

移动式气冷堆电源关键安全特性研究

马信荣, 杨 夷

(中国原子能科学研究院 反应堆工程技术研究所, 北京 102413)

摘要: 为了对布雷顿氦气冷堆系统的稳态和事故工况进行研究, 本文依据系统设计参数, 使用 RELAP5/MOD 程序对系统进行建模与仿真计算。对系统的稳态工况进行了计算, 结果与设计值的最大相对偏差为 3.08%, 验证了模型的准确性, 为后续系统优化打下基础。对反应堆系统可能发生的 3 种事故工况进行了研究分析, 分别为控制系统故障、一回路风机故障和涡轮机故障。对 3 种事故中堆芯冷却剂出口温度、堆芯热点温度、反应堆功率等关键参数进行计算, 并研究了事故发生后各关键参数的变化趋势, 对反应堆系统的安全特性进行了分析和验证。结果表明, 本文所建立的模型可较准确地对布雷顿氦气冷堆系统的各工况进行仿真, 在保护系统生效时反应堆系统是安全的。对于控制系统故障导致以 0.001 s^{-1} 增加了 0.02 的反应性的反应性引入事故, 当保护系统失效时, 在事故发生 9 s 后, 堆芯热点温度为 2 493.061 K, 堆芯将会损毁; 当保护系统正常时, 系统将在保护系统的作用下安全停堆。对于一回路风机故障导致一回路流量下降至 50% 和涡轮机故障导致其中一条二回路流量下降至 60% 的事故, 反应堆系统均可保持安全状态。

关键词: RELAP5/MOD 程序; 布雷顿循环; 氦气冷堆; 安全特性

中图分类号: TL364.4

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2025)01-0127-08

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0289

Research on Safety Characteristic of Mobile Gas Cooled Reactor System

MA Xinrong, YANG Yi

(Department of Reactor Engineering Technology, China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: Small mobile reactors have the characteristic of being able to adapt to the multielement energy needs of different geographical environments and application scenarios, and are currently one of the important candidate solutions for solving diversified power demands in civilian field. Then the Brayton cycle is a commonly used form of thermoelectric conversion device for reactor power due to its advantages of fast start-up, simple system, high economic efficiency, and high efficiency. The gas cooled reactor coupled with Brayton cycle is a widely studied field by scholars both domestically and internationally. In order to investigate the key safety features of He-Xe gas cooled reactor systems coupled with Brayton cycle, this paper used RELAP5/MOD code to model the system based on its design parameters, and simulated and analyzed the system's stability and potential accident conditions. The model established in this paper was composed of a He-Xe gas cooled reactor coupled with two sets of open Brayton power generation modules, where the He-Xe gas cooled reactor was the primary loop and the working fluid was He-Xe gas at 40 g/mol. The Brayton cycle was the secondary loop with air as the working fluid. The steady-state condition of the system was simulated, and the simulation

parameters were compared with the original design values. The results show that maximum relative error is 3.08%, which proves the accuracy of the model. For the reactivity insertion accident caused by a control system failure resulting in an increase of 0.02 reactivity at a rate of 0.001 s^{-1} , when the reactor protection system fails, the reactor core hotspot temperature will reach 2 493.061 K 9 seconds after the accident, which exceeds the safe temperature of the system and will cause breakdown. When the reactor protection system is effective, the reactor shutdown protection will be triggered 11 seconds after the accident, and the reactor core temperature will be 2 001.581 K, then the reactor can shut down safely. For the loss of flow accident caused by a failure of the primary loop fan, the reactor core hotspot temperature will be 1 650.851 K, and the reactor will continue to operate in a new steady state thereafter. For the one of the secondary turbine faults caused a 40% decrease in mass flow rate in the loop, the reactor core hotspot temperature will be 1 507.644 K. After the system stabilizes, the reactor continue to operate at 33% rated power. The results indicate that the model established in the paper can accurately simulate various operating conditions of the Brayton He-Xe gas cooled reactor system, and the system is safe in the event of the three accidents mentioned above when the protection system is effective.

