

# 100 kWe 级空间快堆核电源系统仿真平台 开发与应用

侯捷名<sup>1</sup>, 张浩<sup>2</sup>, 汪彬<sup>2</sup>, 王欣<sup>1</sup>, 匡波<sup>1</sup>

(1. 上海交通大学核科学与工程学院, 上海 200240; 2. 上海宇航系统工程研究所, 上海 201109)

**摘要:** 空间核反应堆电源作为一种具有竞争力的空间电源方案, 正逐渐受到关注及应用。本文针对一个 100 kWe 级锂冷快堆耦合布雷顿循环的空间堆核动力系统方案, 修改了 RELAP5 程序中的物性程序、换热模型, 程序中的中子动力学模块使用蒙特卡洛方法计算快堆物理参数与堆芯控制调节参数, 由此集成并建立一个空间快堆核动力系统综合仿真平台, 应用该平台对 100 kWe 级空间堆核动力系统进行了稳态模拟与事故分析。结果表明: 在瞬态发生后系统各参数变化符合预期, 验证了各部件及控制系统的功能性及有效性; 同时, 还初步进行了仿真平台用于 100 kWe 级空间反应堆核动力系统设备的设计优化的实践, 为空间快堆设计与安全分析提供了技术储备。

**关键词:** 空间核动力; 仿真平台; 事故分析; 设计优化

**中图分类号:** TL 333 **文献标志码:** A

**DOI:** 10.19328/j.cnki.1006-1630.2020.02.018

## Development and Application of a Simulation Platform for 100 kWe Space Fast Reactor Nuclear Power System

HOU Jieming<sup>1</sup>, ZHANG Hao<sup>2</sup>, WANG Bin<sup>2</sup>, WANG Xin<sup>1</sup>, KUANG Bo<sup>1</sup>

(1. School of Nuclear Science and Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China;

2. Shanghai Aerospace System Engineering Research Institute, Shanghai 201109, China)

**Abstract:** As a competitive space power supply scheme, space nuclear reactor power supply is getting more and more attention and application. In this paper, the physical property part and heat transfer mode of the RELAP5 program are modified for the analysis of a 100 kWe space reactor nuclear power system scheme for lithium-cooled fast reactor coupled with Brayton cycle. The thermodynamic and transport properties of lithium liquid and He-Xe mixture gas are applied to the RELAP5 code. The neutron kinetics module uses the Monte-Carlo method to calculate the physical, control, and regulation parameters of the fast reactor. The platform is applied in both the steady-state simulation and the safety analysis for the 100 kWe space reactor nuclear power system. The results indicate that the parameters of the system are in accordance with the expectation after the transient state occurs, verifying the functionality and effectiveness of the components and control system. Meanwhile, applications of the simulation platform to the design optimization of 100 kWe space reactor nuclear power system devices have also been gradually carried out, which provides technical reserves for the design and safety analysis of space fast reactor.

**Key words:** space nuclear power; simulation platform; accident analysis; design optimization

## 0 引言

空间核反应堆电源具有高功率密度、长寿命以及不受外部条件影响等优势, 受到广泛的关注。目

前为止, 美国和苏联共发射过 35 个具有核反应堆的航天器<sup>[1]</sup>。已有的反应堆设计方案主要有: 液态金属快堆、热管冷却反应堆、气冷快堆等。热电转换

收稿日期: 2019-12-14; 修回日期: 2020-03-10

作者简介: 侯捷名(1995—), 男, 硕士, 主要研究方向为空间堆仿真模拟。

通信作者: 匡波(1969—), 男, 博士, 副教授, 主要研究方向为核反应堆热工水力。

方案主要考虑了布雷顿循环、斯特林循环与热离子转换等。我国空间堆的研发与应用尚处于起步阶段,成熟的空间堆系统分析程序尚未出现,针对空间应用进行反应堆系统方案选择、空间堆动力系统概念设计与配置优化、总体技术与设备材料研发、空间堆安全分析等方面仍有大量工作要做。其中,通过反应堆系统的综合模拟与仿真计算分析,是进行系统方案概念设计与优化的重要途径之一。

本文结合一个100 kWe级液态金属冷却快堆耦合布雷顿循环的核动力系统方案,开发建立了一个能够对反应堆及一、二回路系统正常及事故运行特性进行系统模拟的综合仿真平台,并进行初步验证。通过系统稳态工况、部分运行瞬态,以及典型事故进程的模拟应用,初步确认了模型与仿真平台

开发的可行性及其对系统方案进行评估的可用性。

### 1 空间核反应堆动力系统结构

典型的快堆耦合布雷顿循环的空间核反应堆动力系统流程如图1所示<sup>[2]</sup>。系统由一回路(反应堆冷却剂系统,如图2所示)及二回路(布雷顿动力循环回路)相互耦合构成。结构紧凑的快堆堆芯以液态金属锂为冷却剂,回路运行温度在1 600 K以下(锂的沸点约1 620 K),堆芯释热通过联系一、二回路的中间换热器传递至二回路;二回路以氦氙混合气体(40 g/mol)为工质,回路工作于布雷顿气体循环实现热功转换:通过中间换热器加热的氦氙气体进至透平机膨胀做功,排气经回热器、冷却器放热后进入压气机压缩,回热后返回中间换热器,完成动力循环。

