好的计算精度。而特别需要指出的

表 5 堆芯放射性积存量中锕系核素的活度

Table 5 Actinide nuclide activity in core radioactive stockpile

核素	放射性总活度/Bq		相对误差/%
	参考结果	计算结果	
<sup>235</sup> U	2.909×10 <sup>10</sup>	2.908×10 <sup>10</sup>	-0.034
<sup>236</sup> U	1.733×10 <sup>10</sup>	1.733×10 <sup>10</sup>	0.000
<sup>237</sup> U	8.445×10 <sup>15</sup>	8.441×10 <sup>15</sup>	-0.047
<sup>238</sup> U	9.043×10 <sup>9</sup>	9.039×10 <sup>9</sup>	-0.044
<sup>237</sup> Np	1.782×10 <sup>9</sup>	1.781×10 <sup>9</sup>	-0.056
<sup>238</sup> Np	1.735×10 <sup>14</sup>	1.734×10 <sup>14</sup>	-0.058
<sup>239</sup> Np	6.104×10 <sup>17</sup>	6.102×10 <sup>17</sup>	-0.033
<sup>238</sup> Pu	7.599×10 <sup>11</sup>	7.596×10 <sup>11</sup>	-0.039
<sup>239</sup> Pu	1.552×10 <sup>13</sup>	1.551×10 <sup>13</sup>	-0.064
<sup>240</sup> Pu	7.553×10 <sup>11</sup>	7.550×10 <sup>11</sup>	-0.040
<sup>241</sup> Pu	3.075×10 <sup>12</sup>	3.074×10 <sup>12</sup>	-0.033
<sup>241</sup> Am	2.239×10 <sup>9</sup>	2.238×10 <sup>9</sup>	-0.045
<sup>242</sup> Am	2.294×10 <sup>10</sup>	2.293×10 <sup>10</sup>	-0.044
<sup>242</sup> Cm	7.230×10 <sup>9</sup>	7.227×10 <sup>9</sup>	-0.041

是, 这些计算结果均为直接数值模拟的结果, 未经“后验性”试验数据或其他高阶方法的修正。其结果表明, 采用先进的数值模拟算法可以避免现有方法和软件在理论模型上的固有缺点, 解决因模型缺陷而导致的计算精度不满足工程需求的问题, 因此具有更好的通用性和可拓展性, 可为我国新一代液态金属快堆的研发提供工具支撑。同时, 也希望本文所建立的方法和软件开发的经验能够为我国未来快堆系统研发提供一些启发与参考。

表 6 停堆后全堆总衰变热随停堆后衰变时间的变化

Table 6 Change of total decay heat of whole reactor with decay time after shutdown

衰变时间	衰变热功率			相对于额定功率的份额		
	参考结果/W	计算结果/W	相对误差/%	参考结果	计算结果	相对误差/%
0.00 s	3.852×10 <sup>6</sup>	3.851×10 <sup>6</sup>	-0.026	0.059	0.059	0
10.00 s	2.852×10 <sup>6</sup>	2.851×10 <sup>6</sup>	-0.035	0.044	0.044	0
100.00 s	1.907×10 <sup>6</sup>	1.906×10 <sup>6</sup>	-0.052	0.029	0.029	0
110.00 s	1.869×10 <sup>6</sup>	1.869×10 <sup>6</sup>	0.000	0.029	0.029	0
200.00 s	1.650×10 <sup>6</sup>	1.649×10 <sup>6</sup>	-0.061	0.025	0.025	0
1000.00 s	1.160×10 <sup>6</sup>	1.159×10 <sup>6</sup>	-0.086	0.018	0.018	0
12.0 h	3.496×10 <sup>5</sup>	3.504×10 <sup>5</sup>	0.229	0.005	0.005	0
1 d	2.777×10 <sup>5</sup>	2.782×10 <sup>5</sup>	0.180	0.004	0.004	0
5 d	1.594×10 <sup>5</sup>	1.594×10 <sup>5</sup>	0.000	0.002	0.002	0
20 d	8.506×10 <sup>4</sup>	8.501×10 <sup>4</sup>	-0.059	0.001	0.001	0
100 d	3.007×10 <sup>4</sup>	3.006×10 <sup>4</sup>	-0.033	0.000 5	0.000 5	0