Key words: RELAP5/MOD code; Brayton cycle; He-Xe gas cooled reactor; safety feature

小型移动式核反应堆具有能够适应不同地理环境和应用场景的多元能源需求的特点,目前是解决民用领域多样化电力需求的重要候选解决方案之一。小型移动式核反应堆具有安全性能好、结构简单、建造周期短和可适用于各种复杂恶劣环境等特点^[1-2],布雷顿氦气冷堆系统作为小型移动式核反应堆的一种型式,已成为解决诸多领域多元化电力需求的最重要的候选方案之一。

气冷堆耦合布雷顿循环是当今国内外学者广泛研究的领域,由于具有安全性、经济性、效率高等特点,布雷顿循环是第4代核能系统优先发展的热电转换方式之一^[3-4]。李海鹏等^[5]采用集总参数法对10 MW 高温气冷堆(HTR-10)进行数学模拟,模型可正确反映正常工况下反应堆系统特性。明杨等^[6]基于MATLAB/Simulink对直接布雷顿小型气冷堆系统进行建模,对系统的稳态和瞬态工况进行研究。刘秀婷等^[7]对小型氟盐冷却高温堆系统进行研究,对其中布雷顿循环的工质和构型进行了对比优化分析,得出了以 SCO_2 为工质的布雷顿循环的最佳构型。卢恒等^[8]对 SCO_2 布雷顿熔盐堆的循环特性进行研究,分析了小型模块化熔盐堆(smTMSR-400)系统各关键参数对布雷顿循环效率的影响。Wright等^[9-10]采用集总参数法对反应堆耦合闭式布雷顿循环进行建模,模拟系统的稳态运行和负载跟踪能力,后续使用

MATLAB/Simulink对系统瞬态过程进行研究。Taveron等^[11]基于CATHARE对高温气冷堆进行建模,对系统的瞬态特性和安全性能进行研究。Mauger等^[12]采用CATHARE-3对高压氮气闭式布雷顿循环进行建模仿真,对稳态系统进行了模拟,并开发了实际气体模块对管道压损进行了分析。McCann^[13]使用RELAP5-3D对气冷堆耦合2条布雷顿循环回路系统进行模拟仿真,对于系统的稳态和事故工况进行了分析研究。

目前国内外关于移动式气冷堆耦合开式布雷顿循环的研究较少,对开式系统运行特性的研究大多只能参考闭式布雷顿空间堆,无法进行更为准确的分析研究。本文基于RELAP5/MOD程序对MW级移动式氦气冷堆耦合开式布雷顿循环的整体系统进行建模,并对系统进行稳态模拟和事故工况分析。

1 模型建立

RELAP5/MOD是由美国核管会在爱达荷国家实验室(INL)开发,主要用于反应堆系统的稳态和瞬态仿真分析。本文建模的系统由氦气冷堆和2组开式布雷顿发电模块耦合而成,系统节点图如图1所示,其中氦气冷堆为一回路(反应堆冷却回路),开式布雷顿发电模块为二回路(布雷顿循环发电回路),一、二回路间通过高温换热器进

行热量交换。一回路采用 40 g/mol 的氦氙气体为堆芯冷却剂, 通过闭式氦氙回路将堆芯内热量带出, 堆芯出口的高温氦氙气体通过 2 个氦氙-空气换热器将热量传给 2 组布雷顿热电转换系统, 同

时反应堆带有安全控制系统; 二回路为开式回路, 工质为空气, 空气被压气机压缩, 经回热后再通过一、二回路换热器加热, 后进至涡轮机膨胀做功, 排气经回热后排入大气, 完成整个热电转换循环。

