

文章编号：0258-0926(2014)02-0105-05

# 中国实验快堆主冷却系统建模与仿真研究

陈五星<sup>1</sup>, 夏庚磊<sup>2</sup>, 彭敏俊<sup>2</sup>

1. 431 厂代表室, 辽宁葫芦岛, 125004; 2. 哈尔滨工程大学核安全与仿真技术国防重点学科实验室, 哈尔滨, 150001

摘要：中国实验快堆（CEFR）是钠冷快中子反应堆，其一、二回路的运行特性对反应堆的安全运行具有重要的影响。使用 JTopmeret 软件建立 CEFR 一、二回路主冷却系统和蒸汽发生器（SG）的仿真模型，用于计算系统任意一点的流量、压力、温度等运行参数。在稳态及瞬态工况下，系统主要参数仿真值与设计值的误差均小于 2%，满足系统仿真的精度要求。

关键词：系统仿真；CEFR；JTopmeret

中图分类号：TL331 文献标志码：A

## 0 引言

快中子增殖反应堆（快堆）是第四代核能系统中的主要堆型之一。世界许多国家都在积极开发快堆，如俄罗斯的 BN-600、日本的文殊堆等<sup>[1]</sup>。

本项目以中国实验快堆（CEFR）为研究对象，采用 GSE 公司的 JTopmeret<sup>[2]</sup> 软件，建立了主冷却回路的仿真模型，在此基础上研究 CEFR 主冷却系统在不同工况下的运行特性。

## 1 仿真对象与仿真范围

### 1.1 仿真对象

CEFR 是采用池式结构的钠冷快堆，其一回路为池式结构，由 2 台主泵、4 台中间热交换器、压力管、栅板联箱及堆芯等部分组成。二回路主冷却系统为 2 条对称环路，包括二回路钠循环泵、钠缓冲罐、直流蒸汽发生器（SG）、过热器和相应的管道和阀门。

### 1.2 仿真范围

本次仿真的对象为 CEFR 钠介质热传输系统，即一回路和二回路主冷却系统。为了研究这 2 个主冷却系统在动态工况下的运行特性，本文对 SG 二次侧进行仿真，通过控制给水温度及流量来实现不同工况下的自动控制。

## 2 模型建立

### 2.1 建模工具

采用 JTopmeret 软件和 SimExec<sup>[3]</sup> 仿真平台来建立 CEFR 主冷却系统的仿真模型。

## 2.2 系统节点划分与系统连接

一回路主冷却系统、二回路主冷却系统和 SG 二次侧分别置于 3 个不同的用户（USER1、USER2 和 USER3）中，单独调试之后采用边界连接的方式进行联调。

