

大型池式钠冷快堆紧急停堆 瞬态主系统集成仿真

马远航¹, 张东辉², 叶尚尚¹, 刘一哲¹, 王晓坤¹, 张瑞鹏³

(1. 中国原子能科学研究院, 北京 102413; 2. 中核霞浦核电有限公司, 福建 宁德 355199;
3. 北京诺思维信科技有限公司, 北京 100085)

摘要: 基于国内仿真支撑平台 vPower, 建立大型钠冷快堆堆芯系统、一回路、二回路、三回路及主要仪控系统仿真模型, 对大型池式钠冷快堆紧急停堆工况下主系统动态响应特性进行仿真分析, 并将仿真计算结果与实堆试验数据进行对比验证。结果表明, 在满功率稳态工况下, 仿真计算结果与实堆运行数据偏差小于 1%, 紧急停堆瞬态下仿真计算结果与实堆数据符合较好, 主要变量变化趋势基本一致, 可准确反映反应堆主系统的动态特性。

关键词: 池式钠冷快堆; 紧急停堆; 全厂协调控制; 仿真计算

中图分类号: O411.3 **文献标志码:** A **文章编号:** 1671-5489(2026)03-0675-09

Integrated Simulation of Transient Main System for Emergency Shutdown of Large Pool-Type Sodium-Cooled Fast Reactor

MA Yuanhang¹, ZHANG Donghui², YE Shangshang¹,
LIU Yizhe¹, WANG Xiaokun¹, ZHANG Ruipeng³

(1. China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China;
2. CNNP Xiapu Nuclear Power Co., Ltd., Ningde 355199, Fujian Province, China;
3. Beijing Neoswise Technology Co., Ltd., Beijing 100085, China)

Abstract: Based on the domestic simulation support platform vPower, we established a simulation model of the core system, primary circuit, secondary circuit, tertiary circuit and main instrumentation and control system of large sodium-cooled fast reactor. We simulated and analyzed the dynamic response characteristics of the main system under the emergency shutdown condition of a large pool-type sodium-cooled fast reactor, and compared and verified the simulation calculation results with the real reactor test data. The results show that the deviation between the simulation calculation results and the real reactor operation data under the full power steady-state condition is less than 1%, the simulation calculation results fit well with the real reactor data under the emergency shutdown transient state, and the change trend of the main variables is basically consistent, which can accurately reflect the dynamic characteristics of the main reactor system.

Keywords: pool-type sodium-cooled fast reactor; emergency shutdown; coordinated control of whole plant; simulation calculation

收稿日期: 2024-12-10.

第一作者简介: 马远航(1997—), 男, 蒙古族, 博士研究生, 工程师, 从事钠冷快堆热工与安全的研究, E-mail: 331675723@qq.com.

基金项目: 国家自然科学基金(批准号: 12375165).

钠冷快堆具有良好的固有安全性、可增殖核燃料和嬗变长寿命放射性废物等优势^[1],是实现能源自主可控的重要手段,有助于减少对进口能源的依赖,确保国家能源安全,同时也是 6 种第四代先进反应堆中研发进展最快、工程技术最成熟的堆型之一^[2].

研究人员针对钠冷快堆仿真开展了大量研究,如美国阿贡国家实验室(ANL)开发的 SAS4A/SASSYS-1 程序^[3]、法国原子能和替代能源委员会(CEA)开发的 OASIS 软件框架、美国布鲁克海文国家实验室(BNL)开发的 SSC 程序^[4]、俄罗斯开发的 GRIF 和 DINROS 核反应堆系统分析程序、中国原子能科学研究院开发的 FASYS^[5]和 FRSDaso 程序^[6]、华北电力大学开发的 SAC-CFR 池式快堆系统分析软件^[7]和西安交通大学开发的 THACS 软件^[8]等,以上系统分析程序对池式钠冷快堆的堆芯、一回路、二回路和事故余热排出系统仿真进行了研究和分析,并结合多物理多尺度耦合分析和试验数据进行验证比对,模型计算精度高度可信.由于对三回路系统设备进行了大量简化,因此应用于全厂主系统瞬态工况分析有一定局限性.此外,系统分析程序多采用输入卡形式,仿真支撑平台软件人机界面友好,可实现图形化建模,且有丰富的内置模块库,被广泛用于电力系统仿真建模,但无法灵活插入事故故障.

本文基于国产 vPower 仿真支撑平台^[9],建立大型池式钠冷快堆堆芯、一回路、二回路、三回路及主要仪控系统仿真模型,对池式钠冷快堆紧急停堆工况下主系统动态响应进行仿真,并根据现场实堆试验数据进行对比,分别对比稳态与瞬态工况下模型计算精度以验证建模合理性.本文建立的主系统集成仿真模型可支持开展其他瞬态工况下全厂协调控制方案仿真分析工作,相关研究结果可为池式钠冷快堆模拟机开发提供借鉴.

1 主要数学物理模型

1.1 总体架构

本文借助 vPower 仿真平台进行大型钠冷快堆的主系统集成仿真建模.堆芯物理、热工、钠池、中间热交换器和蒸汽发生器等专用模型^[3]为独立开发嵌入至 vPower 平台,结合平台通用模块库,建立堆芯系统、一回路系统、二回路系统、主给水系统和主蒸汽系统等全厂主系统及安全相关设备模型组态,各系统模型均可进行单独设计、调试和验证,仿真模型总体架构如图 1 所示.

