锂冷快堆斯特林热电转换系统瞬态安全特性研究

曾荣添　单建强　葛 莉　王建伟　吴 攀

（西安交通大学 核科学与技术学院　西安 710100）

摘要　为探究空间核电源的安全性和可靠性，针对锂冷快堆斯特林热电转换系统（Stirling Thermoelectric Conversion System，STCS），开发了瞬态安全分析程序NUSOL-LMR-Li，重点分析其在事故工况下的固有安全性与STCS的自适应特性。建立了堆芯功率、热工水力、热构件导热及液态锂物性计算模型，并采用Schmidt等温分析法建立了关键的斯特林热电转换模型，实现其与锂冷快堆的耦合。对流-扩散全隐差分算法通过单管流动算例验证，表现出与时间步长无关的稳定性；堆芯功率模型在正、负反应性引入工况下的计算误差分别为0.53%和0.32%，与解析解高度一致，即使在大阶跃正反应性情况下误差亦保持可接受且随时间增长缓慢；斯特林动力转换模型通过NASA RE-1000斯特林样机及SP-100系统回路测试验证，最大误差为3.8%。通过对SP-100反应堆进行简化建模并开展典型事故瞬态分析，结果显示：1）0.1 $反应性引入使堆芯功率升至534 kW后，通过负反馈机制稳定至466 kW，出口温度升幅控制在14.7 K；2）回热器堵塞导致斯特林效率降至22.24%，系统通过热端温度自降至1 023 K、冷端升至692 K重构热平衡，效率恢复至26.8%。研究验证了STCS的自我调节与故障容限能力，为空间核电源安全设计提供了理论支持和高效分析工具。

关键词　斯特林热电转换系统，锂冷快堆，事故安全特性分析，模型与算法开发，空间堆

中图分类号　TL3

DOI: 10.3724/j.0253-3219.2026.hjs.49.250292

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2026.49.250292

Transient safety characteristics of lithium-cooled fast reactor with Stirling thermoelectric conversion system

ZENG Rongtian　SHAN Jianqiang　GE Li　WANG Jianwei　WU Pan

(*Institution of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710100, China*)

Abstract　**[Background]** The lithium-cooled fast reactor coupled with the Stirling thermoelectric conversion system (STCS) is suitable for space nuclear power systems due to its high energy density and reliability. However, the complex multiphysics coupling analysis under transient accident conditions poses challenges. Existing studies primarily focus on steady-state performance, lacking systematic transient analysis of accidents related to the power conversion model, which limits the evaluation of system safety and self-regulating capabilities. Therefore, developing a high-fidelity transient analysis program to validate the safety characteristics of the lithium-cooled fast reactor

高热流低流速工况下CO_2在圆管和棒束通道内的流动传热特性研究(No.12175172)资助

第一作者：曾荣添，男，2000年出生，2023年毕业于西安交通大学，现为博士研究生，研究领域为液态金属冷却空间堆热工安全分析

通信作者：吴攀，E-mail：wupan2015@mail.xjtu.edu.cn

收稿日期：2025-08-21，修回日期：2025-10-28

Supported by Study on Flow and Heat Transfer Characteristics of CO_2 in Circular Tubes and Rod Bundle Channels under High Heat Flux and Low Flow Velocity Conditions (No.12175172)

First author: ZENG Rongtian, male, born in 2000, graduated from Xi'an Jiaotong University in 2023, doctoral student, focusing on thermal safety analysis of liquid metal-cooled space reactors

Corresponding author: WU Pan, E-mail: wupan2015@mail.xjtu.edu.cn

Received date: 2025-08-21, revised date: 2025-10-28

Stirling system is crucial. **[Purpose]** This study aims to develop the NUSOL-LMR-Li transient analysis program for the lithium-cooled fast reactor STCS and analyze accident scenarios to validate its safety and self-regulating capabilities. **[Methods]** Firstly the NUSOL-LMR-Li program was developed, which integrates models for core power calculation, thermal-hydraulic analysis, heat conduction in structural components, and thermophysical properties of liquid lithium. Then, the Schmidt isothermal analysis method was employed to establish core Stirling thermoelectric conversion model to achieve precise coupling with the lithium-cooled fast reactor, and the fully implicit discretization of convection-diffusion algorithm was validated through a single-tube flow case, demonstrating stability independent of time step size. The core power model achieved computational errors of 0.53% and 0.32% under positive and negative reactivity insertion conditions, respectively, showing high agreement with analytical solutions. Even under large step positive reactivity insertion, the error remains within an acceptable range and increases slowly over time. Finally, the Stirling power conversion model was verified using the NASA RE-1000 Stirling prototype and SP-100 system loop tests, and simplified modeling was conducted based on the SP-100 reactor, and transient analysis was conducted for typical accident scenarios, including reactivity insertion and regenerator blockage, to evaluate the system's response characteristics. **[Results]** Verification results for RE-1000 Stirling prototype and SP-100 system loop show a maximum error of 3.8%. Analysis results on the basis of SP-100 reactor demonstrate: 1) A 0.1 $ reactivity insertion increases core power to 534 kW, stabilizing at 466 kW *via* negative feedback, with an outlet temperature rise limited to 14.7 K; 2) Regenerator blockage reduces Stirling efficiency to 22.24%, but the system reestablishes thermal balance by lowering the hot-end temperature to 1 023 K and raising the cold-end to 692 K, recovering efficiency to 26.8%. **[Conclusions]** The NUSOL-LMR-Li program proposed in this study demonstrates that the lithium-cooled fast reactor with STCS exhibits robust self-regulation and fault tolerance under transient accidents, providing both a high-precision analytical tool and theoretical support for the safety design of space nuclear power systems.

Key words Stirling thermoelectric conversion system, Lithium-cooled fast reactor, Analysis of accident safety characteristics, Model and algorithm development, Space reactor

锂冷快堆作为一种先进的核反应堆技术，具备多项显著优势：锂的密度小，有助于减轻空间堆的重量，实现空间堆的小型化和轻量化；锂可以在非常高的温度下工作，使得锂冷快堆具有较高的循环效率，例如，中国科学院合肥物质科学研究院核安所FDS凤麟创新团队[1]在液态金属锂冷却系统领域取得重大进展，成功实现1 227 ℃超高温环境下连续1 000 h的无间断稳定运行，填补了国内该领域技术空白；液态锂对某些结构材料具有良好的相容性，Patel等[2]在高温液态锂环境中已经开展了对高温难熔合金抗腐蚀性能的研究实验；同时，其导热性能好的特点能确保将堆芯产生的热量高效地传递到能量转换系统，这有助于提高整个能量转换过程的热效率，减少能量损失；由于液态锂的沸点高，系统可以在常压下运行，这简化了系统设计并提高了运行的安全性。此外，一些锂冷快堆设计中还采用了创新的被动负反馈系统，如ARC（Autonomous Reactivity Control）系统[3]。该系统利用液态锂作为中子吸收剂，当冷却剂出口温度升高时，通过热膨胀作用将含有高富集度^{6}Li的液态锂自动注入堆芯，从而引入负反应性，实现自我调节。这种设计不仅增强了反应堆的固有安全性，还能在无需外部干预的情况下应对瞬态工况。数值模拟研究进一步验证了液态锂在棒束通道中的优异传热性能[4]：其低*Pr*数特性使导热效应在低*Pe*数（<120）时占主导，而在高*Pe*数（120~1 500）下对流效应显著增强，且压降随*Pe*数增长可控（*Pe*=1 500时约124 kPa），这为锂冷快堆紧凑型堆芯设计提供了关键热工水力支撑。综上所述，锂冷快堆的独特优点使其成为未来航天任务中备受瞩目的核反应堆技术，有望为航天任务提供高效、可靠的动力支持。

20世纪80年代，美国政府依托“战略防御计划”（Strategic Defense Initiative，SDI），启动了SP-100空间核反应堆电源系统的研发工作[5]。该项目整合了锂冷快堆技术，并结合斯特林循环发电、布雷顿循环发电、温差发电等多种发电方式。其中斯特林热电转换技术用于空间堆具有显著优势。首先，其理论效率接近卡诺循环的最高效率，转换效率高，可显著减少燃料使用量[6]。其次，该技术结构简单，自由活塞式斯特林发动机仅包含两个运动部件，且采用气体轴承，具有长寿命潜力[7]。此外，斯特林热电转换装置在运行过程中振动小、噪声低，适合空间环境。

最后，其在事故工况下运行功率变化幅度小，安全性高。

综上所述，将锂冷快堆与斯特林热电转换技术耦合可高效实现热能到电能的转换，优化能量利用效率，紧凑化反应堆设计，助力可持续能源发展与环境指标提升。深入的理论研究与安全分析是推动该系统工程化应用的关键：一方面，需通过多物理场耦合建模揭示堆芯-冷却剂-斯特林机的能量传递机制，量化动态工况下的热力学性能边界；另一方面，需针对空间特殊环境条件（包括重力缺失、强辐射等极端因素）和系统特有故障模式（如回热器堵塞、反应性引入、热阱丧失），开展瞬态安全特性分析，明确其固有安全边界与故障容限能力。