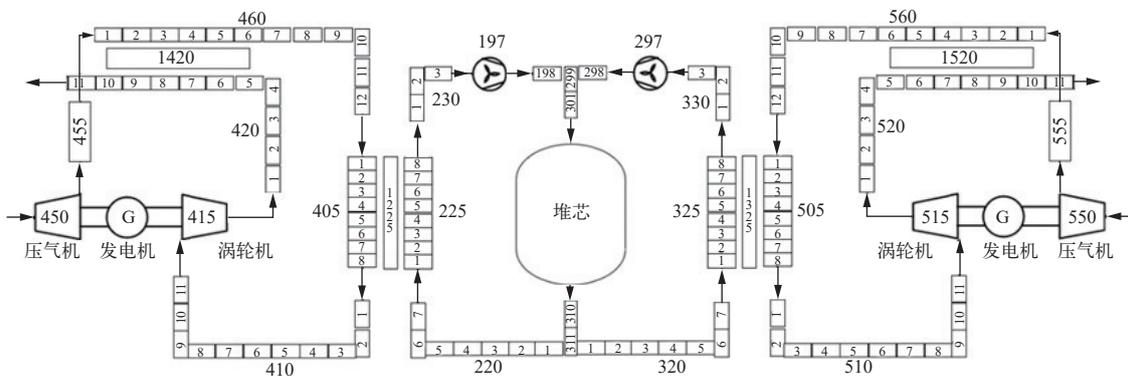


图1 反应堆系统节点图

Fig. 1 Node diagram of reactor system

本文所选用的堆芯方案如图2所示, 堆芯各参数如表1所列, 堆芯活性区直径为 63 cm, 其中布置了 295 根燃料元件, 活性区与容器间隙填充材料为 BeO, 燃料根据富集度分为两区, 其中蓝色部分²³⁵U 富集度为 70%, 红色部分富集度为 90%。端部的径向反射层厚度为 15 cm, 内部均匀布置了 9 个直径为 11.6 cm 的控制鼓, 控制鼓上有 1.0 cm 厚的 B₄C 吸收体, 包角 120°, 其中¹⁰B 富集度为 90%。

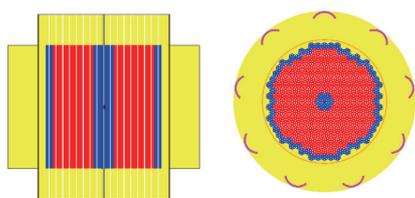


图2 堆芯截面示意图

Fig. 2 Scheme of reactor core cross-section

堆芯的燃料元件由 TRISO 球颗粒弥散在石墨基体中形成。燃料组件中 TRISO 球体积份额为 45%, 其余为石墨基体。燃料元件为六棱柱结构, 中间留有 7 个冷却剂孔道, 孔道直径为 4.5 mm, 六边形对边距为 33 mm, 孔间距为 12.7 mm。元件长度为 60 cm, 上下两端有厚度为 15 cm 的 BeO 块作为端部反射层, BeO 块的几何形状、孔道均与燃料元件相同。燃料元件截面如图3所示。实际运行过程中, 氦氙气体从燃料冷却剂孔道中流过, 带

走堆芯热量, 通过高温换热器降温后返回堆芯完成循环。

表1 堆芯设计参数

Table 1 Reactor core design parameter

参数	参数值
堆芯高度, cm	90
堆芯直径, cm	94
活性区直径, cm	63
活性区高度, cm	60
堆芯容器材料	不锈钢
反射层材料	BeO
径向反射层内径, cm	64
径向反射层厚度, cm	15
径向反射层高度, cm	60
端部反射层厚度, cm	15
控制鼓个数	9
控制鼓吸收体材料	B ₄ C(90% ¹⁰ B)
控制鼓吸收体厚度, cm	1.0
燃料元件数目	295
燃料元件材料	TRISO 球-石墨基体
燃料元件长度, cm	15
冷却剂孔道数量	7
冷却剂孔道间距, cm	1.27
冷却剂孔道直径, mm	4.5

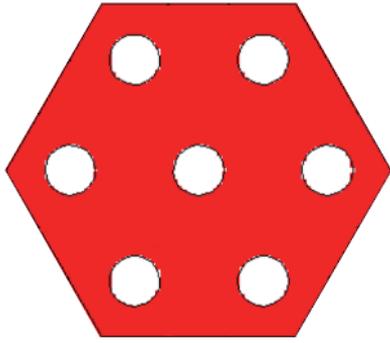
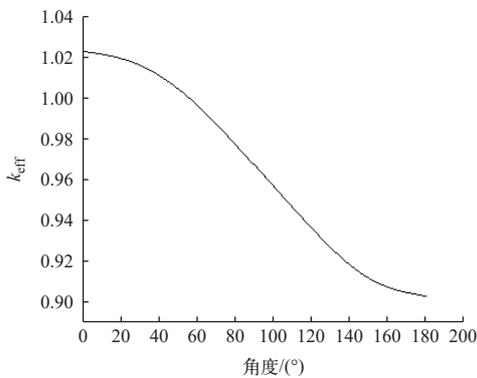


图3 燃料元件截面

Fig. 3 Fuel element cross-section

本文研究的移动式气冷堆电源通过控制鼓对反应性进行控制,堆内共有9个控制鼓,控制鼓的直径为11.6 cm。图4示出反应堆堆芯 k_{eff} 随控制鼓转鼓角度的变化。当控制鼓转向 0° 时, k_{eff} 为1.023 43;当控制鼓转向 180° 时, k_{eff} 为0.903 18,可见控制鼓可负担起调节反应堆功率的任务,并且当反应堆发生安全事故时,也具有足够的停堆深度。