## 参考文献:

- [1] TOPPEL B J, HENRYSON II H, STENBERG C G. ETOE-2/MC2-2/SDX multigroup cross section processing[C]//RSIC Seminar-workshop on Multigroup Cross Sections. USA: [s. n.], 1978.
- [2] DERSTINE K L. A code to solve one-, two-, and three-dimensional diffusion theory problems[R]. USA: Argonne National Laboratory, 1982.
- [3] MANTUROV G N, NIKOLAEV M N, TSIBOULYA A M. Code for constants preparation CONSYST[R]. Obninsk, Russian: Preprint IPPE, 2000.
- [4] BLYSKAVKA A A, MANTUROV G N, NIKOLAEV M N, et al. A code CONSYST-MMKKENO for calculations of nuclear reactors by the Monte Carlo method in multi-group approximation with scattering order in Pn approximation[R]. Obninsk, Russian: Preprint IPPE, 2001.
- [5] GRIMSTONE M J, TULLET J D, RIMPAULT G. Accurate treatment of fast reactor fuel assembly heterogeneity with the ECCO cell code[M]//The Physics of Reactors: Operation, Design and Computation. Marseille, France: [s. n.], 1990.
- [6] DORIATH J Y. Reactor analysis using a variational nodal method implemented in the ERANOS system [C]//Proc. Topl. Mtg. Advances in Reactor Physics. USA: [s. n.], 1994.
- [7] STEWART C W, WHEELER C L, CENA R J, et al. COBRA-IV: The model and the method, BNWL-2214[R]. USA: Pacific Northwest National Laboratory, 1977.
- [8] YOO Y J, HWANG D H, SOHN D S. Development of a subchannel analysis code MATRA applicable to PWRs and ALWRs[J]. Nuclear Engineering and Technology, 1999, 31: 314.
- [9] CAHALAN J E. Advanced LMR safety analysis capabilities in the SASSYS-1 and SAS4A computer codes[R]. USA: Argonne National Laboratory, 1994.
- [10] ZHAO Z X. The final safety analysis report of Chinese Experimental Fast Reactor[R]. Beijing: China Institute of Atomic Energy, 2008.
- [11] TRKOV A, HERMAN M, BROWN D A. ENDF-6 formats manual data formats and procedures for the evaluated nuclear data files[R]. New York: Brookhaven National Laboratory, 2018.
- [12] 毕沪超, 祖铁军, 徐嘉隆, 等. NECP-Atlas 不可辨共振能区概率表模块的开发和验证[J]. 核动力工程, 2020, 41(3): 8-13.  
BI Huchao, ZU Tiejun, XU Jialong, et al. Development and validation of probability table module for unresolved resonance region in NECP-Atlas[J]. Nuclear Power Engineering, 2020, 41(3): 8-13(in Chinese).
- [13] MACFARLANE R E. The NJOY nuclear data processing system, Version 2016[R]. Los Alamos, USA: Los Alamos National Laboratory, 2017.
- [14] DU X, CAO L, ZHENG Y, et al. A hybrid method to generate few-group cross sections for fast reactor analysis[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2018, 55(8): 931-944.
- [15] WANG Y, XU Z, ZHENG Y, et al. A new hexagonal-z nodal  $S_N$  method in SARAX code system[J]. Annals of Nuclear Energy, 2020, 144: 107546.
- [16] LU H, WU H. A nodal  $S_N$  transport method for three-dimensional triangular-z geometry[J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, 237(8): 830-839.
- [17] ZHENG Y, DU X, XU Z, et al. SARAX: A new code for fast reactor analysis, Part I: Methods[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, 340: 421-430.
- [18] ROGERS J T, TAHIR A E E. Turbulent interchange mixing in rod bundles and the role of secondary flows[R]. New York: American Society of Mechanical Engineers, 1975.
- [19] MIKITYUK K. Heat transfer to liquid metal: Review of data and correlations for tube bundles[J]. Nuclear Engineering and Design, 2009, 239(4): 680-687.
- [20] CHEN S K, CHEN Y M, TODREAS N E. The upgraded Cheng and Todreas correlation for pressure drop in hexagonal wire-wrapped rod bundles[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, 335: 356-373.
- [21] 徐济黎. 沸腾传热和气液两相流[M]. 北京: 原子能出版社, 1993.
- [22] 陶文铨. 数值传热学[M]. 2版. 西安: 西安交通大学出版社, 2001.
- [23] KARAHAN A. Modelling of thermo-mechanical and irradiation behavior of metallic and oxide fuels for sodium fast reactors[D]. Cambridge, USA: Massachusetts Institute of Technology, 2007.
- [24] WAGNER J C, HAGHIGHAT A. Automated variance reduction of Monte Carlo shielding calculations using the discrete ordinates adjoint function[J]. Nuclear Science and Engineering, 1998, 128(2): 186-208.
- [25] WAGNER J C, BLAKEMAN E D, PELOW D E. Forward-weighted CADIS method for variance reduction of Monte-Carlo calculations of distributions and multiple localized quantities[C]. New York: Saratoga Springs, 2009.
- [26] MUNK M, SLAYBAUGH R N. Review of hybrid methods for deep-penetration neutron transport[J]. Nuclear Science and Engineering, 2019, 193(10): 1055-1089.