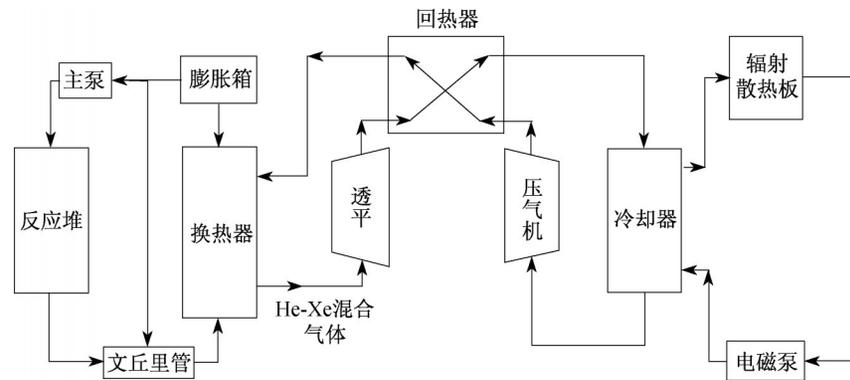


图1 典型空间核反应堆动力系统流程图

Fig.1 Flow chart of typical space nuclear reactor power system

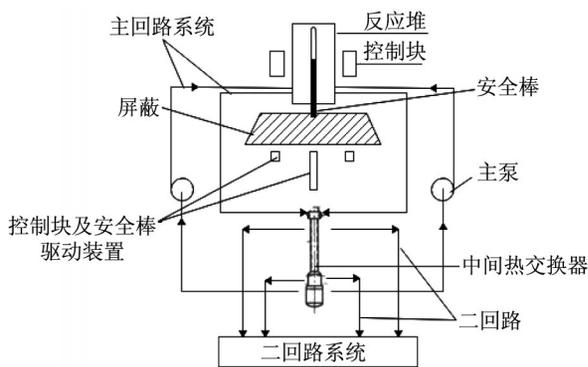


图2 反应堆一回路系统

Fig.2 Reactor primary system

反应堆堆芯结构如图3所示<sup>[3]</sup>。棒状燃料(富集度90%以上的UN)由钎合金制作的蜂巢结构支撑,并建立燃料棒周围的冷却剂通道,约860根燃料棒置于反应堆容器中,堆外设有轴向移动的中子反

射块,用以控制堆芯功率。堆内设3根B<sub>4</sub>C安全棒,任何一根都可将反应堆由满功率降至次临界。反射块与安全棒运动受堆芯控制与保护系统控制。此外堆内还设有辅助冷却与加热回路(U形管),用于启动前将融化锂冷却剂,以及在一回路冷却剂丧失时冷却堆芯。

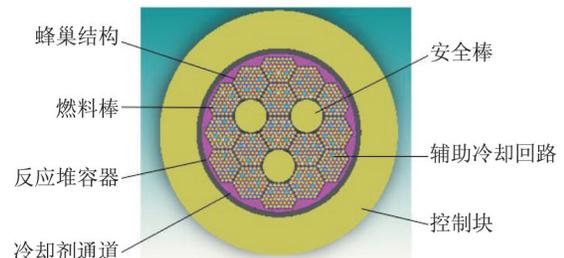


图3 反应堆堆芯结构

Fig.3 Reactor core structure

## 2 仿真平台的开发

### 2.1 分析工具及改造

对空间堆动力系统及运行进行仿真,需实现对系统热工水力、中子动力学及其耦合的系统行为的模拟。因此,平台开发需要选择有效的分析工具。本文采用RELAP5对一、二回路及其耦合的系统特性与行为进行仿真模拟。然而,该程序主要针对水堆开发,其中子动力学模拟对快堆而言有一定局限,且热工水力模型对以液态金属冷却剂与氦氙气体为工质的一、二回路系统分析也不完全适用,因此,需对分析工具的部分模型与参数进行修改。为此,本研究主要对该分析工具进行了如下几方面改造:

1) 采用粒子输运计算程序MCNP计算快堆运行条件范围内的中子物理参数(燃料多普勒系数、堆芯轴向与径向功率分布、 $k_{eff}$ 、平均裂变能量等),以此及其导出结果作为RELAP5程序(点堆)中子动力学模块的输入。

2) 对RELAP5程序中对流换热模型与相应关联式进行修改,使其适用于液态金属锂以及氦氙混合气体(40 g/mol)的流动传热过程的计算。采用了广泛应用于液态金属快堆热工分析中的单相对流换热公式。

液态金属换热关联式具有如下形式<sup>[4]</sup>:

$$Nu = \alpha + \beta(Re Pr)^\gamma = \alpha + \beta Pe^\gamma \quad (1)$$

式中: $Re$ 为雷诺数; $Pr$ 为普朗特数; $Pe$ 为贝克来数; $\alpha, \beta, \gamma$ 为是依赖于几何和边界条件的系数。公式右侧第一部分 $\alpha$ 表示热传导效应,第二部分为对流换热效应。

堆芯流道换热采用FFTF公式:

$$Nu = 4.0 + 0.16(P/D)^{5.0} + 0.33(P/D)^{3.8}(Pe/100)^{0.86} \quad (2)$$

式中: $P/D$ 为燃料棒束栅径比。式(2)适用范围为 $1.1 \leq P/D \leq 1.4$ 且 $10 \leq Pe \leq 5000$ 。

其他流道换热采用Aoki关联式计算为

$$Nu = 6.0 + 0.025(\phi Pe)^{0.8} \\ \phi = \frac{0.014[1 - \exp(-71.8\chi)]}{\chi} \\ \chi = \frac{1}{Re^{0.45} Pr^{0.2}} \quad (3)$$