中国科学院核能安全技术研究所的张阳研究团队[8]创新性地提出了一种额定热功率5.2 MW的紧凑型空间锂冷反应堆概念设计。该设计方案具有以下技术特征：1）采用基于热工优化的一体化堆芯架构；2）创新性地配置了非均匀分布的液态金属冷却通道；3）采用由硼粉结合控制棒构成的控制系统。研究团队基于SuperMC多物理场耦合平台，开发了融合蒙特卡罗中子输运与计算流体力学（Computational Fluid Dynamics，CFD）的高保真协同仿真方法，通过随机逼近算法实现多物理过程的动态耦合，为空间堆设计方案提供了高精度的验证手段。分析结果显示：该设计满足反应性控制要求；优化后的非均匀流道结构显著提升了径向功率分布的均匀性；在正常运行工况下，所有关键材料的温度均低于安全限值。

西安交通大学的金钊等[9]构建了包含反应堆堆芯、斯特林能量转换装置、辐射散热系统以及液态金属循环管路的锂冷快堆系统，采用Fortran编程语言自主研发了瞬态热工安全分析程序，并利用RE-1000斯特林样机的实验数据对数值模型进行了校验，结果显示，最大相对偏差为17.3%。在此基础之上，完成了空间核电源系统的整体建模，通过稳态工况数值模拟与设计参数的对比分析，验证了计算模型的可靠性，关键参数的最大偏差控制在13.3%以内。针对预设事故工况的动态仿真研究表明：堆芯固有的负反应性温度系数能够有效抑制功率波动，确保燃料元件最高温度始终低于预设安全阈值，证实了该系统具有可靠的固有安全性能。

现有研究为锂冷空间堆系统设计积累了宝贵经验[10]，但当前研究仍存在以下关键局限：首先，多数研究主要聚焦于稳态性能验证，对斯特林热电转换模块的瞬态特性模拟精度不足，验证计算误差较大；其次，在事故安全分析方面，缺乏对瞬态事故场景的系统性模拟。更为重要的是，斯特林发动机通过高效的热能转化机制，成为空间堆电源系统能量转换的关键部件，其在太空环境中的专有故障模式（如回热器因堵塞引起的效率衰减等）未被充分考虑，导致在核热源到电能转换过程中的故障传递路径存在分析盲区。

锂冷快堆斯特林热电转换系统（Stirling Thermoelectric Conversion System，STCS）因其高能量密度、轻量化设计和高效热电转换特性，成为空间核电源系统的理想选择，为评估其在事故工况下的固有安全性和自适应能力，本研究针对系统运行特点，建立适用于系统安全分析的理论模型。该模型涵盖堆芯功率计算、热工水力、热构件导热、斯特林热电转换模型以及液态锂、液态钠钾和氦气的物性模型，并基于Fortran语言开发了全隐式瞬态安全分析程序NUSOL-LMR-Li，适用于长期慢瞬态事故计算。本文阐述了理论模型的构建、程序开发、算法稳定性分析、模型验证以及基于SP-100系统的建模与事故瞬态安全分析。

1 锂冷快堆斯特林热电转换空间堆电源系统

SP-100是美国在1983年启动的由能源部、美国国家航空航天局和国防部联合开发的太空核反应堆项目。它采用铀氮化物燃料和锂冷却的快堆技术，通过热电转换发电，特点是轻便耐用，能为太空站、月球或火星基地供电。虽然技术测试成功，但因经费和政策问题，项目在1994年终止，最终未被实际应用。

锂冷斯特林循环系统通常由以下核心部件组成：堆芯（核反应堆）、膨胀箱、液态金属电磁泵、斯特林发动机和辐射散热器[11]。图1是SP-100的系统示意图，系统通过双回路液态金属循环实现核热-电能转换，锂冷却剂经过堆芯加热后，由直通式膨胀箱容

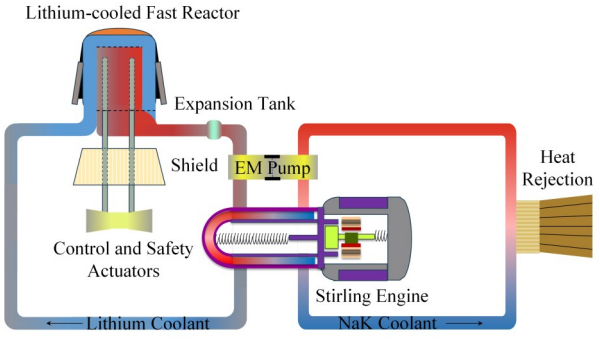


图1 SP-100斯特林热电转换系统示意图（彩图见网络版）
Fig.1 Diagram of SP-100 Stirling thermoelectric conversion system (color online)

纳锂从冻结状态升温至运行温度时的体积膨胀，并分离排出反应堆内产生的氦气，随后加热斯特林机的热端推动自由活塞做功产生电能，二回路钠钾工质在与斯特林冷端进行换热后，借助最终热阱辐射散热装置实现空间废热的有效排放。

2 理论模型

针对SP-100锂冷快堆斯特林热电转换空间堆电源系统，为满足系统安全分析需求，建立包括热工水力模型、热构件导热模型、堆芯功率计算模型、斯特林热电转换模型以及辅助模型在内的完整分析模型体系，如图2所示。其中堆芯功率计算模型主要包括裂变功率计算模型和反应性反馈模型；斯特林热电转换模型主要包括回热器模型和耦合模型；辅助模型包括材料物性模型（锂冷却剂、氦气工质、钠钾冷却剂）、对流换热模型和压降模型。数值求解采用对流-扩散全隐式差分算法，保证长期慢瞬态计算效率。

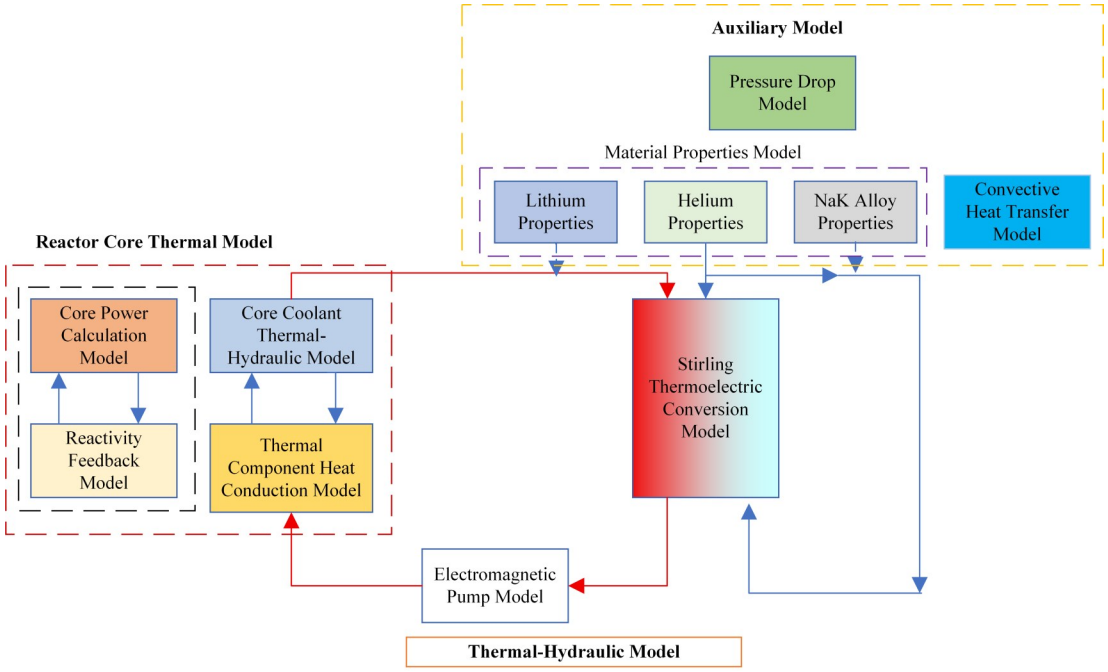


图2 锂冷快堆斯特林热电转换空间堆电源系统模型框图（彩图见网络版）
Fig.2 Block diagram of LFR-Stirling space reactor power system model (color online)

2.1 热工水力模型

液态锂（Li）与钠钾（NaK）冷却剂在标准大气压下的沸点分别高达1 620 K、1 057 K，在锂冷快堆中，一回路冷却剂锂/二回路钠钾在大气压下均为液态，不会发生沸腾现象。因此，提出了一种基于质量、动量、能量守恒的单相流模型，并考虑液态金属流体的轴向导热效应，对Li、NaK冷却剂的压力、速度、温度等参数进行了数值模拟。

1）质量守恒方程

$$A\frac{\partial \rho}{\partial t}+\sum_{i=1}^{n}\frac{\partial \rho V_i A_i}{\partial z}=0 \tag{1}$$