图4 k_{eff} 随角度的变化Fig. 4 k_{eff} variation with angle

2 系统稳态计算

本文建立的模型多采用 RELAP5/MOD 程序中内置的部件进行建模。设置最小时间步长为 10^{-7} s,最大时间步长为0.000 8 s。采用半隐式步进格式,热力学和水力学采用相同的时间步长分别计算。对于管道部件,控制体选项选择为:不使用热分层模型、不使用混合层追踪模型、使用水程序包、使用垂直分层模型、使用管道相间摩擦模型、计算壁面摩擦、使用非平衡计算。接管相关选项选择为:不使用喷流连接模型、不使用能量方程中的修正项、不使用回流流动限制(CCFL)模

型、不使用水平分层模型、不使用壅塞模型、管道连接处面积平滑变化、采用非均相动量方程。对于堆芯,使用带6组缓发中子的点堆动力学方程进行建模。风机、涡轮机、压气机等其他部件使用 RELAP5/MOD 内置模型输入相关参数进行建模。

对整体反应堆系统在额定工况下正常运行的稳态进行模拟仿真,并将各节点仿真计算结果与设计参数进行比较,各重要节点参数如表2所列。由表2可见,反应堆热功率的模拟值稍小于设计值,这可能是由于一、二回路换热器的换热能力略差于设计值,导致堆芯温度小幅提高,又由于堆芯的负反馈导致热功率模拟值略低于设计值。涡轮机入口温度略低,出口温度略高,是因为一、二回路换热器与回热器的换热能力略差,导致入口温度略低;涡轮机使用恒效率级组模型,效率略高将导致气体在涡轮机中的焓降减少,故而出口温度略高。系统效率模拟值略高于设计值,可能是因为在系统建模中,管道的粗糙度、关键部件的阻力系数等参数设定略小,从而导致系统效率略高于设计值。经比较,系统参数的最大相对误差为3.08%,验证了模型的可靠性与计算的合

表2 系统稳态模拟结果

Table 2 System steady-state simulation result

参数	参数值		相对误差/%
	设计值	模拟值	
反应堆入口温度, K	887	895.511	0.96
反应堆出口温度, K	1 200	1 201.601	0.13
反应堆额定热功率, MW	3.329	3.233	2.88
涡轮机 1 入口温度, K	1 123	1 122.125	0.08
涡轮机 1 出口温度, K	899	912.931	1.55
涡轮机 1 入口压力, kPa	296.94	302.835	1.99
涡轮机 1 出口压力, kPa	136.32	132.388	2.88
涡轮机 2 入口温度, K	1 123	1 121.599	0.12
涡轮机 2 出口温度, K	899	912.812	1.54
涡轮机 2 入口压力, kPa	296.94	302.826	1.98
涡轮机 2 出口压力, kPa	136.32	132.557	2.76
压气机 1 压比	3	3.044	1.47
压气机 1 出口温度, K	440	435.599	1.00
压气机 2 压比	3	3.044	1.47
压气机 2 出口温度, K	440	435.586	1.00
系统效率, %	30.19	31.12	3.08

理性, 可进行后续的仿真计算。

3 安全特性研究

事故分析是反应堆系统安全分析的重要环节, 本文基于 RELAP5/MOD 程序对反应堆系统进行事故分析, 进而对反应堆安全性能进行研究。本文所研究的反应堆系统使用 TRISO 作为核燃料, 该燃料在温度大于 $2\ 200\ ^\circ\text{C}$ ($2\ 473.15\ \text{K}$) 时失效^[14], 因此为保障反应堆安全需保证燃料温度小于 $2\ 473.15\ \text{K}$ 。

核反应堆常见的事故工况有: 反应性引入事故、失流事故、热阱丧失事故、冷却剂丧失事故、未能紧急停堆导致的事故等。由于研究对象为可通过汽车进行运载的移动式气冷堆, 考虑到汽车运输时和系统运行时可能存在的事故问题, 对无流体损失的一般瞬变事故进行分析。常见的无流体损失事故有: 反应性引入事故、失流事故、热阱丧失事故, 本文对移动式气冷堆电源系统各个易发生故障或失效的关键部件的事故工况开展研究, 选取了 3 种由关键部件故障引发的无流体损失的瞬态事故工况(控制系统故障、一回路风机故障、涡轮机故障)进行安全特性分析。在以下事故工况分析中, 假定事故发生前 100 s 为模拟仿真的 0 时刻(在仿真时间为 100 s 时发生事故), 在事故发生前, 反应堆处于稳态运行状态, 并且已在额定工况下运行了足够长的时间。