式(2)适用范围为 $Re \leq 17000$ 。对于 $Re \leq 3000$ 的

层流区域,

$$Nu = 4.36 \quad (4)$$

二回路混合气体对流换热仍采用RELAP5中原有的用于计算气体换热的Dittus-Boelter公式计算。

对上述换热模型分别在RELAP5-Li、RELAP5-HeXe程序中进行修改,并在RELAP程序热构件卡501/601中选择。

3) RELAP5程序模块中尚缺液态锂与氦氙气体的热物性计算,为此有效地加入了此两种物性计算模块,实现对一、二回路的系统分析。其中,液态锂的热物性采用文献[5]提供的计算式,范围从锂的三相点到临界点温度(453.65~1600 K),覆盖了锂冷快堆冷却剂正常工作温区(1150~1350 K)。氦氙混合气体(40 g/mol)物性由文献[6-7]中的计算式给出,适用范围:压强 $p < 20$  MPa,温度 $T < 1400$  K。由此,分别发展了采用液态锂为工质的RELAP5-Li,以及采用氦氙气体为工质的RELAP5-HeXe。

4) 两个RELAP5程序的集成改造:改造目的是将标准的批处理形式的单机版RELAP5-Li与RELAP5-HeXe改造成可与耦合计算平台的实时数据库通信,并受平台统一调度的交互版RELAP。为此需在RELAP程序主循环中加入与平台同步的控制点,同步及数据交互均在RELAP的DTSTEP函数中完成。改造后的DTSTEP函数结构如图4所示。

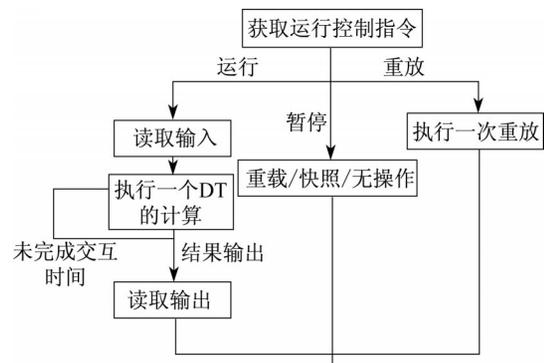


图4 改造后的DTSTEP函数结构

Fig.4 Modified DTSTEP function structure

### 2.2 系统及关键部件的RELAP建模

基于RELAP5分析工具计算空间堆核动力系统时,建模对象主要包括堆芯、上腔室、下腔室、电

磁泵、中间热交换器(IHX)、管道、透平、压气机、回热器等。系统部分参数见表 1。

表 1 系统参数  
Tab.1 System parameters

参数	数值
堆芯高度/m	0.6
堆芯内部流通面积/m <sup>2</sup>	0.077
主泵压头/kPa	69
压气机直径/cm	10.795
透平直径/cm	10.16
一次侧换热器管道长度/cm	10.2
主管道流通面积/m <sup>2</sup>	0.01

在整个系统中,利用 RELAP 程序对一些特殊的部件模型(包括回热器、透平机、压气机等)进行建模,其建模原理参如图 5 所示。

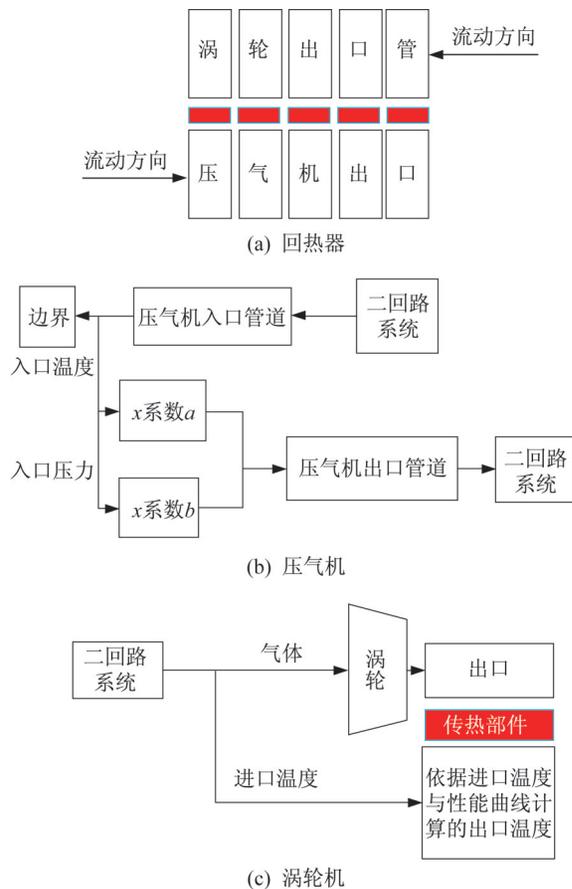


图 5 部分关键部件建模原理示意图

Fig.5 Schematic diagram of the modeling principle of some key components

由于 RELAP5 程序没有压气机部件模型,压气机的建模是一个难点。本文采用了一个简化方法,

目前是采用了两个时间相关控制体(TDV)部件模拟压机热力性能,分别用典型压机进口压力-进出口压比( $P_{in} - (P_{out}/P_{in})$ )曲线,以及进口温度-进出口温度比( $T_{in} - (T_{out}/T_{in})$ )曲线,以表格形式作为输入卡中 TDV 输入。

对于透平则利用 RELAP5 中的 Turbine 部件模型,选取典型透平性能参数(进出口温压、转子惯量等)对 Turbine 部件进行模型设置。部分结构参数见表 2。

表 2 部件结构参数  
Tab.2 Component structure parameters

参数	数值
压气机压比	1.532
透平定子进出口半径/mm	96
压气机进口半径/mm	40.82
透平进口的叶轮半径/mm	76.2
透平进口叶轮叶片高度/mm	19.185
轴角速度/( $r \cdot \text{min}^{-1}$ )	36 000