式中：A为流通面积，m^2；ρ为密度，$\mathrm{kg\cdot m^{-3}}$；t为时间，s；V为流速，$\mathrm{m\cdot s^{-1}}$；z为控制体长度，m。方程各项依次对应：质量瞬态变化项、质量对流项。

2）能量守恒方程

$$\frac{\partial A\rho\left(h+\frac{V^2}{2}\right)}{\partial t}+\frac{\partial A\rho V\left(h+\frac{V^2}{2}\right)}{\partial z}-\lambda A\frac{\partial^2 T}{\partial z^2}=A\frac{\partial P}{\partial t}+A\rho Vg\sin\theta+Q_{\mathrm{w}} \tag{2}$$

式中：h为比焓，$\mathrm{J\cdot kg^{-1}}$；λ为热导率，$\mathrm{W\cdot m^{-1}\cdot K^{-1}}$；$T$为温度，K；$g$为重力加速度，$\mathrm{m\cdot s^{-2}}$；$Q_{\mathrm{w}}$为热功率，$\mathrm{W\cdot m^{-1}}$；$\theta$为倾斜角。方程各项依次对应：能量瞬态变化项、能量对流项、轴向导热项、压力相关项、重力做功项以及热源项。

3）动量守恒方程

$$\rho\frac{\partial V}{\partial t}+\rho V\frac{\partial V}{\partial z}=-\frac{\partial P}{\partial z}-\rho g\sin\theta-F_{\mathrm{w}}-F_{\mathrm{local}} \tag{3}$$

式中：P为压力，Pa；F_{w}为沿程阻力，$\mathrm{Pa\cdot m^{-1}}$；F_{local}为局部阻力，$\mathrm{Pa\cdot m^{-1}}$。方程各项依次对应：流量瞬态变化项、对流项、静压降项、重力压降项、摩擦压降项和局部压降项。

2.2 热构件导热模型

采用一维非稳态导热方程建立适用于快堆系统的热构件模型。建立一维非稳态导热的通用控制方程：

$$\rho c\frac{\partial T}{\partial t}=\frac{1}{A(x)}\frac{\partial}{\partial x}\left[\lambda A(x)\frac{\partial T}{\partial x}\right]+S \tag{4}$$

式中：c为比热容，J·kg^{-1}·K^{-1}；x为距离，m；S为体积内热源，W·m^{-3}；$A(x)$为面积因子。

基于内节点离散化方法构建径向网格系统时，将温度场计算节点精确定位于子区域（控制容积）的几何中心，且该子区域（控制容积）的几何边界与网格划分的界面完全重合（图3）。该网格划分方式具有在求解轴对称热传导问题时可自然满足能量守恒原理的优势。

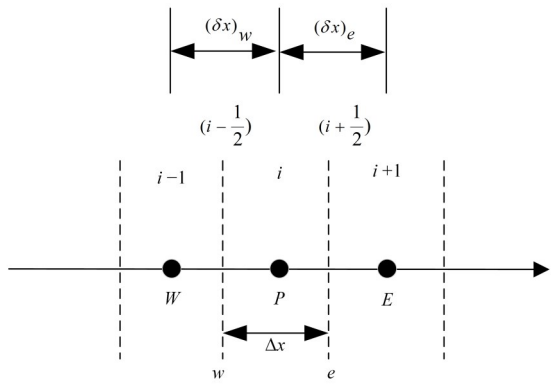


图3 热构件网格节点示意图
Fig.3 Diagram of heat structure grid node

2.3 堆芯功率计算模型

2.3.1 裂变功率计算模型

基于六群缓发中子的点堆动力学方程，计算堆芯裂变功率瞬态变化。

$$\frac{\mathrm{d}N(t)}{\mathrm{d}t}=\frac{\rho(t)-\beta}{\Lambda}n(t)+\sum_{i=1}^{6}\lambda_i C_i(t) \tag{5}$$

$$\frac{\mathrm{d}C_i(t)}{\mathrm{d}t}=\frac{\beta_i}{\Lambda}n(t)-\lambda_i C_i(t) \tag{6}$$

式中：N为中子密度，m^{-3}；$\rho(t)$为反应性；Λ为中子代时间，s；C_i为第i组缓发中子先驱核浓度，m^{-3}；λ_i为第i组缓发中子的衰变常数，s^{-1}；β为缓发中子总份额；β_i为第i组缓发中子的份额。

利用高次端点浮动法对点堆中子动力学方程进行求解，相较于常规数值方法，高次端点浮动算法在求解点堆中子动力学方程时展现出独特优势[12]：1）刚性适应能力显著提升；2）截断误差达到高阶收敛；3）数值稳定性和精度明显改善。

2.3.2 反应性反馈模型

空间堆电源作为小型快堆系统，在功率瞬变工况下，堆芯物理参数的扰动会显著影响反应性，其主要作用机制包括：温度变化引发的堆芯冷却剂密度变化和燃料膨胀变形。锂冷快堆的反应性反馈机制建模主要涉及三个关键物理效应：首先，燃料温度变化引发的多普勒展宽效应；其次，燃料体积形变导致的反应性变化；最后，冷却剂密度波动引起的反应性反馈。本研究基于集总参数理论框架构建反应性反馈分析模型，采用空间平均温度表征冷却剂与燃料温度，各反馈效应通过相应的温度反应性系数进行量化表征：

$$\sum\rho_{\mathrm{F}}(t)=K_{\mathrm{D}}\times\ln\left[\frac{T_{\mathrm{f}}(t)}{T_{\mathrm{f}}(0)}\right]+\alpha_{\mathrm{f,a}}\times\left[T_{\mathrm{f}}(t)-T_{\mathrm{f}}(0)\right]+\alpha_{\mathrm{c,r}}\times\left[T_{\mathrm{c}}(t)-T_{\mathrm{c}}(0)\right]+\alpha_{\mathrm{c}}\times\left[T_{\mathrm{c}}(t)-T_{\mathrm{c}}(0)\right] \tag{7}$$

式中：K_{D}为多普勒反馈系数，K^{-1}；$\alpha_{\mathrm{f,a}}$为燃料膨胀反馈系数，K^{-1}；$\alpha_{\mathrm{c,r}}$为堆芯结构膨胀反馈系数，K^{-1}；α_{c}为冷却剂膨胀反馈系数，K^{-1}；T_{c}为冷却剂平均温度，K；T_{f}为燃料平均温度，K。

2.4 斯特林热电转换模型

斯特林发动机是基于回热式热力学循环的外燃动力装置，氦气工质在封闭系统内经历周期性压缩-膨胀过程，通过高温热源与低温热阱之间的能量交换实现功转换。该热力循环系统采用双活塞-气缸结构设计，高温膨胀单元与低温压缩单元通过回热器实现热耦合。如图4所示，回热器作为关键换热部件，周期性完成工质的热量存储与释放过程。系统工作腔室由两个独立的气缸构成，分别维持高温膨胀工况和低温压缩工况。斯特林循环是一种高效的动态热力循环技术，利用热源与冷源之间的温差驱动活塞运动以实现能量转换。作为一种封闭系统，工质在循环中不被消耗，具有环境友好和可持续的特性。凭借其在低温度差条件下仍能维持较高热效率的独特优势，斯特林循环在空间能量转换系统中表现尤为突出，特别适用于长期深空探索任务的需求，为高效能量转换领域提供了一种可靠且高性能的解决方案[13]。

斯特林热电转换过程涉及复杂的机械运动与工质的热力学状态变化，其变量较多、方程复杂，仅就基本的能量守恒，从斯特林循环效率出发，基于经典Schmidt等温分析法模型[14]进行循环系统的分析。该热力学模型采用特征温度法描述工质在腔体内的热状态，将膨胀腔与加热腔耦合，其工质温度取为热源平均温度，同时将压缩腔与冷凝腔关联，工质温度等效于冷源平均温度。

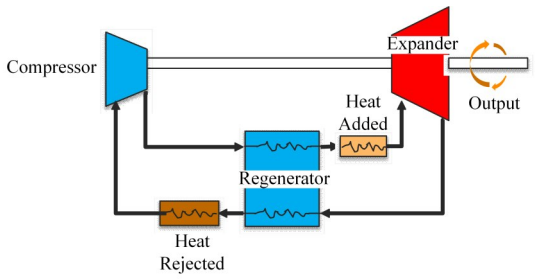


图4 斯特林机结构示意图（彩图见网络版）
Fig.4 Schematic diagram of Stirling machine structure (color online)

在热力学建模中，重点考虑了以下不可逆因素：1）热源与工作介质之间的非理想传热过程；2）回热装置的热损失效应及其对斯特林循环温差的调控作用。同时，模型简化假设中排除了热耗散、机械摩擦等次要不可逆因素的影响。假设热机中总的气体质量维持不变，建立斯特林热电转换及其与外部耦合模型（图5）。