3.1 控制系统故障安全特性

在反应堆正常运行时, 控制鼓转角为 60° , 若此时控制系统出现故障, 导致控制鼓向外旋转至 0° , 由图 4 可看出, 此时将向反应堆引入 0.02 的正反应性。假设在 100 s 时, 由于反应堆控制系统故障, 控制鼓向外旋转, 控制鼓吸收中子数减少, 导致堆内反应性增加, 堆芯以 $0.001\ \text{s}^{-1}$ 的速度增加了 0.02 的反应性。此时由于向堆芯引入了正反应性, 导致堆芯功率急剧上升, 发生了反应性引入事故^[15]。

在不考虑反应堆其他控制系统对反应性控制(保护系统完全失效), 仅考虑堆芯自身负反馈的情况下, 引入正反应性后, 堆芯功率和温度都迅速升高。图 5 分别为堆芯出口温度、堆芯热点温度随时间的变化。由图 5 可看出: 随着正反应性的引入, 堆芯出口温度和热点温度急剧升高, 在 110 s 时堆芯出口温度为 $1\ 772.937\ \text{K}$, 堆芯热点温度为

$2\ 921.391\ \text{K}$, 此时堆内已严重过热, 导致堆芯损毁; 在事故发生 9 s 后, 堆芯热点温度为 $2\ 493.061\ \text{K}$, 已超出安全限值 $2\ 473.15\ \text{K}$, 因此在反应堆的控制系统完全失效时, 此时堆芯发生反应性引入事故, 需要安全控制人员在 9 s 前对反应堆系统做出相关措施, 否则将会导致堆芯损毁。

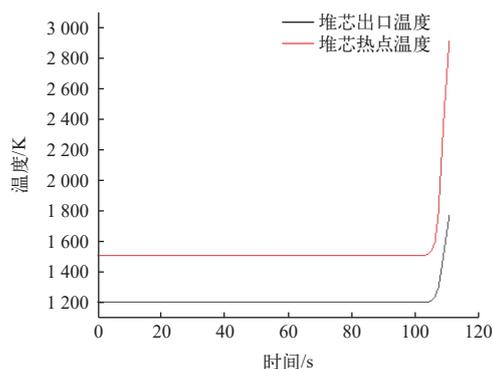


图 5 控制系统故障工况下的堆芯出口温度和热点温度
Fig. 5 Reactor core outlet temperature and hotspot temperature in control system failure condition

在反应堆控制系统发生故障但保护系统仍然有效的情况下, 仿真计算结果如图 6~8 所示。在 100 s 时向反应堆内引入反应性, 在 111 s 时堆芯功率达到峰值, 此时由于反应堆温度过高, 触发停堆保护紧急停堆, 随后反应堆功率开始下降, 到计算停止时反应堆功率约为额定热功率的 1.2%。在整个事故期间, 堆芯出口温度、堆芯热点温度和一回路平均压力的变化趋势基本一致, 都是在引入反应性时急剧上升, 在反应堆触发停堆保护后急剧下降, 并且随着时间的推移下降速度逐渐变得平缓。经计算, 一回路平均压力的最大值为 $3.664\ \text{MPa}$, 处于安全限值内, 堆芯出口温度峰值

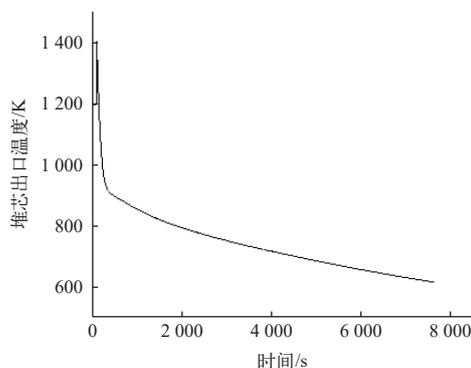


图 6 控制系统故障工况下的堆芯出口温度
Fig. 6 Reactor core outlet temperature in control system failure condition