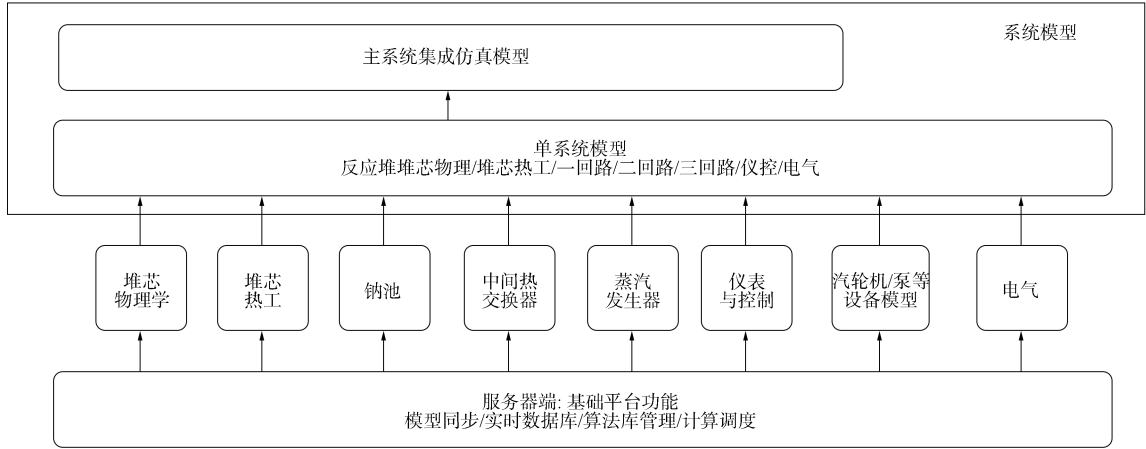


图 1 仿真模型总体架构

Fig. 1 Overall architecture of simulation model

1.2 堆芯物理热工模型

堆芯计算采用点堆模型求解反应堆功率,主要考虑以下种类的反应性反馈:

$$\delta k_{fb}(t) = \delta k_D(t) + \delta k_d + \delta k_{Na}(t) + \delta k_{re}(t) + \delta k_{cr}(t), \tag{1}$$

其中 δk_D 为 Doppler 反馈反应性, δk_d 为燃料和包壳的轴向膨胀反馈反应性, δk_{Na} 为冷却剂密度(空泡)反馈反应性, δk_{re} 为堆芯径向膨胀反馈反应性, δk_{cr} 为控制棒反应性.

堆芯热工计算采用多管单通道模型,求解平均通道中冷却剂、包壳和燃料的温度分布.以功率为

堆芯热工计算的输入, 计算给出堆芯温度场分布和反馈反应性, 根据反馈反应性和外加反应性重新计算反应堆功率, 根据中子学和热工计算的收敛判定准则判定计算是否收敛, 若收敛则不再计算, 否则继续重复上述过程, 计算流程如图 2 所示.

1.3 钠池模型

通过一维流体网络模拟钠池内冷却剂的流动, 钠池控制体划分如图 3 所示^[10]. 其中 1 为堆芯出口, 2 为中心测量柱, 3~14 为热池控制体, 15~17 和 26~28 为冷池控制体, 18, 29 为泵出口控制体, 19~24 和 30~35 为压力管, 25 和 36 为泵支承冷却, 37 为氩气气腔, 38 为栅板联箱. 每个控制体用 vPower 仿真平台中的对流换热节点代替, 考虑钠池中不同控制体间的质量与能量交换, 流动计算通过 vPower 流体网络算法统一求解.

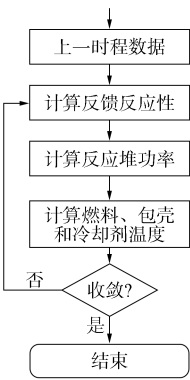


图 2 中子学与堆芯热工耦合计算流程图

Fig. 2 Flow chart of neutronics and core thermal-mechanical coupling calculation

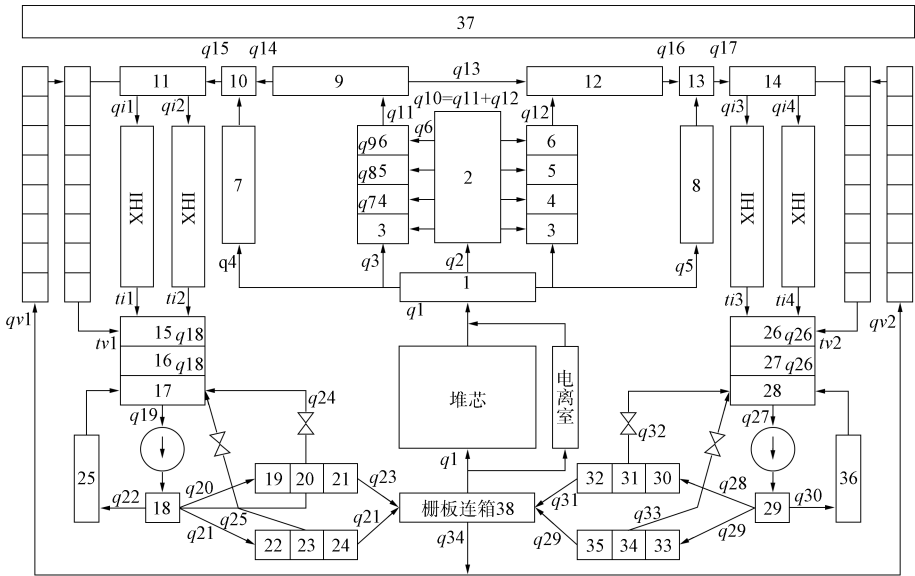


图 3 钠池控制体划分示意图

Fig. 3 Schematic diagram of control volume division of sodium pool

1.4 二回路系统模型

中间热交换器采用逆流式钠管壳式换热器模型, 通过一维瞬态换热微分方程, 冷侧和热侧均划分 32 个节点, 通过迎风差分求解每个节点的内外管壁温度和换热量与流网耦合计算换热功率^[11].