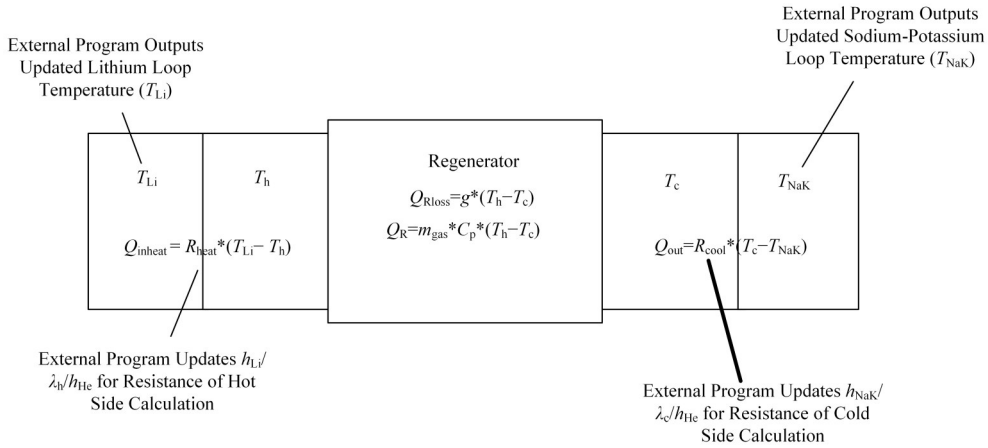


图5 斯特林热电转换模型示意图
Fig.5 Schematic diagram of the Stirling thermoelectric conversion model

2.4.1 回热器模型

由于斯特林循环本质是由两个等温过程和两个等容过程组成的，这里认为回热器功率恒定，实现对膨胀腔与压缩腔温差的控制。回热器功率可表示为：

$$Q_R = m_{gas} C_P (T_h - T_c) \tag{8}$$

式中：m_{gas}为单位时间通过回热器的工质质量流量，kg·s^{-1}；T_h为气体在膨胀腔（加热腔）内平均温度，K；T_c为气体在压缩腔（冷凝腔）内平均温度，K；C_P为气体比热，J·kg^{-1}·K^{-1}。

回热损耗是斯特林发动机运行过程中一种关键的不可逆能量损失。由式（9）计算：

$$Q_{Rloss} = g (T_h - T_c) \tag{9}$$

式中：g表示回热损耗常数，其数值取决于以下关键参数：1）回热器传热效能；2）工作介质的热力学性质（特别是定压比热容）；3）周期性热交换过程中工质的质量流量均值。经实验模拟测得，此处g=2.26×10^{-5}。

2.4.2 耦合模型

一、二次侧与斯特林系统间的耦合分别由式（10）、（11）表示：

$$Q_{inheat} = R_{heat} (T_{Li} - T_h) \tag{10}$$

$$Q_{out} = R_{cool} (T_c - T_{NaK}) \tag{11}$$

式中：Q_{inheat}为斯特林热腔从一回路锂冷却剂获得的输入热功率，W；Q_{out}为斯特林冷腔向二次侧液态钠钾释放的热功率，W；T_{Li}为一回路锂冷却剂温度，K；T_{NaK}为二回路钠钾冷却剂温度，K；R_{heat}为一回路锂和热腔气体间的等效热导，W·K^{-1}；R_{cool}为冷腔气体与二回路钠钾间的等效热导，W·K^{-1}。

热导由液-固、固-固、固-气三部分组成，具体为冷却剂与热（冷）腔壁间的换热，热（冷）腔壁内部的导热，热（冷）腔壁与斯特林机内的氦工质间的换热。

$$1/R_{heat} = 1/(h_{Li} A_h) + \delta/(\lambda_h A_h) + 1/(h_{He} A_h) \tag{12}$$

$$1/R_{cool} = 1/(h_{NaK} A_c) + \delta/(\lambda_c A_c) + 1/(h_{He} A_c) \tag{13}$$

式中：h_{Li}为液态锂与热腔壁的换热系数，W·m^{-2}·K^{-1}；h_{NaK}为液态钠钾与冷腔壁的换热系数，W·m^{-2}·K^{-1}；A_h为热腔壁与锂冷却剂接触面积，m^2；A_c为冷腔壁与钠钾冷却剂接触面积，m^2；λ_h为热腔壁导热系数，W·m^{-1}·K^{-1}；λ_c为冷腔壁导热系数，W·m^{-1}·K^{-1}；h_{He}为氦工质换热系数，W·m^{-2}·K^{-1}。

实际热机因受限于摩擦、热阻、流体黏性等不可逆过程，无法达到理论最大效率。这些不可逆因素导致能量损失，从而显著降低热机效率。理想的可逆斯特林循环为实现理论最高效率需以无限缓慢的

速度运行，以确保热力学平衡。然而，此类过程无法产生实际功率输出，因为功率输出依赖于有限时间内的能量转换。

基于能量守恒定律和斯特林循环最佳效率假设，单位时间一回路锂向斯特林热腔传递的热量（Q_{inheat}）、斯特林冷腔向二回路钠钾释放的热量（Q_{out}）、回热器热损失（Q_{Rloss}）以及斯特林热机效率（η_{stirling}）之间存在明确的热力学关系：

$$\eta_{\text{stirling}} = (1-c)(1-T_c/T_h) = \frac{Q_{\text{inheat}} - Q_{\text{out}} - Q_{\text{Rloss}}}{Q_{\text{inheat}}} \tag{14}$$

$$c = \frac{g}{nR_g \ln\lambda} \tag{15}$$

式中：g为回热损失常数；λ为压缩比（热腔冷腔体积之比）；c为实际效率修正系数；n为摩尔数。

2.5 对流-扩散全隐差分算法

针对锂冷快堆瞬态安全分析中的计算效率瓶颈问题，现有研究存在以下理论突破空间：传统系统分析程序普遍采用的半隐式算法（Semi-Implicit Method）在求解计算时，其时间步长受制于Courant-Friedrichs-Lewy（CFL）稳定性条件。这一数值稳定性约束在模拟长期慢瞬态工况时尤为显著，正如Patankar（1980）在《Numerical Heat Transfer and Fluid Flow》[15]中所论证的，此类算法在特征时间尺度跨越多个数量级的物理过程中必然面临计算效能衰减。

本研究提出采用全隐式差分格式（Fully Implicit Scheme）重构控制方程的离散系统，其创新性体现在：

1）通过对对流-扩散项实施全隐式离散化，构建具有无条件稳定特性的数值求解框架；

2）基于质量-动量-能量三大守恒定律构建的均相流模型，其适定性已由Temam（1979）的数学理论研究[16]所证实，这为突破CFL约束提供了理论基础。

首先针对单相流动系统的质量-动量-能量守恒方程组采用全隐式差分格式[17]，将微分方程转化为差分方程。空间离散过程中，采用X代表接管连接参数，O代表控制体参数，如图6所示。

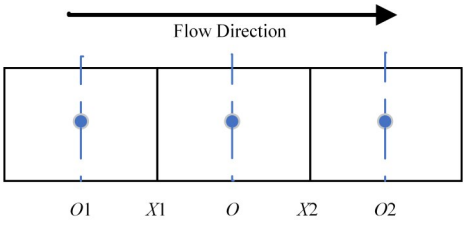


图6 差分网格示意图
Fig.6 Schematic of difference grid configuration

其中，三大方程的对流项均使用一阶迎风差分，能量方程中的导热项使用中心差分，三大方程的瞬态项使用一阶向后差分；推导得到如下形式差分方程：

$$A_O\frac{\rho_O^{n+1}-\rho_O^n}{\Delta t} + \frac{A_{X2}\rho_{X2}^{n+1}V_{X2}^{n+1} - A_{X1}\rho_{X1}^{n+1}V_{X1}^{n+1}}{\Delta z_O} = 0 \tag{16}$$

$$\rho_{X1}^{n+1}\frac{V_{X1}^{n+1}-V_{X1}^n}{\Delta t} + \rho_{X1}^{n+1}V_{X1}^{n+1}\frac{V_O^{n+1}-V_{O1}^{n+1}}{\Delta Z_{X1}} = -\frac{P_O^{n+1}-P_{O1}^{n+1}}{\Delta Z_{X1}} - \rho_X^{n+1}g\sin\theta - F_w - F_{\text{local}} \tag{17}$$

$$\frac{A_O\rho_O^{n+1}\left(H_O^{n+1}+\frac{(V_O^{n+1})^2}{2}\right) - A_O\rho_O^n\left(H_O^n+\frac{(V_O^n)^2}{2}\right)}{\Delta t} + \frac{A_{X2}\rho_{X2}^{n+1}V_{X2}^{n+1}\left(H_{X2}^{n+1}+\frac{(V_{X2}^{n+1})^2}{2}\right) - A_{X1}\rho_{X1}^{n+1}V_{X1}^{n+1}\left(H_{X1}^{n+1}+\frac{(V_{X1}^{n+1})^2}{2}\right)}{\Delta Z_O} - \frac{\lambda_{X1}^{n+1}A_{X1}\frac{T_{O1}^{n+1}-T_O^{n+1}}{\Delta Z_{X1}} + \lambda_{X2}^{n+1}A_{X2}\frac{T_{O2}^{n+1}-T_O^{n+1}}{\Delta Z_{X2}}}{\Delta Z_O} = A_O\frac{P_O^{n+1}-P_O^n}{\Delta t} - A_O\rho_O^{n+1}V_O^{n+1}g\sin\theta + Q_W \tag{18}$$