### 2.3 建立在 COUP\_CALC 平台上的空间对核动力系统仿真

在部件建模前提下,形成对一、二回路相互耦合的整个空间反应堆核动力系统 RELAP 建模,模型节点如图 6 所示。系统整体仿真分别由 RELAP5-Li 与 RELAP5-HeXe 两个程序(工具)耦合计算实现,一、二回路两个子系统在中间换热器 IHX 相互耦合。这一耦合通过两个 RELAP5 程序在一个耦合计算平台 COUP\_CALC 上同步运行,并通过 IHX 部件两侧交互数据实现。

COUP\_CALC 是一个自主开发的可实现多程序分析功能的交互集成与管理的耦合计算平台。其内核是创建并维护一个实时数据库,提供数据库的访问接口,还建立一套多任务协同工作的调度机制,实现各分析功能集成,仿真平台基本框架如图 7 所示。功能部分包括:服务器程序(用于任务初始化、实时数据库创建与维护、分析任务接入与调度控制)、应用程序接口 API(为实时数据库提供访问接口)、管理界面(功能包括平台启停、RELAP“插件”计算过程控制、模拟操作指令和分析功能、计算过程实时监测、数据转发功能)。典型的管理器界面如图 8 所示。

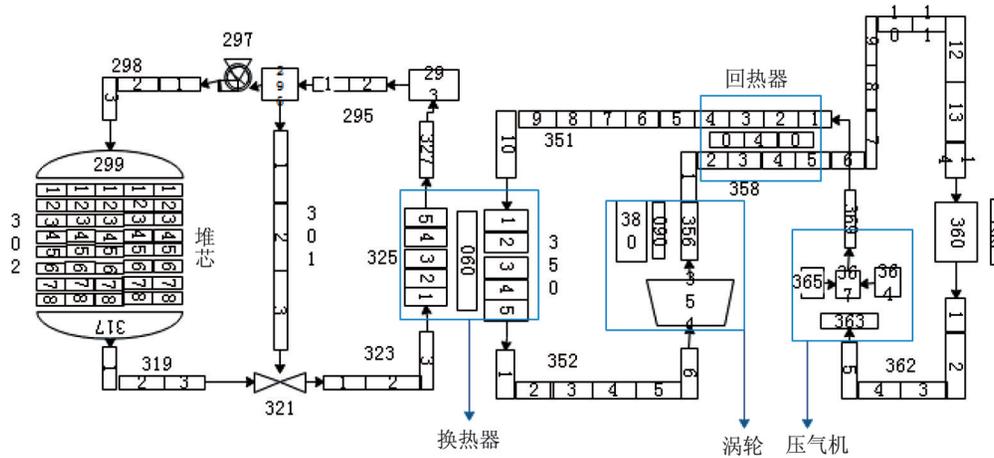


图 6 一、二回路相互耦合的整个空间反应堆核动力系统 RELAP 建模

Fig.6 RELAP modeling of the whole space reactor nuclear power system with the primary and secondary circuits coupled to each other

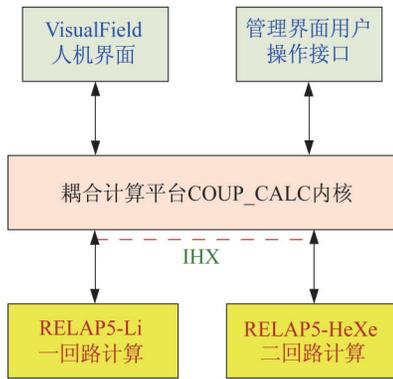


图 7 仿真平台基本构架

Fig.7 Basic framework of the simulation platform

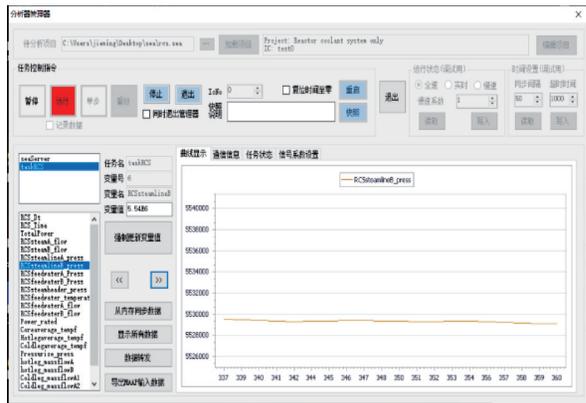


图 8 COUP\_CALC 平台管理器界面

Fig.8 Manager interface of the COUP\_CALC platform

分别用各自输入卡建模的两个 RELAP 程序, 协同于 COUP\_CALC 平台进行整个系统仿真, 每个变量的值都可以通过界面显示出来。此外, 该平台还具有暂停与单步功能等。

### 3 仿真平台的初步验证

利用平台及相应工具的开发, 对 25 kWe 级的 SP-100 系统的满功率稳态运行进行了仿真计算, 将计算结果与设计参数<sup>[8]</sup>对比, 见表 3。由表 3 可见, 计算值与设计参数最大偏差为 5.15%, 初步验证了仿真平台计算的有效性。

表 3 计算结果与设计参数比较

Tab.3 Comparison of the calculation results with the designed parameters

参数	设计值	计算值	偏差
热功率/kW	80	84.12	5.15%
堆芯出口温度/K	1 350	1 343.3	-0.50%
透平进口温度/K	1 144	1 203.6	5.21%
二回路进口温度/K	900.4	871.4	-3.22%
透平进口压力/kPa	661	676	2.27%
一回路工作压力/kPa	0.69	0.708	2.61%
净循环效率	0.312 5	0.297 2	-4.90%