主要能量守恒方程为

$$\alpha_p A_p \frac{\partial t_p}{\partial \tau} + \alpha_p u_p A_p \frac{\partial t_p}{\partial x} = kl(t_s - t_p), \tag{2}$$

$$\alpha_p A_s \frac{\partial t_s}{\partial \tau} + \alpha_p u_s A_s \frac{\partial t_s}{\partial x} = kl(t_p - t_s), \tag{3}$$

其中 ρ 为钠密度(kg/m^3), c_p 为钠定压比热($\text{J}/(\text{kg} \cdot ^\circ\text{C})$), τ 为时间(s), t_p 为一次侧温度($^\circ\text{C}$), A_p 为一次侧流道截面(m^2), u_p 为一次侧流速(kg/s), t_s 为二次侧温度($^\circ\text{C}$), A_s 为二次侧流道截面(m^2), u_s 为二次侧流速(kg/s), x 为管长(m), k 为换热系数($\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C})$), l 为换热周长(m).

管外侧换热计算公式为

$$Nu = 6.0 + 0.006Pe, \tag{4}$$

内侧换热系数为

$$Nu = 4.82 + 0.018\,5Pe^{0.8},$$

(5)

其中 Nu 为 Nusselt 数, Pe 为 Peclet 数.

蒸发器采用滑动网格模型^[12]分区计算钠-水两侧的传热过程, 根据主要换热形式进行不同分区, 计算区域分为过冷水区、核态沸腾区、膜态沸腾区和过热区. 区域内网格均分, 各区域之间连续滑动, 迭代求解. 对于蒸发器水侧起始位置分别位于 z_i 和 z_{i+1} 之间的变化网格内某个随时间变化量 f 积分, 有

$$\int_{z_i}^{z_{i+1}} \frac{\partial f}{\partial t} dz = \begin{cases} \frac{df_{i+1}}{dt} \Delta z_i - \frac{dz_i}{dt} \Delta f_i, & \text{水/蒸汽侧,} \\ \frac{df_i}{dt} \Delta z_i - \frac{dz_{i+1}}{dt} \Delta f_i, & \text{钠侧,} \\ \frac{1}{2} \left[\left(\frac{df_i}{dt} + \frac{df_{i+1}}{dt} \right) \Delta z_i - \left(\frac{dz_{i+1}}{dt} + \frac{dz_i}{dt} \right) \Delta f_i \right], & \text{管壁,} \end{cases}$$

(6)

其中: i 为单元序号, 沿图中 z 方向自下而上取 $1 \sim 21$; z_i 为网格起始或分界位置高度值; k 为时层标识; $\Delta z_i = z_{i+1} - z_i$ 为网格高度; f_i 为网格内参数均值, 迎风格式下取出口参数为定性参数, 管壁取中间点参数为定性参数.

钠缓冲罐^[9]建模考虑了液态金属钠容积和氩气气腔容积两部分对应的气侧、液侧能量和质量平衡, 同时考虑了气液两侧温度不一致时的自然对流换热.

钠侧能量平衡方程为

$$\frac{\partial T_{Na}}{\partial \tau} = \frac{C_{Na} m_{Na} T_{Na} + \sum C_{Nain} T_{Nain} G_{Nain}}{m_{Na} C_{Na} + \sum G_{Nain} C_{Na}},$$

(7)

其中 τ 为时间(s), m_{Na} 为容积内液态钠质量(kg), T_{Na} 为容积内液钠平均温度($^{\circ}\text{C}$), C_{Na} 为 T_{Na} 对应液态钠比热 ($\text{J}/(\text{kg} \cdot ^{\circ}\text{C})$), T_{Nain} 为单条支路液钠进口温度($^{\circ}\text{C}$), C_{Nain} 为流体支路进口液钠比热 ($\text{J}/(\text{kg} \cdot ^{\circ}\text{C})$), G_{Nain} 为单条流体支路流入钠缓冲罐质量(kg).

气侧能量平衡方程为

$$\frac{\partial H_{Ar}}{\partial \tau} = \frac{m_{Ar} H_{Ar} + H_{fn} (T_{Na} - T_{Ar}) + \sum G_{Arin} H_{Arin}}{m_{Ar} + \sum G_{Arin}},$$

(8)

其中 m_{Ar} 为氩气气腔内氩气质量(kg), H_{Ar} 为氩气气腔内氩气比焓(kJ/kg), G_{Arin} 为单条流体支路流入钠缓冲罐的氩气质量(kg), H_{Arin} 为单条流体支路流出钠缓冲罐的氩气比焓(kJ/kg), H_{fn} 为气腔内氩气与液态钠自然对流换热系数 ($\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^{\circ}\text{C})$).

1.5 三回路系统模型

三回路系统模型根据 vPower 仿真平台水汽计算通用模块^[13]搭建. 主要建立了主给水系统、主蒸汽系统和汽轮机旁路系统模型^[14].