在离散化建模框架下，动量守恒方程依托于接管连接进行定义，而质量守恒方程与能量守恒方程基于控制体构建。假设反应堆系统包含J个接管和N个控制体，其非线性方程组的维度可确定为$J+2N$。采用Newton-Raphson迭代算法求解时，需预先构建雅可比矩阵，以支持迭代过程的收敛性分析。牛顿法的求解过程可表示为：

$$\boldsymbol{F}(\boldsymbol{x}) = \left[\boldsymbol{F}_1(\boldsymbol{x}),\boldsymbol{F}_2(\boldsymbol{x}),...,\boldsymbol{F}_n(\boldsymbol{x})\right]^{\mathrm{T}} = 0 \tag{19}$$

$$\frac{\partial \boldsymbol{F}}{\partial \boldsymbol{x}^k}\delta\boldsymbol{x}^k = -\boldsymbol{F}\left(\boldsymbol{x}^k\right) \tag{20}$$

$$\boldsymbol{x}^{k+1} = \boldsymbol{x}^k + \delta\boldsymbol{x}^k \tag{21}$$

方程组的求解以下三个关键变量作为主要未知量：控制体压力P、控制体比焓h以及接管流速V。基于此，得到解向量：

$$\boldsymbol{x}^k=\left[\ldots\quad P_{i-1}\quad h_{i-1}\quad V_{i-1/2}\quad P_i\quad h_i\quad V_{i+1/2}\quad P_{i+1}\quad h_{i+1}\quad \ldots\right] \tag{22}$$

对方程组关于求解变量求偏导，可得到雅可比矩阵，进而求得守恒方程对各求解变量的偏导数，填充雅可比阵；随后采用全主元高斯消去法求解该线性方程组，最终获得收敛解。

$$\delta\boldsymbol{x}^k=\left[\ldots\quad \Delta P_{i-1}\quad \Delta h_{i-1}\quad \Delta V_{i-1/2}\quad \Delta P_i\quad \Delta h_i\quad \Delta V_{i+1/2}\quad \Delta P_{i+1}\quad \Delta h_{i+1}\quad \ldots\right] \tag{23}$$

最后对三个主求解变量（P，h，V）进行更新，再基于此更新出该迭代步其他热工水力参数值。持续执行内迭代过程直至满足收敛准则，此时获得的解即为当前时间步的热工水力状态变量，内迭代结束，标志着该时间步的数值求解过程完成。

3　锂冷快堆斯特林热电转换系统分析程序验证

基于以上锂冷快堆斯特林热电转换系统分析模型，针对不同的模型选择合适的数值求解方法，采用分层模块化架构设计，开发了系统瞬态分析程序NUSOL-LMR-Li，并对程序对应模型进行基本算例问题验证。

3.1　全隐差分算法时间步长稳定性分析

全隐式数值算法展现出独特的计算特性，其数值解的收敛性和稳定性不受CFL条件的限制。为验证该算法的时间步长适应性，本研究选取典型的压差驱动单管流动算例进行数值分析。

图7展示了压差驱动单管流动示意图。该模型采用长度为5 m、内径为0.2 m的直圆管结构，管内工质为液态金属锂。在建模方法上，通过在管道进出口界面耦合时间相关控制体来施加流动边界条件。本算例的特殊性在于：由于管道进出口静压边界条件已明确给定，系统内的单相流动完全由轴向压力梯度所驱动。

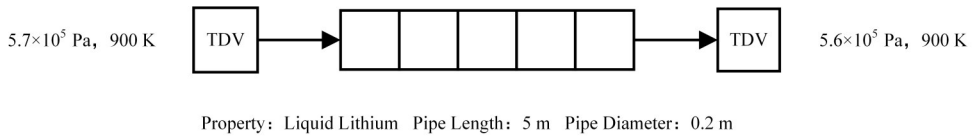


图7　单管流动示意图
Fig.7　Flow schematic of single-pipe system

在初始静止条件下，流体在轴向压力梯度驱动下产生加速运动。随着流速提升，壁面剪切应力导致的摩擦阻力效应逐渐增强，相应的黏性压损呈单调递增趋势。当系统达到动态平衡时，即摩擦压损与驱动压差数值相当时，流场参数呈现稳态特征。程序模拟的管道出口流速随时间的变化如图8所示。

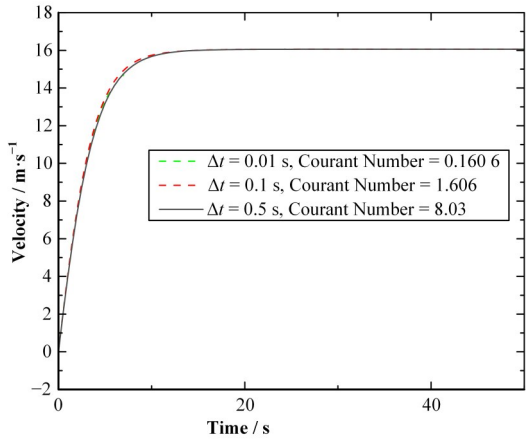


图8　管道出口流速随时间的变化（彩图见网络版）
Fig.8　Flow velocity variation over time at pipe outlet (color online)

数值结果表明，系统在初始静止条件下经过约20 s后，流动参数收敛至稳态值，此时管道出口截面平均流速稳定在16.06 m·s^{-1}。值得注意的是，在不同离散时间步长（Δt=0.1 s和0.5 s）条件下，计算结果的相对偏差小于0.5%，显示出优异的数值一致性。特别地，当采用0.5 s时间步长时，对应的Courant数达到8.03，显著超出传统显式格式的稳定性限制（CFL<1）。这一现象充分验证了全隐式算法具有以下特征：1）时间步长敏感性低；2）数值解收敛性不受CFL条件约束；3）适用于大时间步长瞬态模拟。

3.2　堆芯功率计算模型验证

利用NUSOL-LMR-Li求解基本算例与该算例解析计算的结果[13]进行对比，以验证程序堆芯功率计算模型准确性。

3.2.1　模拟阶跃正反应性扰动下热堆内中子密度$N(t)$瞬态响应

计算所需的热堆参数由表1给出。设定阶跃反应性ρ=0.003，时间步长h=0.1 s，初始中子密度$N(0)$=1.0 cm^{-3}，求解1 s内中子密度（cm^{-3}）的瞬态演化过程。采用数值解析的精确解作为基准参照数据，通

过NUSOL-LMR-Li的堆芯功率计算模型进行计算得出的结果与精确解进行比较如图9所示，可以看出，在引入阶跃正反应性工况下两者符合得非常一致，最大偏差为0.53%，且逐渐变小，程序计算精度较高。

表1 中子动力学参数
Table 1 Neutron kinetics parameters of thermal reactor

组别 Group	衰变常数λ_i Decay constant λ_i / s^{-1}	缓发中子有效份额β_i Effective delayed neutron fraction β_i
1	0.012 7	0.266×10^{-3}
2	0.031 7	1.494×10^{-3}
3	0.115	1.316×10^{-3}
4	0.311	2.849×10^{-3}
5	1.40	0.896×10^{-3}
6	3.87	0.182×10^{-3}
中子代时间 Neutron generation time Λ / s	0.000 02	

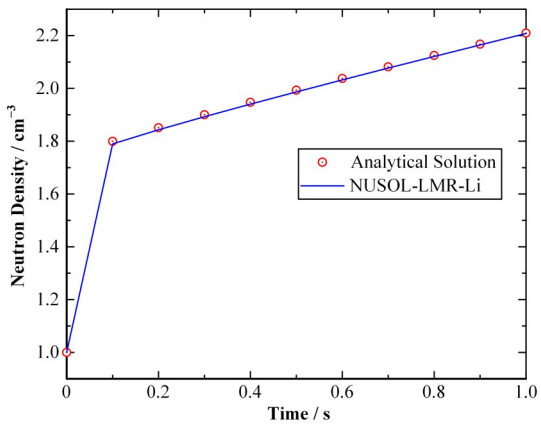


图9 阶跃正反应性引入算例NUSOL-LMR-Li模拟结果的对比（彩图见网络版）
Fig.9 Comparison of simulation results for step positive reactivity insertion case using NUSOL-LMR-Li (color online)

3.2.2 模拟阶跃负反应性扰动下热堆内中子密度$N(t)$瞬态响应

本算例中计算所需热堆参数与表1一致。设定阶跃反应性ρ=−0.007，时间步长h=0.1 s，初始中子密度$N(0)$=1.0 cm^{-3}，求解1 s内中子密度（cm^{-3}）的瞬态演化过程。采用数值解析的精确解作为基准参照数据，将通过程序的堆芯功率计算模型计算得出的结果与精确解进行比较，结果如图10所示，可以看出，在引入阶跃负反应性工况下两者符合得非常一致，最大偏差为0.32%，计算精度较高。