### 4 仿真平台的初步应用

#### 4.1 100 kWe 级空间堆核动力系统稳态仿真计算

结合一定的堆芯的反应性反馈、控制参数及初始条件, 对 100 kWe 级空间堆系统满功率稳态运行进行计算, 最终的堆芯稳态运行功率为 353 kW, 二回路热力系统输出功率为 104 kW, 热功转换效率约 29.4%。堆芯通道温升为 121.39 K, 冷却剂最高温度为 1 366 K, 远低于沸点(1 600 K)。反应堆系统在安全范围内运行, 部分参数如图 9 所示。

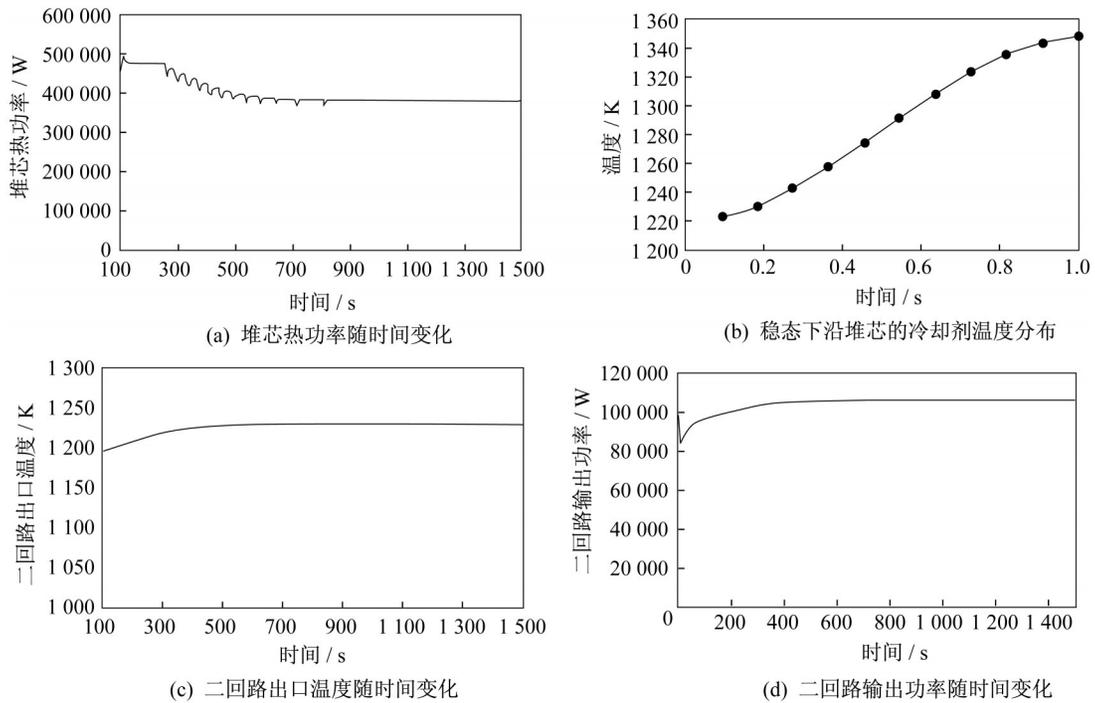


图 9 100 kWe 级空间堆系统满功率稳态运行计算结果

Fig.9 Steady-state operation results of the 100 kWe space reactor system calculated at full power

### 4.2 100 kWe 级空间堆功率调节过程仿真

在某状态下反应堆以 65% 满功率(FP)稳态运行至 1 500 s 时,通过控制系统调节,随着控制块线性地

移动至 80%FP 整定值,仿真平台模拟计算了这一功率过渡过程中一、二回路功率的变化时序。可以看到,堆芯功率逐渐上升最终稳定运行于 80%FP,二回路输出功率也逐渐相应增加至稳定值,如图 10 所示。

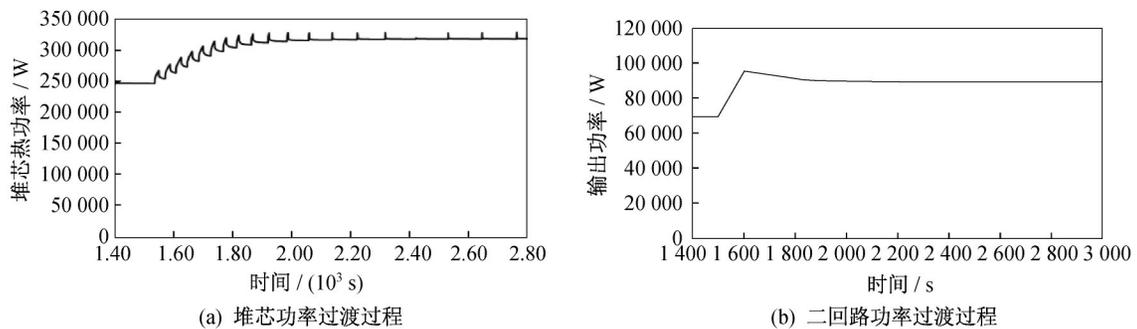


图 10 提升功率时一、二回路功率的过渡过程

Fig.10 Transition processes of the primary and secondary circuit power when it is increased

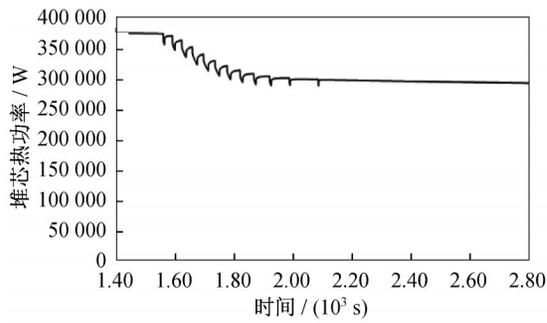
反应堆在 100%FP 稳态运行至 1 500 s 时,如图 11 所示,随着控制块线性移动,堆芯功率降至 70%FP 时,一、二回路功率降功率的过渡过程。