1.6 仪控系统模型

由于需对钠冷快堆紧急停堆工况下主系统动态特性进行仿真, 因此本文主要建立了反应堆功率控制系统、一回路、二回路流量控制系统, 主给水控制系统和主蒸汽控制系统等模型. 仪控仿真系统可按功能划分为 Level 1 和 Level 2 两个层次, 其中 Level 1 执行逻辑运算功能, Level 2 提供监控界面功能. 仪控仿真系统 Level 1 接收来自工艺系统模型的测点数据以及来自 Level 2 的操作员站指令, 通过逻辑运算得到控制输出, 并将输出数据发送至执行机构模型的输入端.

2 仿真计算与对比结果

主给水系统模型组态如图 4 所示, 主蒸汽系统模型组态如图 5 所示, 旁路排放系统模型组态如图 6 所示, 仪控系统模型示意图如图 7 所示.

2.1 初始条件和假设

为与现场紧急停堆运行试验初始条件保持一致, 仿真计算选取满功率稳定状态为初始条件, 紧急

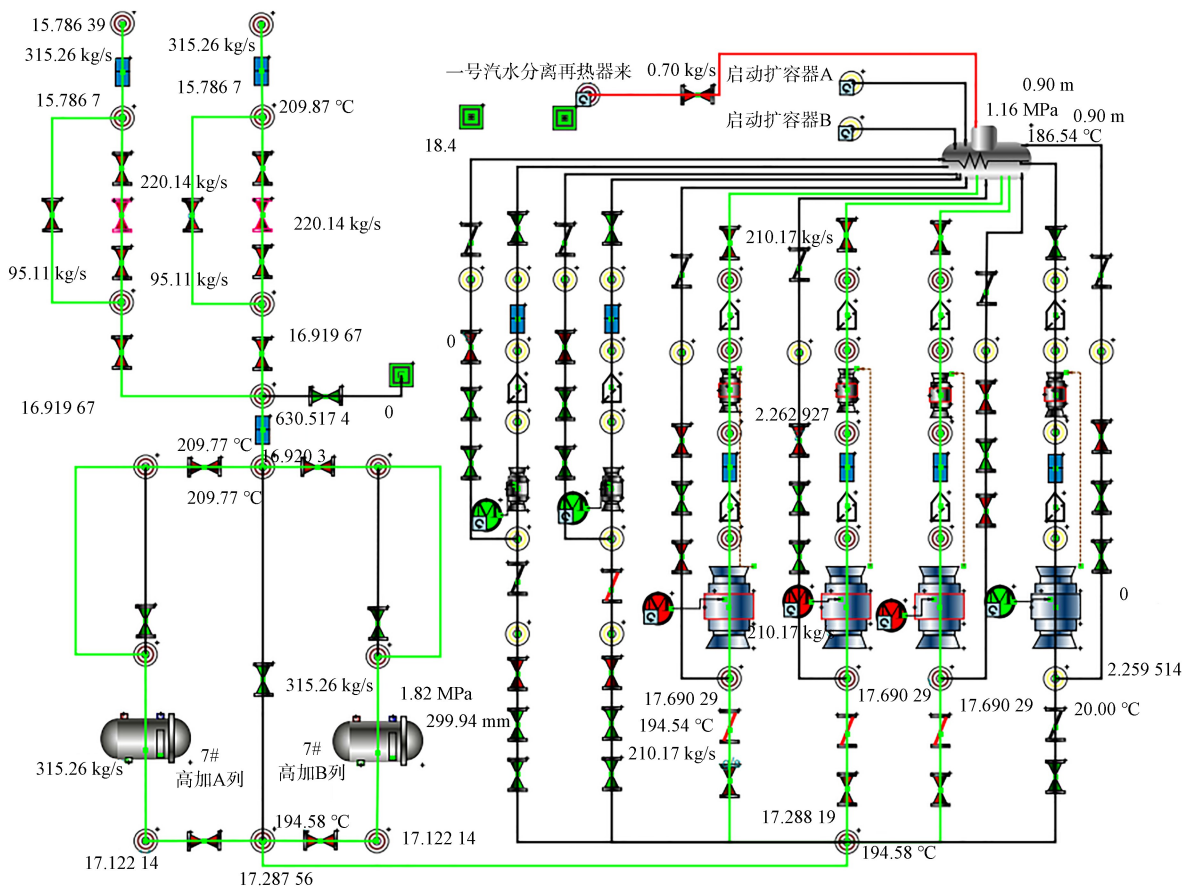


图 4 主给水系统模型组态

Fig. 4 Model configuration of main water supply system

停堆触发方式为操纵员手动按下紧急停堆按钮, 仿真计算中认为仿真范围内的主工艺系统及控制系统均有效, 计算至紧急停堆触发后约 10 min.

2.2 稳态工况仿真计算

根据现场试验初始稳态试验数据, 将主回路热力学模型与仪控模型联合调试达到满功率稳定运行状态, 以一回路为例, 选取现场部分可靠测点, 将模型计算参数与现场实测参数进行对比, 结果列于表 1. 由表 1 可见, 各主要参数的误差均小于 1%, 稳态计算结果较好.