综上可知，在正、负阶跃反应性输入工况下NUSOL-LMR-Li的模拟计算结果与精确解均吻合较好，表明了程序中堆芯功率计算模型的正确性，可以满足反应性引入等事故计算的需要。

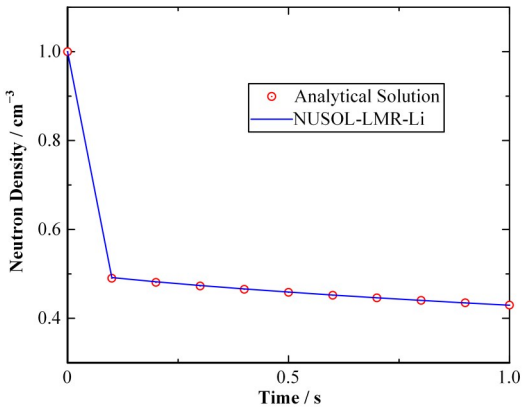


图10 阶跃负反应性引入算例NUSOL-LMR-Li模拟结果的对比（彩图见网络版）
Fig.10 Comparison of simulation results for step negative reactivity insertion case using NUSOL-LMR-Li (color online)

3.2.3 模拟大阶跃正反应性扰动下热堆内中子密度$N(t)$瞬态响应

本算例中计算所需热堆参数与表1一致。设定阶跃反应性ρ=0.007，时间步长h=0.1 s，初始中子密度$N(0)$=1.0 cm^{-3}，求解1 s内中子密度（cm^{-3}）的瞬态演化过程。采用数值解析的精确解作为基准参照数据，通过堆芯功率计算模型的程序求解结果与精确解的对比（表2）可以看出，即使在较大的反应性扰动下，最大误差依然保持在可接受范围内，计算结果与解析解一致性较好，且随着时间的增加，误差的增长非常缓慢。

表2 大阶跃正反应性引入(ρ=0.007)算例NUSOL-LMR-Li模拟结果的对比
Table 2 Comparison of NUSOL-LMR-Li simulation results for the large-step negative reactivity insertion (ρ=0.007) calculation case

精确解 Analytical solution	程序模拟结果 Simulation results of NUSOL-LMR-Li	相对误差 Relative error / %
45.223 03	45.302 121 7	0.174 892 53
159.725 7	161.042 622 4	0.824 490 005
518.896 1	527.373 141 8	1.633 668 4
1 667.286	1 708.844 673	2.492 594 14
5 345.879	5 526.095 263	3.371 125 00
17 139	17 861.877 74	4.217 735 79
54 894.93	57 727.283 73	5.159 590 75
175 890.5	186 560.646 8	6.066 357 66
563 570.1	602 913.086 1	6.981 027 93
1 805 726	1 948 445.105	7.903 696 62

3.3 斯特林热电转换模型验证

3.3.1 斯特林循环热力参数验证

NASA委托Sunpower公司研制并测试了一款1 kW级斯特林发动机原型RE-1000。基于该样机的实验结果[18]，对所建立的斯特林模型进行了有效性验证。表3列出了RE-1000的关键设计参数，并展示了模型计算结果与实验测量值的对比情况，二者最大相对误差为1.63%。由此可见，该模型能够为斯特林热电转换过程的分析提供精确可靠的数据支持。

表3 模型计算结果与实验测量值的对比
Table 3 Comparison between model predictions and experimental measurements

参数 Parameter	RE-1000样机设计值 RE-1000 prototype	模拟值 Simulated value	相对误差 Relative error / %
膨胀空间温度 Expansion space temperature / K	839	838.3	0.08
压缩空间温度 Compression space temperature / K	318	317.3	0.23
平均压力 Average pressure / MPa	7.0	7.0	0
斯特林循环效率 Stirling cycle efficiency / %	30.6	31.1	1.63

3.3.2 锂冷-斯特林循环回路计算

基于SP-100系统设计的锂冷快堆STCS回路建模节点图如图11所示，锂冷却剂在堆芯加热后，首先进入上部过渡腔室（上腔室），随后流经斯特林机的一次侧换热通道，完成与斯特林机膨胀腔（热端）的热交换后通过垂直下降段，在电磁泵的驱动作用下进入下部过渡腔室（下腔室），最终完成闭合循环返回堆芯入口，构成一回路的循环。二次侧钠钾工质则与斯特林机压缩腔（冷端）换热，通过边界条件等效处理废热排放。

为开展锂冷快堆耦合STCS的瞬态安全特性研究，本研究首先基于自主研发的NUSOL-LMR-Li程序平台，建立了反应堆稳态运行工况的数值模型，该计算工作为后续事故工况的瞬态安全分析提供了必要的初始条件和基准参考。

根据文献[10，19]提供的系统和斯特林机参数，计算所得的主要热工水力参数及其与设计值的对比结果已整理于表4。数据分析显示，斯特林热端、冷端平均温度保持一定的温度差，符合斯特林机的工作特点，表明斯特林机的热力循环运行正常。综上所述，程序所得的稳态结果能证明建模成功。

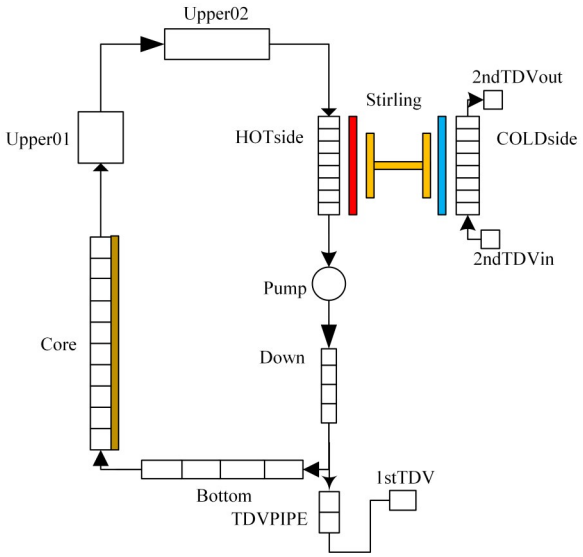


图11 锂冷快堆斯特林热电转换系统回路建模节点图
Fig.11 Modeling node diagram of Stirling thermoelectric conversion system in lithium-cold fast reactor

表4 锂冷快堆-斯特林系统稳态热工参数对比
Table 4 Steady-state thermal-hydraulic parameters of LFR-stirling system: calculation *vs.* design benchmark

参数 Parameter	计算值 Calculated value	设计值 Design value	相对误差 Relative error / %
堆芯热功率 Core thermal power / kW	455.037	455	0.008
堆芯出口温度 Core outlet temperature / K	1 358.701	1 350	0.644
堆芯进口温度 Core inlet temperature / K	1 318.401	1 310	0.641
二次侧出口温度 Secondary side outlet temperature / K	643	637	0.941
斯特林热端平均温度 Average stirling hot side temperature / K	1 318.371	1 318	0.028
斯特林冷端平均温度 Average stirling cold end temperature / K	660.371	660	0.056
斯特林循环效率 Stirling cycle efficiency	0.415	0.4	3.750

4 事故瞬态安全分析

为评估锂冷快堆STCS在异常工况下的安全性能与自适应能力，基于SP-100设计的锂冷STCS开展瞬态事故安全分析[20]。

基于NUSOL-LMR-Li程序，本章重点研究反应性引入事故和斯特林机回热器堵塞事故两类典型工况。反应性引入事故[21]主要由控制棒误操作或冷却剂沸腾引发，可能导致堆芯功率骤增，是检验快堆动态安全特性的关键场景；斯特林机回热器堵塞事故则多因杂质沉积或材料老化造成，会显著影响系统热电转换效率。通过模拟这两类事故下堆芯功率、温度分布及斯特林循环参数的动态演变，全面评估了系统的固有安全特性和故障容限能力。这两类事故分别针对核能产生端和能量转换端的最典型故障模式，研究结果可为空间核动力系统的安全设计提供重要依据。

4.1 反应性引入事故

当系统在t=0 s时受到0.1 $反应性阶跃扰动且保护系统未触发时，堆芯功率瞬态响应特性如图12所示。堆芯功率在7 s内迅速上升到534 kW。堆芯功率的上升直接导致堆芯温度和一回路温度迅速升高（图13）。

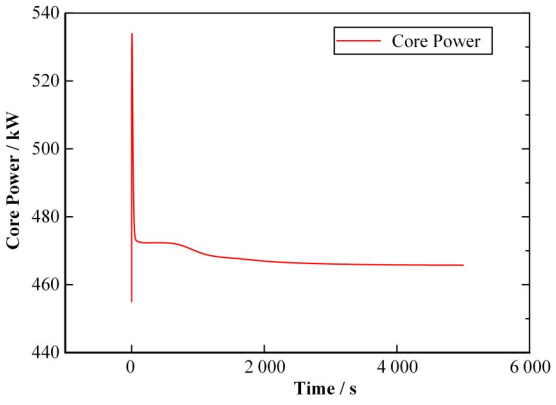


图12 反应性引入事故下堆芯功率的变化
Fig.12 Changes of core power over time under reactivity insertion accident