堆芯功率为 464 kW,初始反应性为 0,用 F4 记数卡对燃料区中子通量密度计数,得平均裂变释放能量  $E=180.88$  MeV,计算插入安全棒或控制块全部提出时堆芯的反应性,计算结果见表 4。可见,当安全棒插入堆芯时或控制块全部提出时,反应堆处于次临界状态。因此,当任务负载发生变化时,控制系统能调节反应堆功率,使其适应负载变化;在反应堆发生瞬态事故时,可以安全地停堆,并保持适当的停堆深度。

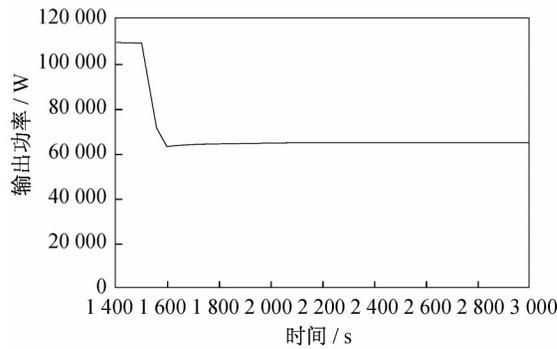
### 4.3 安全计算与事故模拟

#### 4.3.1 安全棒与控制块引起的反应性

以 MCNP 程序对反应堆堆芯进行建模计算,设



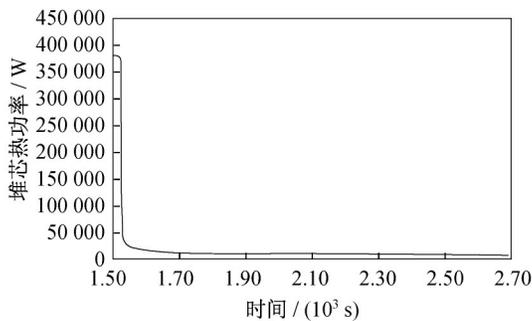
(a) 堆芯功率过渡过程



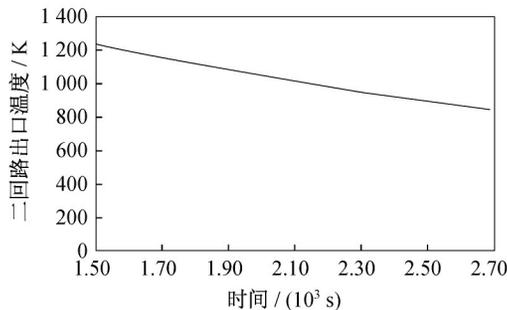
(b) 二回路功率过渡过程

图 11 降功率时一、二回路功率的过渡过程

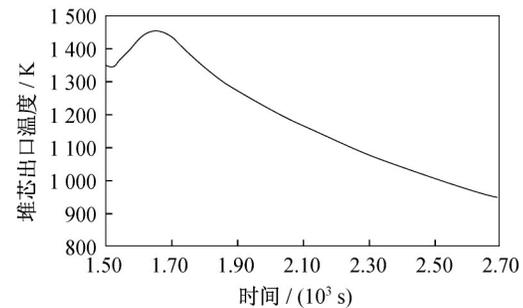
Fig.11 Transition processes of the primary and secondary circuit power when it is declined



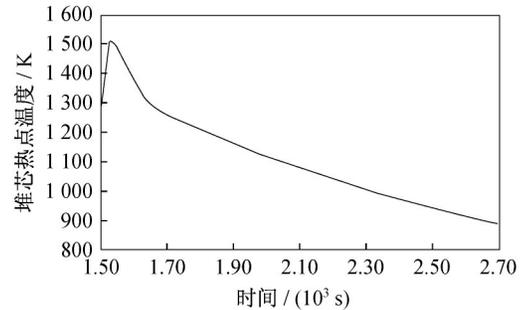
(a) 堆芯功率变化时序



(c) 二回路出口温度变化时序



(b) 堆芯出口温度变化时序



(d) 堆芯热点温度变化时序

图 12 有保护失流事故的仿真计算结果

Fig.12 Simulation results of the loss-of-flow accident with protection

可以看到,泵惰转失流后保护系统迅速停堆,堆功率剧降至衰变功率。而失流初期堆芯出口温度及

表 4 不同工况下堆芯  $k_{eff}$

Tab.4  $k_{eff}$  under different operating conditions

运行工况	$k_{eff}$
正常运行	$1.000\ 86 \pm 0.000\ 80$
插入一根安全棒	$0.992\ 90 \pm 0.000\ 97$
插入三根安全棒	$0.979\ 76 \pm 0.000\ 89$
控制块全部提出	$0.999\ 14 \pm 0.000\ 84$

#### 4.3.2 事故分析

空间堆系统的操作环境和工作任务不同,由于空间及重量限制,不能像地面核反应堆一样采取多重冗余设计和保护。必须评估其安全性,进而设计或优化控制保护系统,保证空间核动力电源的安全应用。以下给出了应用仿真平台部分进行事故进程模拟与分析的结果:

1) 有保护失流事故。反应堆一回路电磁泵由于本身或供电原因,其泵送能力可能下降或丧失,一般情况下,保护系统会驱动停堆。假设瞬态开始前系统运行于满功率,某一瞬态一回路流量在 2 s 内按指数律惰转至 10%。以仿真平台计算有保护失流后系统瞬态的结果如图 12 所示。