表 1 额定功率稳态计算结果对比

Table 1 Comparison of steady-state calculation results for rated power

参数描述	试验值	计算值	相对误差/%
相对核功率/%	99.07	99.2	0.13
堆芯出口钠温/°C	540.36	539.3	−0.20
一回路总流量/(kg·s ^{−1})	6 491	6 494	0.05
过热器入口钠温/°C	506.89	505.3	−0.31
蒸发器出口钠温/°C	307.82	308	0.06
二回路总流量/(kg·s ^{−1})	2 944.2	2 955.7	0.39
给水温度/°C	207.99	208.3	0.15
给水流量/(kg·s ^{−1})	1 117.9	1 109.6	−0.74
给水调节主阀开度/%	57.82	58	0.31
主汽压力/MPa	13.02	12.93	−0.71

2.3 紧急停堆瞬态工况仿真计算

反应堆保护停堆信号触发后, 全部控制棒自由下落, 反应堆功率迅速下降至衰变功率水平, 反应堆相对功率、堆芯相对流量和功率流量比结果如图 8 所示. 由图 8 可见, 堆芯流量随一回路钠泵降转

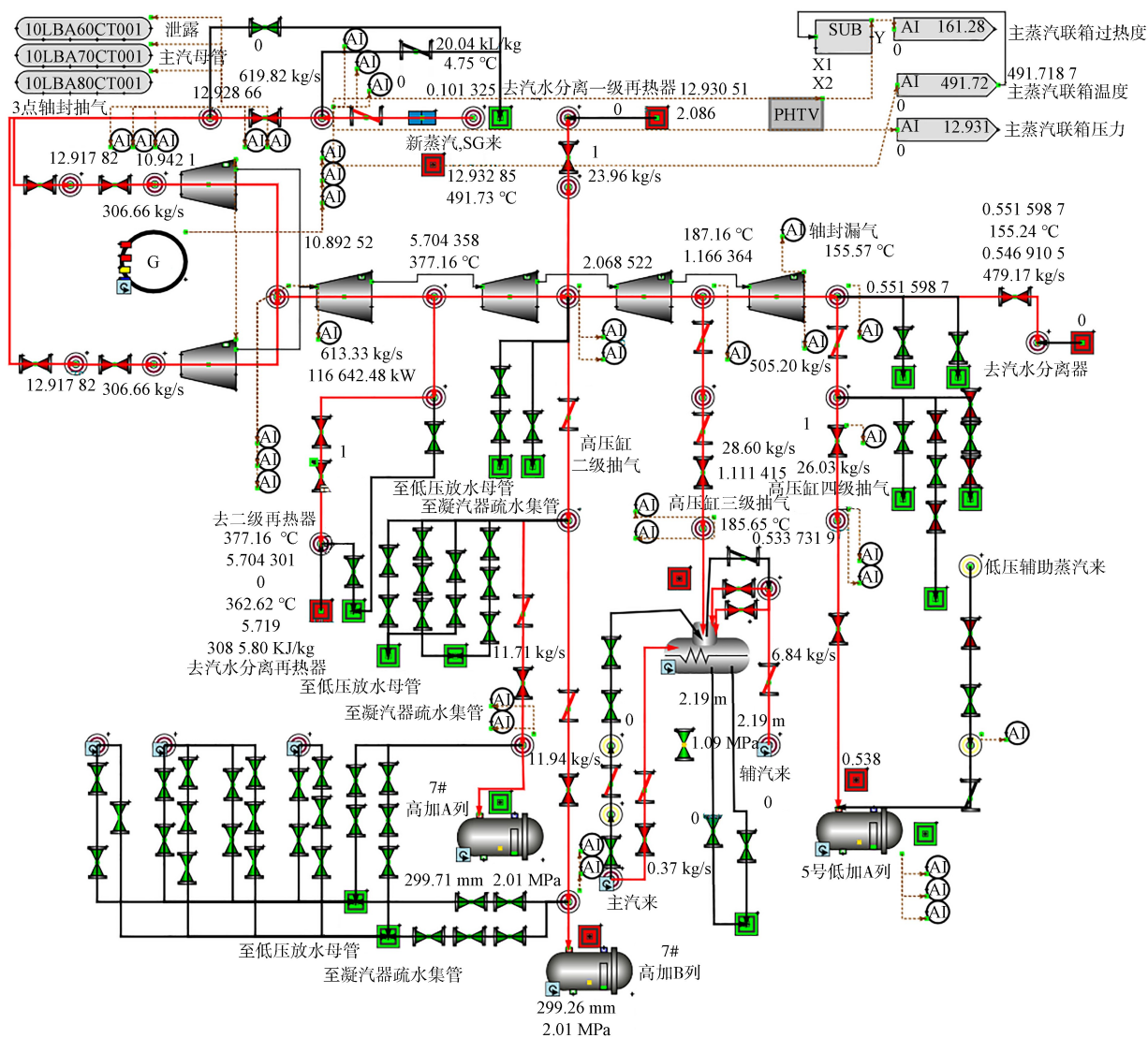


图 5 主蒸汽系统模型组态

Fig. 5 Model configuration of main steam system

速而下降, 功率流量比快速下降至较低水平. 堆芯出口温度如图 9 所示. 由图 9 可见, 堆芯出口钠温与功率流量比的变化趋势基本一致, 堆芯出口钠温计算值与试验值的瞬态变化趋势基本一致, 但计算值及下降速率与试验值略有差别, 这是由于实堆中堆芯出口钠温为多个测点测量结果的平均值, 测点布置在堆芯组件出口上方, 瞬态过程中一回路冷却剂钠从堆芯出口后, 存在热池搅浑的过程, 计算中对该效应考虑不足所致, 因此一维模型难以精确模拟钠池内复杂的三维流动现象.