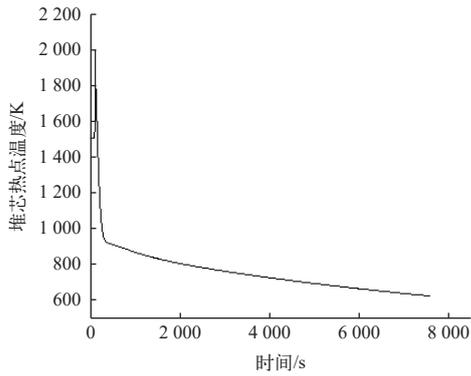


图7 控制系统故障工况下的堆芯热点温度
Fig. 7 Reactor core hotspot temperature in control system failure condition

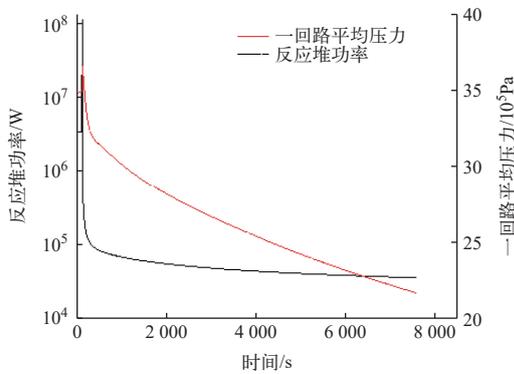


图8 控制系统故障工况下的反应堆功率和一回路的平均压力

Fig. 8 Reactor power and average pressure of primary loop in control system failure condition

为 1 405.766 K, 堆芯热点温度峰值为 2 001.581 K, 小于安全限值 2 473.15 K。

这说明, 在反应堆保护系统完备的情况下, 向堆芯引入 0.02 的反应性, 触发反应堆停堆保护后, 系统的关键参数都在限值之内, 此时反应堆系统是安全的。

3.2 一回路风机故障安全特性

假设一回路的两个风机由于某种故障, 风机的转速降低, 进而导致反应堆一回路流量降低, 在 100 s 时导致一回路流量在 2 s 内以指数形式下降至 50%。此时反应堆冷却剂流量因风机故障而减小, 从而引起堆芯温度上升, 将发生失流事故。

在失流事故发生后, 各参数随时间变化如图 9、10 所示。在失流事故刚发生时, 由于冷却剂流量的降低, 此时堆芯出口温度和堆芯热点温度急剧升高。随着反应堆整体温度的升高, 反应堆控制系统被触发向堆内引入负反应性, 同时由于反应

堆的负反馈作用, 温度升高将导致反应性的减小, 在二者的共同作用下反应堆功率迅速降低。随后反应堆功率逐渐上升, 最终稳定在额定热功率的 65% 左右。堆芯热点温度在事故初期上升后又随反应堆功率的降低而降低, 后续又缓慢上升稳定在 1 490 K 左右, 整个过程堆芯热点温度的峰值为 1 650.851 K。堆芯出口温度随反应堆功率的降低而急剧下降, 最终趋于平稳, 期间峰值为 1 271.492 K。一回路平均压力呈先上升后下降的趋势, 峰值为 3.513 MPa。反应堆系统各参数均远小于安全限值, 具有足够余量, 此时反应堆系统是安全的。

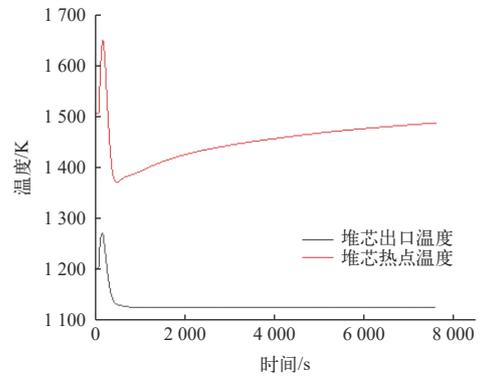


图9 一回路风机故障工况下的堆芯出口温度和热点温度

Fig. 9 Reactor core outlet temperature and hotspot temperature in primary loop fan failure condition