堆芯热点处燃料先上升,但由于停堆,使其达到峰值后下降,燃料区最热点温升峰值点并未超限。二回

路出口温度则随着失流与停堆而持续下降。该结果符合预期,初步表明平台计算的有效性。

2) 反应性引入事故(无保护)。空间堆系统正常功率运行时,可能因一个控制块误动作引入正反

应性,此即反应性引入事故。假设控制块误动作在 10 s 内以  $0.002 \text{ s}^{-1}$  的速率引入 0.02 的正反应性<sup>[9-10]</sup>,图 13 给出了仿真平台计算的相应的堆芯无保护瞬态。

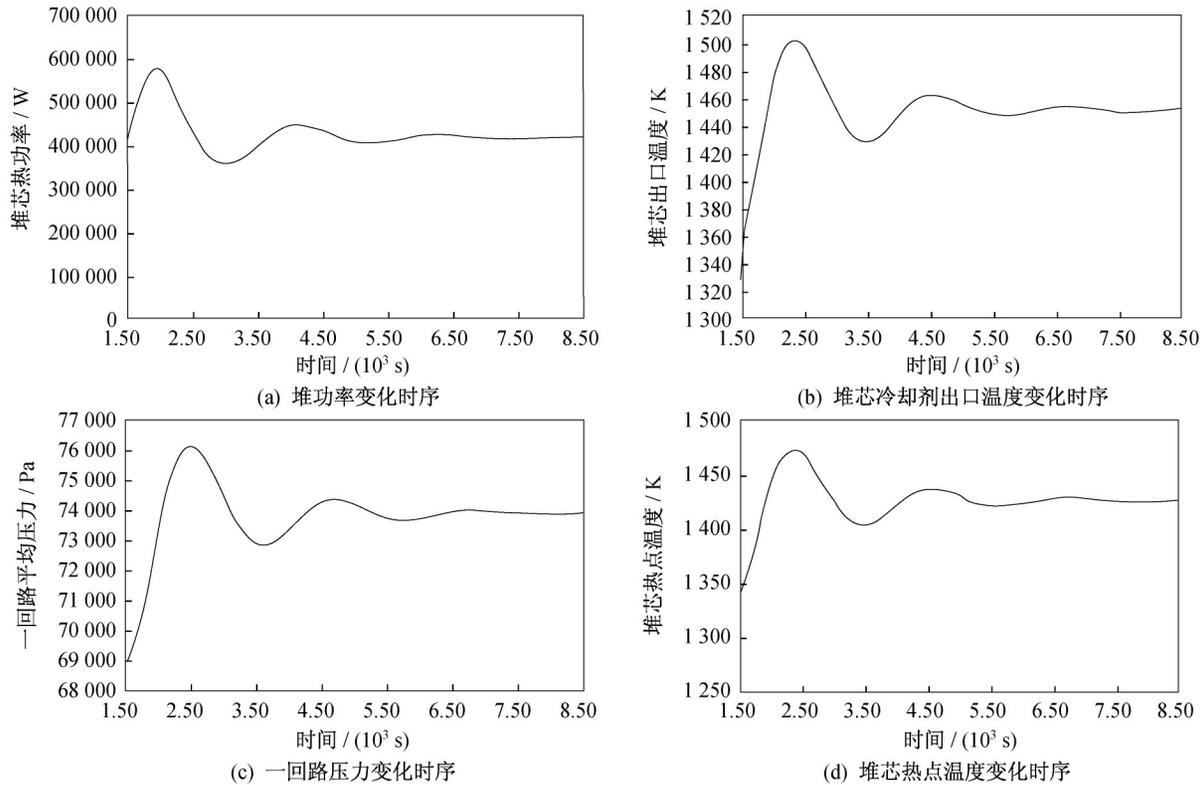


图 13 反应性引入事故的系统响应

Fig.13 System responses to reactivity inserted accidents

可以看到,由于控制块误动作引入正反应性,堆功率及温度随之上升,同时,温度负反馈又使堆功率上升变缓,在假想无保护的条件下,在达到峰值功率后,依靠自身反应性负反馈特性调节功率,堆芯功率及相应的堆芯平均温度、一回路压力,以及堆芯燃料热点等几经振荡,最终均稳定在定值,其中堆芯功率稳定在在 122%FP 左右,燃料热点峰值亦不超过 1 500 K。

#### 4.4 设备参数设计对空间堆系统性能的影响

采用仿真平台还可用于空间堆设备与系统参数设计的优化分析。作为初步应用范例,这里利用开发的仿真平台,初步研究 100 kWe 空间堆核动力系统中两个重要设备(中间换热器 IHX、二回路回热器)对相关系统性能的影响,从而为优化系统设计提供参考。

##### 4.4.1 IHX 换热面积的影响

IHX 是联系一、二回路系统的枢纽部件,对二回路输出功率与循环效率均有影响。本文选择文献[3]的 100 kWe 空间堆核动力系统设计参数为基础,以平台分别计算 20%~100% 设计换热面积时系统循环效率与输出功率,计算结果如图 14 所示。从空间堆系统重量需求看显然 IHX 换热面积越小越好,但由计算结果可见,相对于设计参数,IHX 换热面积越小,则 IHX 换热能力越小,二回路吸收热量越少,不论输出功率还是循环效率均会降低。

##### 4.4.2 回热器换热面积的影响

回热器的回热度在布雷顿循环中有重要意义,它直接影响循环效率。极限回热对提高循环热效率最为有利,但所需回热器换热面积无穷大,无法实现。图 15 给出了实际的回热器换热面积对系统性能的影响。