紧急停堆后一、二回路钠泵自动受控降转速,一泵降至 25%额定转速后稳定,二泵降至 30%额定转速后稳定,一、二回路钠流量变化如图 10 所示.

瞬态过程中给水流量调节主要依赖给水调节阀组, 阀组开度以二回路热功率为前馈、蒸发器出口钠温为反馈进行 PI 调节, 最终维持蒸发器出口钠温在 308 ℃ 附近. 给水相对流量如图 11 所示. 由图 11 可见, 给水流量计算值与试验值变化趋势基本一致.

蒸发器出口钠温如图 12 所示. 由图 12 可见, 紧急停堆后, 蒸汽发生器仍可持续产生蒸汽, 汽轮机随主蒸汽参数变化降功率, 不需紧急停机. 当主蒸汽参数不满足汽轮机进汽要求时, 汽轮机跳闸, 旁路阀迅速开启以维持主蒸汽联箱压力的设定值, 保证停堆不立即停机. 主汽压力计算结果如图 13 所示. 由图 13 可见, 仿真计算中紧急停堆后约 150 s 时手动汽机打闸, 主汽门快速关闭, 导致给水流量及主汽压力产生小尖峰, 现场试验中为主汽品质不满足汽轮机进汽要求自动关闭主汽门.

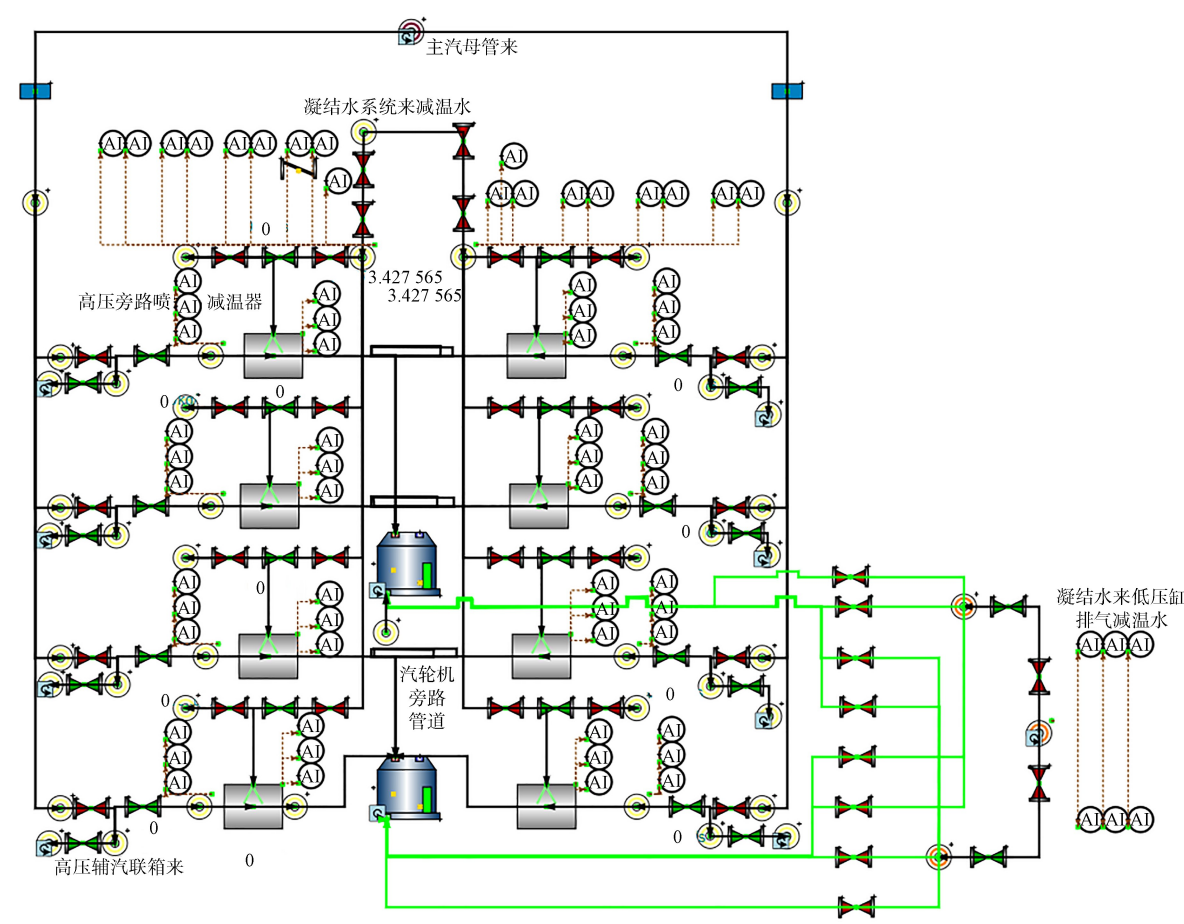


图 6 旁路排放系统模型组态

Fig. 6 Model configuration of bypass discharge system

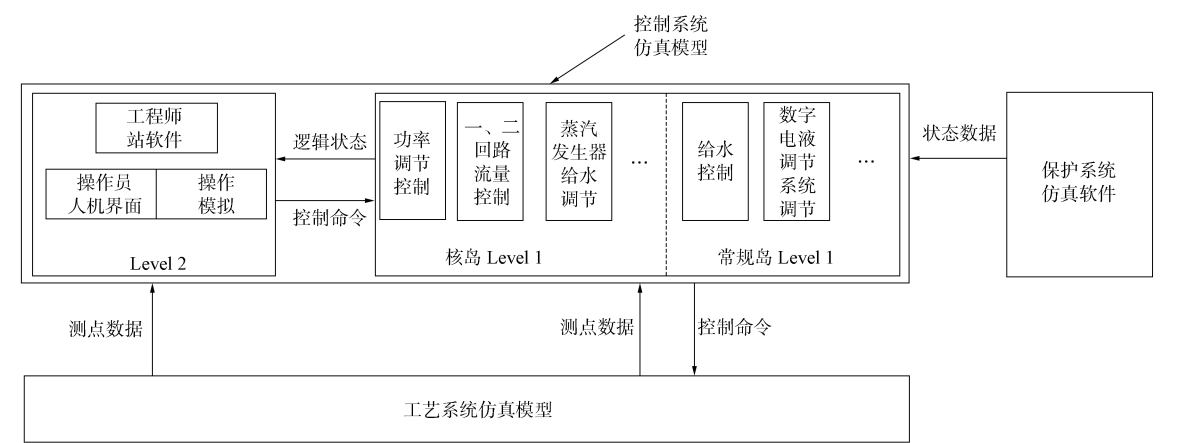


图 7 仪控系统模型示意图

Fig. 7 Model of I&C system

综上，本文以大型池式钠冷快堆为研究对象，基于国产仿真平台 vPower，建立了池式钠冷快堆主要热力系统和仪控系统模型以及钠冷快堆专用仿真模块，对紧急停堆工况下的全厂主系统动态响应特性进行了仿真，并与试验数据进行对比。结果表明，主系统仿真模型稳态主要参数计算结果与试验数据符合较好，针对紧急停堆瞬态计算结果与试验结果趋势基本一致，可准确反映紧急停堆瞬态主系统全过程的重要现象，按仿真需求进行适应性调整后，可用于大型钠冷快堆不同瞬态工况下主系统动态

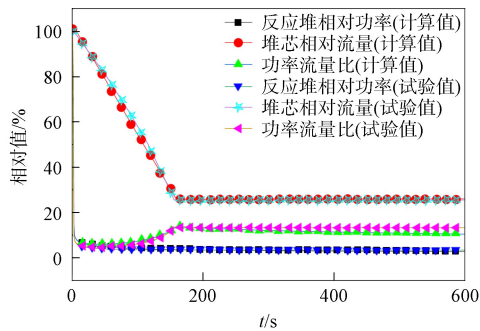