对二回路，额外的反应性引入会导致斯特林机热端温度升高，为了维持正常循环，冷端温度随之升高，进而带动二回路温度的上升（图14）。然而，由于整体上的负反馈调节机制的存在，堆芯功率得到有效控制，逐渐下降并达到466 kW的稳态运行值。随着功率的平稳，温度最后趋于稳定。堆芯进出口温度和二次侧出口温度上升幅度分别为5.74 K、14.7 K、2.24 K。

总之，尽管在0 s时引入了额外的反应性，导致

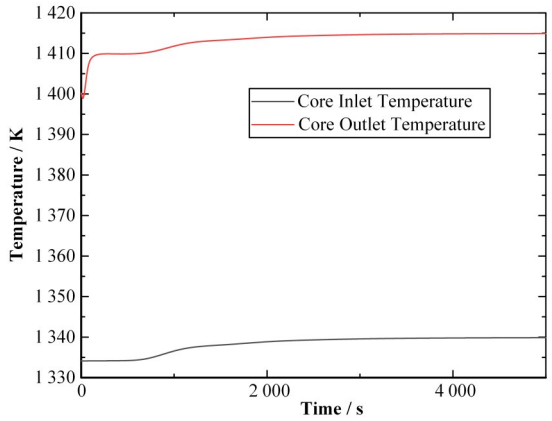


图13 反应性引入事故下堆芯进出口温度随时间的变化（彩图见网络版）
Fig.13 Variations of core inlet and outlet temperatures over time under reactivity insertion accident (color online)

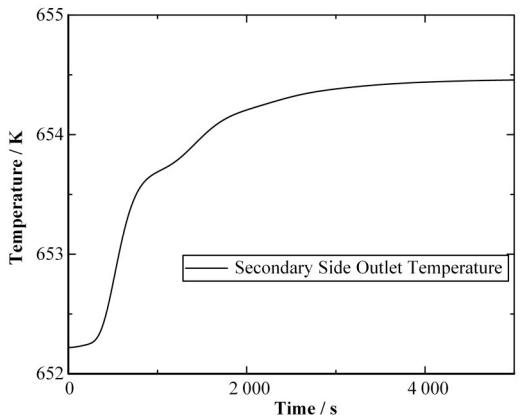


图14 反应性引入事故下二次侧出口温度变化
Fig.14 Change of secondary side outlet temperature with time under reactivity insertion accident

堆芯功率和温度的瞬时上升，但系统的负反馈调节机制有效地控制了堆芯功率，使其最终稳定在466 kW。这一过程不仅展示了锂冷快堆斯特林热电转换系统在超功率事故下的自我调节能力和固有安全性，也强调了负反馈机制在维持空间堆安全稳定运行中的重要作用。

4.2 斯特林机回热器堵塞事故

在太空中运行时，斯特林动力转换系统中的回热器负责控制膨胀腔，压缩腔的温差，如果由于杂质积聚、腐蚀，回热器因堵塞会使斯特林机热电转换效率受到影响而下降。

本事故分析中，假设0~10 s斯特林机正常运行，10~300 s斯特林机因回热器堵塞效率开始降低至正常效率的50%，无保护动作。从图15可以看出，10 s发生事故，斯特林循环效率在30 s降到最低点22.24%，后系统逐渐适应了部分堵塞的条件缓慢上升并稳定于26.8%。

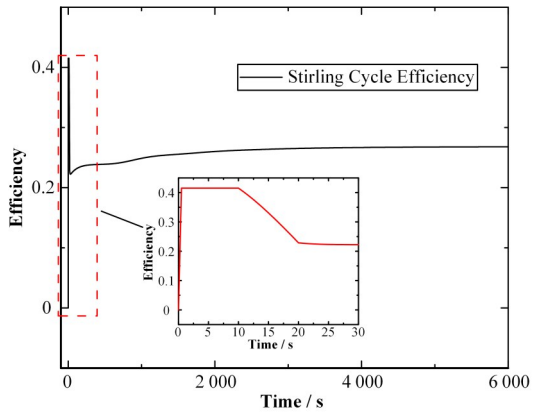


图15 斯特林机回热器堵塞事故循环效率变化
Fig.15 Change of Stirling cycle efficiency with time under stirling engine regenerator blockage accident

图16展示了斯特林机在回热器堵塞事故中冷热端平均温度随时间的变化。在0~10 s的正常运行阶段，热端和冷端温度分别稳定在1 318 K和660 K左右，温差约为658 K。事故发生后（10~30 s），由于回热器堵塞导致热传递效率骤降，热端温度剧降（约300 K），最终稳定在1 023 K。反映了堵塞对工质膨胀做功能力的直接截断效应，而后续稳定态的形成则源于斯特林循环系统自发重构的热平衡机制。与此同时，冷端温度由于循环效率下降，斯特林机内的氦工质携带的高温热能无法被冷端有效导出，导致热量短时间内在回热器和冷端腔室蓄积，冷端温度故而迅速被抬升至900 K，连带二次侧温度也上升至740 K。随着新的循环构建起来，冷端温度下降至692 K，二次侧温度也从事故开始的上升转而下降趋于稳定（图17），印证了冷端换热的高效鲁棒性：尽管热端输入骤减引发短期热耦合失衡，散热系统仍通过维持恒定温度梯度抵御了工质冷凝风险。值得注意的是，冷热端温差从初始658 K收窄至事故稳态的330 K，该温差重构现象精准对应26.8%的实际效率值（低于原设计40%，但高于卡诺理论下限21%），揭示了温差作为循环效率决定性因子的物理本质。这一动态演化过程凸显了锂冷快堆斯特林热电转换系统的热惯性缓冲特性与故障自适应能力，为空间核电源在极端工况下的持续供能可靠性提供了关键实验证据。

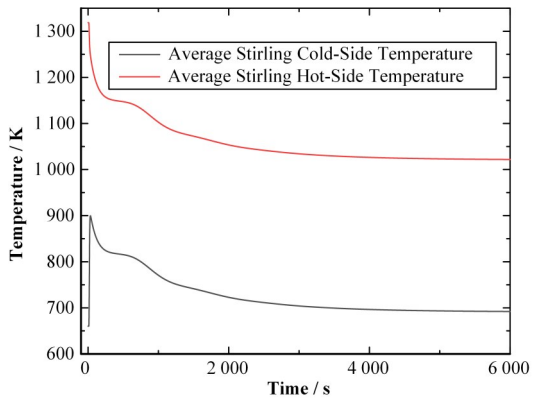


图16 斯特林机回热器堵塞事故下冷热端平均温度变化（彩图见网络版）
Fig.16 The average temperature changes over time in the hot and cold sides of a Stirling engine under Stirling engine regenerator blockage accident (color online)

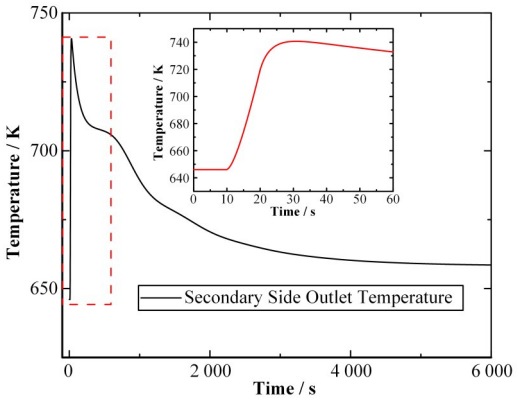


图17 斯特林机回热器堵塞事故二次侧出口温度变化
Fig.17 Change of the outlet temperature of the secondary side over time under Stirling engine regenerator blockage accident

5 结语

本研究为分析锂冷空间堆斯特林热电转换系统的瞬态安全特性，开发了瞬态分析程序NUSOL-LMR-Li，并通过相关模型验证和事故分析系统性地评估了其性能与可靠性。研究的主要结论如下：

1）模型验证的高精度

堆芯功率模型通过三种典型算例验证了其高精度：阶跃正反应性引入和阶跃负反应性引入，最大相对误差分别为0.53%和0.32%，大阶跃正反应性引入算例最大误差在可接受范围内，且随时间增加，误差增长缓慢。此外，全隐式算法的稳定性通过一个由压力差驱动的单管流动示例得到确认，即使使用较大的时间步长，流速也能保持一致。这些验证确保了堆芯功率计算和数值方法的可靠性和准确性，这对于锂冷快堆斯特林热电转换系统的安全性和性能至关重要。基于NASA的RE-1000斯特林样机参数进行稳态验证，热端温度、冷端温度及循环效率的计算误差最大为1.63%，在锂冷-斯特林循环回路计算验证中用程序计算的稳态结果与设计参数对比，最大误差为3.8%，证明了NUSOL-LMR-Li在模拟锂冷快堆斯特林热电转换系统过程中的高精度与可靠性。