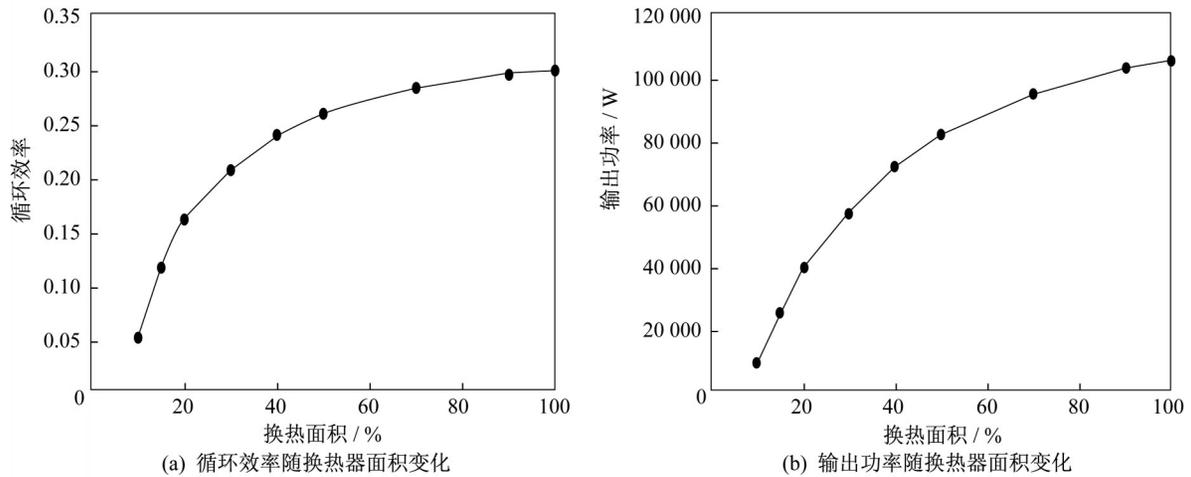


图 14 IHX 换热面积对空间堆系统性能的影响

Fig.14 Effects of the IHX heat exchange area on the performance of space reactor system

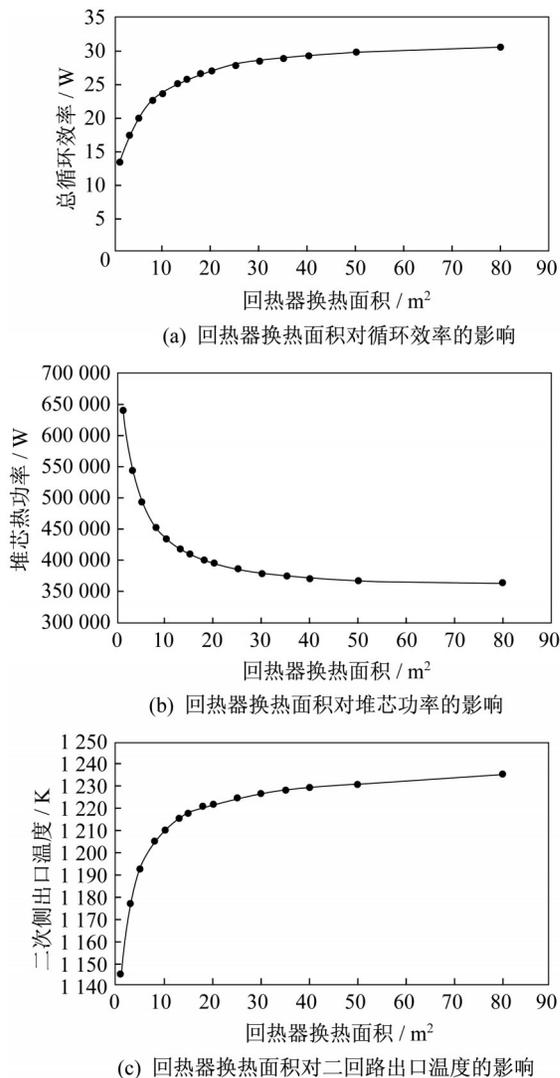


图 15 回热器换热面积对系统性能的影响

Fig.15 Effects of the heat exchange area of regenerator on the system performance

可以看到,回热器换热面积(回热面积)越大,回热度越大,循环效率越高,但堆功率越小,二回路出口温度越高。仍选文献[3]的100 kWe空间堆核动力系统额定参数设计为基础。当换热面积较小时,回热面积增加对效率和热功率等影响很大;在30 m<sup>2</sup>以上时,面积增加对效率影响不明显,回热面积为80 m<sup>2</sup>时已接近极限换热,而面积为35 m<sup>2</sup>时循环效率亦已接近极限,面积却节约了56.25%。可见,当回热面积到达一定值时,再增大对循环影响已很小,但对航天器总重不利。故选择回热器方案时应根据需求、效率等因素综合考量。

## 5 结束语

本文以RELAP5为分析工具,结合MCNP物理计算对其中子动力学模块与堆芯控制调节的支持,改造开发了分别适用于锂冷快堆冷却剂回路,以及以氦氙气体为工质的布雷顿循环回路的两个计算程序RELAP5-Li与RELAP5-HeXe;通过耦合计算平台COUP\_CALC的交互集成与管理,建立了锂冷快堆耦合布雷顿循环的空间堆核动力系统综合仿真平台,并对平台进行了初步验证。应用仿真平台,本文进行了100 kWe级空间快堆核动力系统部分稳态与瞬态仿真计算、安全与事故模拟分析,进一步验证了仿真平台的适用性与有效性。应用表明,仿真平台还可较好用于100 kWe级空间反应堆核动力系统设备的设计优化实践,为更加全面的空间快堆设计与安全分析提供了技术储备。

(下转第145页)