图 8 反应堆相对功率、堆芯相对流量和功率流量比结果

Fig. 8 Results of reactor relative power, core relative flow rate and power flow rate ratio

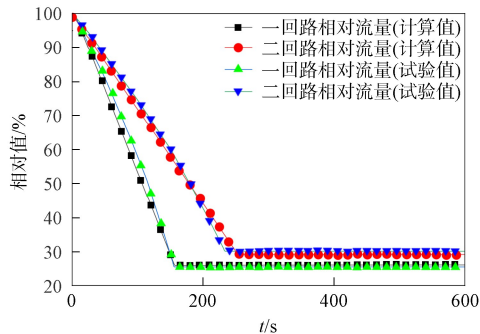


图 10 一、二回路相对流量

Fig. 10 Relative flow rate of primary circuit and secondary circuit

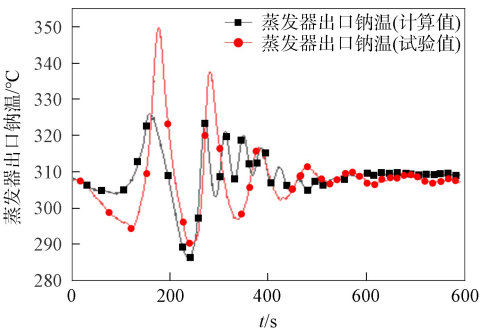


图 12 蒸发器出口钠温

Fig. 12 Sodium temperature at outlet of evaporator

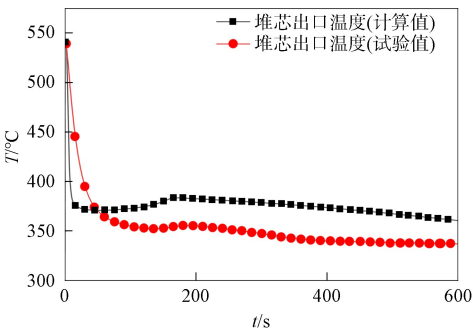


图 9 堆芯出口温度

Fig. 9 Temperature of core outlet

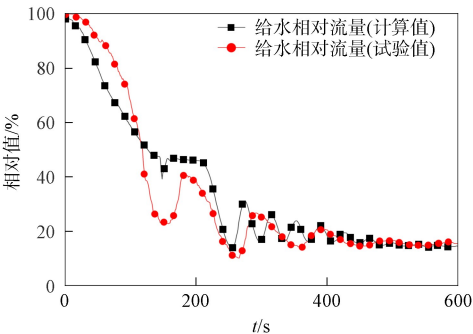


图 11 给水相对流量

Fig. 11 Relative flow rate of water supply

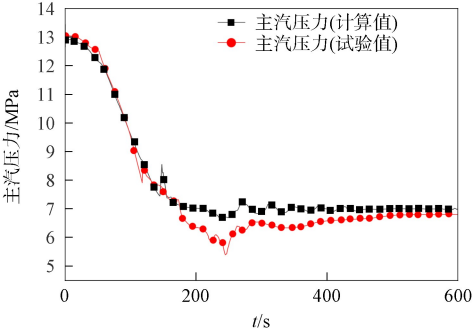


图 13 主汽压力

Fig. 13 Main steam pressure

响应分析工作,可为给水调节方案验证和甩负荷方案验证等提供支撑。仿真计算过程中,针对模型计算耗时进行实时测试,计算可做到实时甚至超实时,相关模型简化方法可为钠冷快堆模拟机开发提供借鉴。

参 考 文 献

[1] 徐銑. 发展快堆-保障我国核能可持续发展 [J]. 中国核工业, 2008, 1(9): 20-23. (XU M. Development of Fast Reactors to Ensure the Sustainable Development of Nuclear Energy in China [J]. China Nuclear Industry, 2008, 1(9): 20-23.)