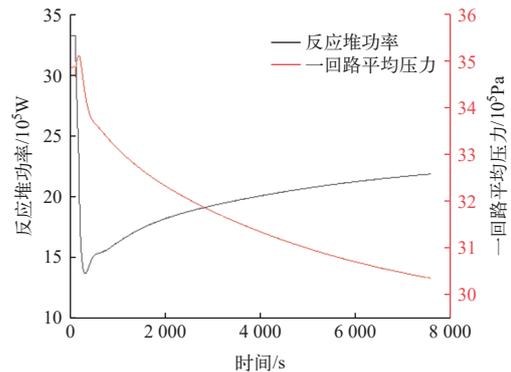


图10 一回路风机故障工况下的反应堆功率和一回路的平均压力

Fig. 10 Reactor power and average pressure of primary loop in primary loop fan failure condition

3.3 涡轮机故障安全特性

本文研究的系统存在两条二回路, 假设在 100 s 时, 其中一条二回路的涡轮机出现故障, 该回路的流量在 5 s 内以指数形式降低至 60%, 另外一条二回路无故障。此时反应堆二回路的工质部分表

失, 将导致反应堆一回路冷却剂温度升高, 发生热阱丧失事故。

事故发生后, 系统各参数随时间的变化如图 11、12 所示, 堆芯进、出口温度均上升, 进口温度上升的幅度大于出口温度, 最终进口温度稳定在 1 070 K 左右, 出口温度稳定在 1 210 K 左右。堆芯热点温度呈先小幅升高后降低的趋势, 堆芯热点温度的峰值为 1 507.644 K。反应堆功率在事故发生后总体呈下降趋势。发生事故的那条二回路发电机输出功率先急剧增加后急剧减小接着缓慢增加, 最后功率稳定在额定热功率的 33%。由仿真结果可得, 在事故发生后反应堆系统仍处于安全可控的状态, 验证了系统的安全性。

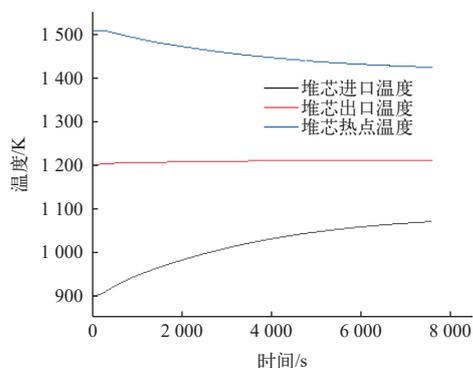


图 11 涡轮机故障工况下的堆芯进出口温度和热点温度

Fig. 11 Reactor core inlet, outlet temperature and hotspot temperature in turbine failure condition

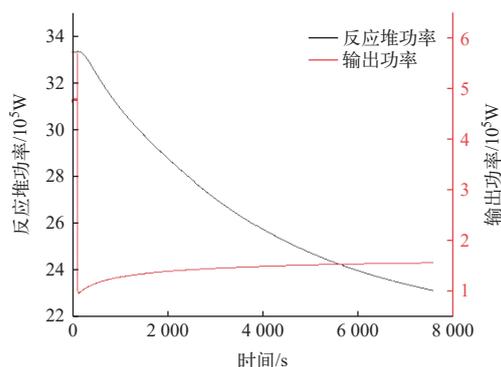


图 12 涡轮机故障工况下的反应堆功率和故障二回路输出功率

Fig. 12 Reactor power and faulted secondary loop power in turbine failure condition

4 结论

本文基于 MW 级布雷顿氦气冷堆系统参数, 采用 RELAP5/MOD 对系统进行建模仿真, 并

对该系统进行稳态模拟和事故工况分析, 得出以下结果。

1) 通过对系统的稳态仿真, 得出仿真的最大相对误差为 3.08%, 验证了模型的准确性。

2) 对控制系统故障、一回路风机故障、涡轮机故障 3 种事故进行安全特性分析。对于控制系统故障导致 20 s 内以 0.001 s^{-1} 的速度增加反应性的反应性引入事故, 若反应堆保护系统失效, 反应堆温度将迅速升高, 堆芯有损毁的风险; 若保护系统完备, 则反应堆是安全可控的。对于一回路风机故障导致冷却剂流量损失 50% 的失流事故和涡轮机故障导致其中一条二回路流量损失 40% 的热阱丧失事故, 事故发生后反应堆各参数均处于安全限值之内。

本文仿真结果表明, 该模型可较为准确地对布雷顿氦气冷堆系统进行仿真分析, 并且该气冷堆系统在保护系统有效的情况下, 发生本文研究的 3 种故障工况时, 反应堆系统是安全的, 具有良好的安全特性。