2）事故安全特性

a）反应性引入事故（0.1 $）：堆芯功率在7 s内升至534 kW，随后通过燃料多普勒效应和冷却剂密

度负反馈机制自稳定至466 kW，堆芯出口温度升幅控制在14.7 K以内，显示了系统在超功率事故下的自我调节能力和固有安全性。

b）斯特林机回热器堵塞事故：因回热器发生堵塞斯特林机效率从40%降至22.24%，但系统通过自发热平衡重构（热端温度降至1 023 K，冷端升至692 K）使效率恢复至26.8%，接近卡诺效率极限的80%。冷热端温差从658 K收窄至330 K，揭示了温差对效率的主导作用及系统的故障容限特性。

基于NUSOL-LMR-Li，本研究实现了锂冷快堆斯特林热电转换系统的瞬态仿真，验证了程序中模型的准确性。通过专门针对锂冷快堆斯特林热电转换系统特性的事故分析，不仅揭示了锂冷快堆的负反馈自稳定机制，并展示了在斯特林机回热器堵塞这一创新事故场景下，斯特林热电转换系统的温差驱动效率特性，为空间堆电源系统的安全设计与故障容限优化提供了理论依据和技术支持。NUSOL-LMR-Li程序作为一种高效分析工具，可为未来空间堆的瞬态安全评估与工程优化提供重要参考。后续会根据空间堆实际运行条件，对更多事故进行模拟分析。

作者贡献声明 曾荣添负责实施研究，瞬态分析程序开发，事故安全分析和解释数据，部分图表绘制，起草文章；单建强负责指导，支持性贡献；葛莉负责对文章的知识性内容作批评性审阅；王建伟负责采集参考数据和部分图表绘制；吴攀负责获取研究经费，行政、技术或材料支持。

参考文献

1 孙振. 我国核能冷却剂技术获新突破[N]. 人民日报 2018-10-15(12).
SUN Zhen. New breakthroughs in China's nuclear reactor coolant technology[N]. People's Daily, 2018-10-15(12).

2 Patel N S, Pavlík V, Boča M. High-temperature corrosion behavior of superalloys in molten salts – a review[J]. Critical Reviews in Solid State and Materials Sciences, 2017, **42**(1): 83 – 97. DOI: 10.1080/10408436.2016.1243090.

3 Dehlin F, Acharya G, Bortot S, *et al*. Implementation of an autonomous reactivity control system in a small lead-cooled fast reactor[J]. EPJ Web of Conferences, 2021, **247**: 07006. DOI: 10.1051/epjconf/202124707006.

4 刘硕, 李文姝, 金钊, 等. 液态锂在棒束通道中流动换热数值模拟研究[J]. 核技术, 2025, **48**(7): 070021. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240452. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240452.
LIU Shuo, LI Wenshu, JIN Zhao, *et al*. Numerical simulation of liquid lithium flow heat transfer in the rod bundle channel[J]. Nuclear Techniques, 2025, **48**(7): 070021. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240452. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240452.

5 Marriott A T, Fujita T. Evolution of SP-100 system designs[J]. AIP Conference Proceedings, 1994, **301**(1): 157.

6 游尔胜, 张廷, 幸奠川, 等. 斯特林动力转换系统性能及应用技术研究[J]. 核动力工程, 2024, **45**(5): 269 – 276. DOI: 10.13832/j.jnpe.2024.05.0269.
YOU Ersheng, ZHANG Ting, XING Dianchuan, *et al*. Research on system performance and engineering application of stirling power conversion technology[J]. Nuclear Power Engineering, 2024, **45**(5): 269 – 276. DOI: 10.13832/j.jnpe.2024.05.0269.

7 Yan B H, Wang C, Li L G. The technology of micro heat pipe cooled reactor: a review[J]. Annals of Nuclear Energy, 2020, **135**: 106948. DOI: 10.1016/j. anucene. 2019.106948.

8 张阳, 俞楼涵榕, 余大利, 等. 基于蒙特卡罗和CFD耦合模拟的空间锂冷核反应堆设计分析[J]. 核科学与工程, 2022, **42**(1): 28 – 33. DOI: 10.3969/j. issn. 0258-0918. 2022.01.004.
ZHANG Yang, YU Louhanrong, YU Dali, *et al*. Analysis of a space lithium-cooled nuclear reactor design with coupling Monte Carlo and CFD simulation[J]. Nuclear Science and Engineering, 2022, **42**(1): 28 – 33. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2022.01.004.

9 金钊, 王成龙, 刘逍, 等. 百千瓦级空间锂冷快堆系统热工安全特性研究[J]. 原子能科学技术, 2022, **56**(3): 443 – 449. DOI: 10.7538/yzk.2021.youxian.0072.
JIN Zhao, WANG Chenglong, LIU Xiao, *et al*. Thermal-hydraulic and safety analysis of space hundred-kilowatt lithium-cooled fast reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2022, **56**(3): 443 – 449. DOI: 10.7538/yzk.2021.youxian.0072.

10 张明辉, 苟军利, 王政, 等. 兆瓦级高效紧凑型核动力系统运行特性研究[J]. 核技术, 2024, **47**(2): 020601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.020601.
ZHANG Minghui, GOU Junli, WANG Zheng, *et al*. Operation characteristics of a megawatt nuclear power system with high efficiency and compactness[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(2): 020601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.020601.

11 Harty R B, Mason L S. 100-kWe Lunar/Mars surface

power utilizing the SP-100 reactor with dynamic conversion[C]//Proceedings of the Tenth Symposium on Space Nuclear Power and Propulsion. Albuquerque, New Mexico, USA. AIP, 1993: 1065 – 1071. DOI: 10.1063/1.43087.

12 袁红球, 胡大璞. 高次端点浮动法—解点堆中子动力学方程[J]. 核动力工程, 1995, **16**(2): 124 – 128.
YUAN Hongqiu, HU Dapu. High-order end floating method — for solving point reactor neutron kinetics equations[J]. Nuclear Power Engineering, 1995, **16**(2): 124 – 128.

13 夏彦, 李健, 周钦, 等. 斯特林热电一体化空间堆电源研究进展[J]. 中国基础科学, 2023, **25**(1): 46 – 54, 59. DOI: 10.3969/j.issn.1009-2412.2023.01.006.
XIA Yan, LI Jian, ZHOU Qin, *et al*. Research progress on the stirling generator based on thermoelectric integrated space reactor design[J]. China Basic Science, 2023, **25**(1): 46 – 54, 59. DOI: 10.3969/j.issn.1009-2412.2023.01.006.

14 Walker G, Senft J R, Walker G, *et al*. Free-piston Stirling engines[M]. Springer Landon: Springer, 1985.

15 Patankar S V. Numerical heat transfer and fluid flow[M]. Amsterdam: John Benjamins Publishing Company, 1980.

16 Temam R, Chorin A. Navier stokes equations: theory and numerical analysis[J]. Journal of Applied Mechanics, 1978, **45**(2): 456. DOI: 10.1115/1.3424338.

17 刘伟, 胡守印, 续亮, 等. 基于全隐算法的螺旋管蒸汽发生器瞬态分析程序开发及验证[J]. 核技术, 2025, **48**(4): 040608. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240029. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240029.
LIU Wei, HU Shouyin, XU Liang, *et al*. Development and verification of transient analysis code of helical coil steam generator of high-temperature gas-cooled reactor based on all-implicit algorithm[J]. Nuclear Techniques, 2025, **48**(4): 040608. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2025.hjs.48.240029. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240029.

18 Tew R C. Comparison of free-piston Stirling engine model predictions with RE1000 engine test data[R]. Washington, D. C.: National Aeronautics and Space Administration, 1984.

19 Dai Z W, Wang C L, Zhang D L, *et al*. Design and analysis of a free-piston stirling engine for space nuclear power reactor[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2021, **53**(2): 637 – 646. DOI: 10.1016/j.net.2020.07.011.

20 冉旭, 单建强, 张斌, 等. 先进空间快堆安全特性分析[J]. 原子能科学技术, 2006, **40**(6): 703 – 706. DOI: 10.3969/j.issn.1000-6931.2006.06.014.
RAN Xu, SHAN Jianqiang, ZHANG Bin, *et al*. Safety characteristic analysis of advanced space fast reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2006, **40**(6): 703 – 706. DOI: 10.3969/j.issn.1000-6931.2006.06.014.

21 吴攀, 朱煜, 欧阳泽宇, 等. 不同热电转换系统的热管堆反应性引入事故特性研究[J]. 核技术, 2024, **47**(11): 110603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.110603.
WU Pan, ZHU Yu, OUYANG Zeyu, *et al*. Characteristics of reactivity insertion accident of heat pipe reactors using different thermoelectric conversion systems[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(11): 110603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.110603.