[2] 张东辉,王松平,代智文,等. 我国快堆的创新与发展 [J]. 核科学与工程, 2024, 44(5): 980-988. (ZHANG D H, WANG S P, DAI Z W, et al. Innovation and Development of Fast Reactors in China [J]. Nuclear Science and Engineering, 2024, 44(5): 980-988.)

[3] FLOYD E, PROHAMMER D F G. The SASSYS LMFBR Systems Analysis Code [J]. Mathematics and

Computers in Simulation, 1984, 26(1): 23-26.

[4] KWON Y M, LEE Y B, CHANG W P, et al. Development of a System Code, SSC-K, for Inherent Safty Evaluation of the Korea Advanced Liquid Metal Reactor [J]. Journal of the Korean Nuclear Society, 2001, 33(2): 209-224.

[5] 王晋, 张东辉, 胡文军. 池式钠冷快堆系统分析程序开发 [J]. 原子能科学技术, 2016, 50(2): 198-203. (WANG J, ZHANG D H, HU W J. Development of System Analysis Code for Pool-Type Sodium-Cooled Fast Reactor [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2016, 50(2): 198-203.)

[6] 王晓坤, 齐少璞, 杨军, 等. 钠冷快堆系统程序 FR-Sdaso 开发 [J]. 原子能科学技术, 2020, 54(11): 2045-2053. (WANG X K, QI S P, YANG J, et al. Development of System Code FR-Sdaso for Sodium-Cooled Fast Reactor [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2020, 54(11): 2045-2053.)

[7] 陆道纲, 隋丹婷. 池式快堆系统瞬态分析软件开发 [J]. 原子能科学技术, 2012, 46(5): 542-548. (LU D G, SUI D T. Development of System Analysis Code for Pool-Type Fast Reactor under Transient Operation [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2012, 46(5): 542-548.)

[8] 秋穗正, 张大林, 宋苹, 等. 钠冷快堆瞬态热工水力及安全分析程序开发 [J]. 原子能科学技术, 2019, 53(10): 1941-1951. (QIU S Z, ZHANG D L, SONG P, et al. Code Development for Transient Thermal-Hydraulics and Safety Analysis of Sodium-Cooled Fast Reactor [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2019, 53(10): 1941-1951.)

[9] 北京诺思维信科技有限公司. vPower 仿真系统技术白皮书 [M]. 北京: 北京诺思维信科技有限公司, 2009: 35-50. (Beijing Neoswise Technology Co., Ltd. vPower Simulation System Technical White Paper [M]. Beijing: Beijing Neoswise Technology Co., Ltd., 2009: 35-50.)

[10] 齐少璞, 杨红义, 杨晓燕, 等. 基于 FR-Sdaso 的法国凤凰堆寿期末自然循环实验分析 [J]. 原子能科学技术, 2020, 54(2): 273-280. (QI S P, YANG H Y, YANG X Y, et al. Analysis of French Phenix End-of-Life Natural Circulation Test Based on FR-Sdaso [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2020, 54(2): 273-280.)

[11] 叶尚尚, 杨红义, 刘一哲, 等. 钠冷快堆二回路系统热工水力瞬态分析程序 SELTAC 的开发与应用 [J]. 原子能科学技术, 2018, 52(6): 1013-1020. (YE S S, YANG H Y, LIU Y Z, et al. Development and Application of Transient Analysis Code SELTAC for Secondary Loop of Sodium-Cooled Fast Reactor [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2018, 52(6): 1013-1020.)

[12] 叶尚尚, 杨红义, 刘一哲, 等. 钠冷快堆直流式蒸汽发生器固定网格与滑移网格模型对比分析 [J]. 原子能科学技术, 2017, 51(7): 1219-1224. (YE S S, YANG H Y, LIU Y Z, et al. Comparative Analysis of Fixed Grid and Sliding Grid Models for Once-Through Steam Generator in Sodium-Cooled Fast Reactor [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2017, 51(7): 1219-1224.)

[13] 吕崇德, 任挺进, 姜学智, 等. 大型火电机组系统仿真与建模 [M]. 北京: 清华大学出版社, 2002: 200-207. (LYU C D, REN T J, JIANG X Z, et al. Large-Scale Thermal Power Unit System Simulation and Modeling [M]. Beijing: Tsinghua University Press, 2002: 200-207.)

[14] 北京诺思维信科技有限公司. vPower 一体化仿真建模环境用户手册 [M]. 北京: 北京诺思维信科技有限公司, 2008: 2-76. (Beijing Neoswise Technology Co., Ltd. vPower Integrated Simulation Modeling Environment User Manual [M]. Beijing: Beijing Neoswise Technology Co., Ltd., 2008: 2-76.)

(责任编辑: 王 健)