参考文献:

- [1] 邱建文, 徐瑞, 赵宇庭. 小型核反应堆自主控制及其深空探测应用设想[J]. 宇航学报, 2019, 40(1): 1-8.
QIU Jianwen, XU Rui, ZHAO Yuting. Autonomous control of small nuclear reactor and its applications for deep space exploration[J]. *Journal of Astronautics*, 2019, 40(1): 1-8(in Chinese).
- [2] 郭佳欣, 陈晓亮. 小型移动式铅铋堆整堆运输临界安全问题研究[J]. 科技创新导报, 2022(12): 5-10.
- [3] 房勇汉, 刘达, 李林蔚, 等. 第四代核能系统发展现状分析与对策建议[J]. 产业与科技论坛, 2022, 21(23): 19-20.
FANG Yonghan, LIU Da, LI Linwei, et al. Analysis of the development status of the fourth generation nuclear energy system and countermeasures and suggestions[J]. *Industrial & Science Tribune*, 2022, 21(23): 19-20(in Chinese).
- [4] ZHANG Z, YU S. Future HTGR developments in China after the criticality of the HTR-10[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2002, 218(1/2/3): 249-257.
- [5] 李海鹏, 黄晓津, 张良驹. 10 MW 高温气冷堆的集总参数动态模型[J]. 原子能科学技术, 2008, 42(5): 442-446.
LI Haipeng, HUANG Xiaojin, ZHANG Liangju. Lumped parameter dynamic model of 10 MW high-temperature gas-cooled reactor[J]. *Atomic Energy Science and Tech-*

- nology, 2008, 42(5): 442-446(in Chinese).
- [6] 明杨, 易经纬, 方华伟, 等. 直接布雷顿循环气冷反应堆系统运行特性分析[J]. *原子能科学技术*, 2020, 54(7): 1168-1175.
MING Yang, YI Jingwei, FANG Huawei, et al. Analysis of operating characteristic of direct Brayton cycle gas-cooled reactor system[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2020, 54(7): 1168-1175(in Chinese).
- [7] 刘秀婷, 黄彦平, 汪杨乐, 等. 小型氟盐冷却高温堆耦合布雷顿循环系统分析与研究[J]. *核动力工程*, 2022, 43(5): 20-26.
LIU Xiuting, HUANG Yanping, WANG Yangle, et al. Analysis and research of coupled Brayton cycle system for small fluorine salt cooled high temperature reactor[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2022, 43(5): 20-26(in Chinese).
- [8] 卢恒, 赵恒, 戴叶, 等. 熔盐堆超临界二氧化碳布雷顿循环系统与热力学分析[J]. *核动力工程*, 2022, 43(2): 32-39.
LU Heng, ZHAO Heng, DAI Ye, et al. MSR supercritical carbon dioxide Brayton cycle system and thermodynamic analysis[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2022, 43(2): 32-39(in Chinese).
- [9] WRIGHT S A. Preliminary results of a dynamic systems model for a closed-loop brayton cycle system coupled to a nuclear reactor[C]//Proceedings of the 1st International Energy Conversion Engineering Conference (IECEC). Virginia: AIAA, 2003.
- [10] WRIGHT S A, TRAVIS S. Dynamic modeling and control of nuclear reactors coupled to closed-loop Brayton cycle systems using SIMULINK[J]. *AIP Conference Proceedings*, 2005, 746(1): 991-1004.
- [11] TAUVERON N, SAEZ M, MARCHAND M, et al. Transient thermal-hydraulic simulations of direct cycle gas cooled reactors[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2005, 235(23): 2527-2545.
- [12] MAUGER G, TAUVERON N, BENTIVOGLIO F, et al. On the dynamic modeling of Brayton cycle power conversion systems with the CATHARE-3 code[J]. *Energy*, 2019, 168: 1002-1016.
- [13] MCCANN L D. Use of RELAP5-3D for dynamic analysis of a closed-loop brayton cycle coupled to a nuclear reactor[J]. *AIP Conference Proceedings*, 2007, 880(1): 541-550.
- [14] LIU Z, CHENG X, YANG X, et al. Ultra-high temperature microstructural changes of SiC layers in TRISO particles[J]. *Ceramics International*, 2024, 50(1): 2331-2339.
- [15] 朱继洲, 奚树人, 单建强, 等. 核反应堆安全分析[M]. 西安: 西安交通大学出版社, 2000.