2.2.1 系统节点划分 USER1 中一回路主冷却系统、USER2 中 SG 水侧、USER3 中二回路主冷却系统节点划分见图 1、图 2、图 3。

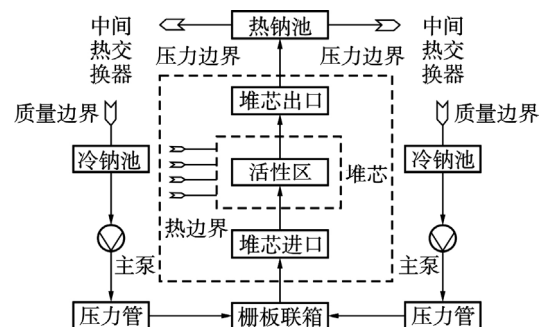


图1 一回路主冷却系统节点划分  
Fig.1 Scheme of Control Volumes of PCS

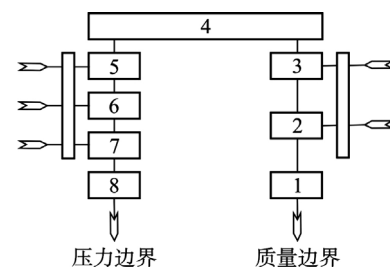


图2 SG水侧节点划分  
Fig.2 Scheme of Control Volumes of SG

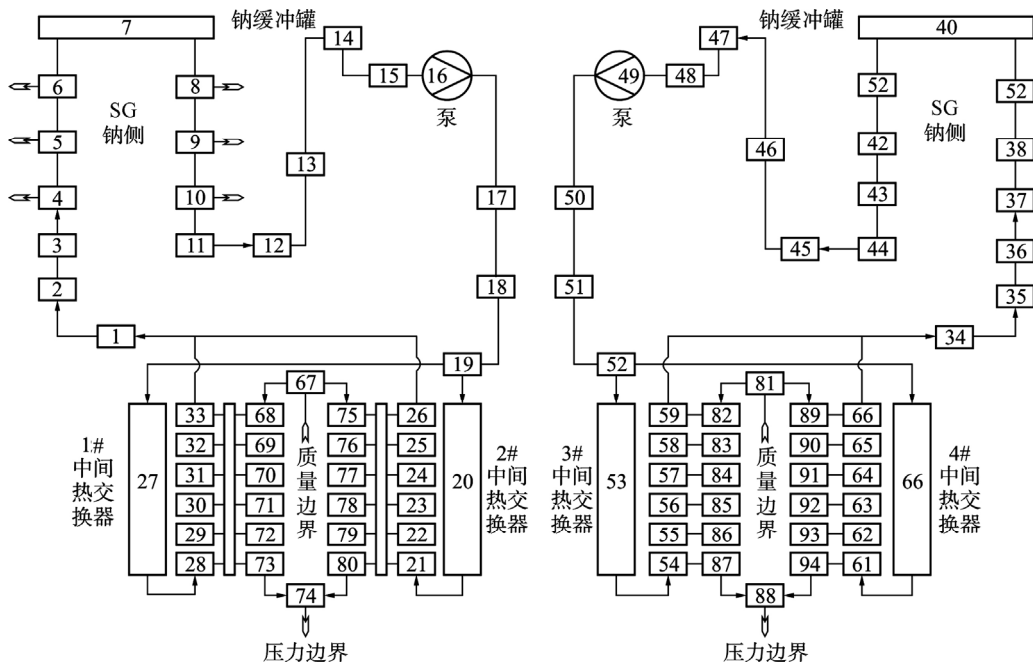


图3 二回路主冷却系统节点划分  
Fig. 3 Scheme of Control Volumes of SCS

2.2.2 系统的接口连接方式 一回路用户与二回路用户依靠压力边界与流量边界进行数据传递。如图 4 所示, SYS1 与 SYS2 是 2 个相互独立的用户, 且都是非闭合式环路, 2 个用户之间进行连接时, 将 SYS2 的节点 2 的参数赋予 SYS1 的压力边界, 将 SYS1 的流线参数 (如流量、焓值) 赋予 SYS2 的流量边界, 将 SYS1 的节点 3 的参数 (如流量、焓值) 赋予 SYS2 的压力边界, 将 SYS2 的流线参数 (如流量、焓值) 赋予 SYS1 的流量边界, 如此进行数据传递, 从而构成一个闭合式的环路。

因为 SG 两侧使用不同的工质, 二回路与三回路依靠热节点边界和热流量边界进行数据传递 (图 5)。图 5 中, SG 钠侧与水侧进行数据传递

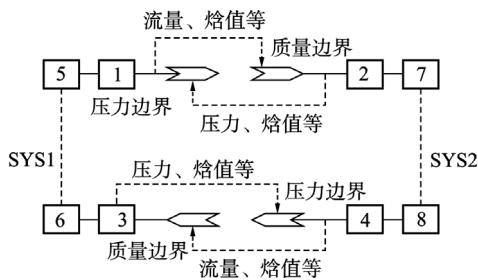


图4 流量边界数据交换示意图  
Fig. 4 Connection between Flow Boundary and Pressure Boundary

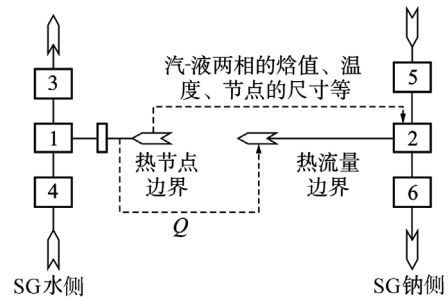


图5 热边界数据交换示意图  
Fig. 5 Connection between Heat Flux Boundary and Heat Node Flux Boundary

时, 将钠侧节点 2 的参数 (例如汽-液两相的焓值、温度、节点的尺寸等) 赋予水侧的热节点边界, 同时将水侧的吸热量赋予钠侧的热流量边界, 从而将钠侧的热量传递到水侧。

### 3 计算结果

#### 3.1 稳态工况计算

稳态验证工况分别为 :50% 满功率 (FP)、75% FP 和 100% FP。一、二回路钠循环泵都为变频泵, 回路流量随着反应堆功率的变化而不同。

输入参数随功率的变化见表 1。在此设置基础上进行计算, 仿真结果与安全分析报告中的设

表1 稳态工况下不同功率对应的输入参数  
Table 1 Input Parameters under Steady State Condition

功率	一回路钠循环泵 转速/n · min <sup>-1</sup>	二回路钠循环 泵转速/n · min <sup>-1</sup>	给水流量 /kg · s <sup>-1</sup>
50%FP	612.50	625.00	6.84
75%FP	837.50	875.00	10.10
100%FP	950.00	1000.00	13.36

计值对比见表 2。对比结果显示，一回路流量、二回路流量、一回路热段温度、二回路 SG 出口温度的仿真值与设计值的契合程度很高，一回路冷段温度、SG 出口蒸汽温度的仿真值与设计值相比较，参数随功率变化的整体的趋势走向是一致的，所得的误差均不超过 1%，说明建立的模型计算结果可靠，满足仿真的精度要求。

### 3.2 瞬态工况计算

3.2.1 控制方程 池式钠冷快堆电厂的运行方案有冷却剂流量恒定和可变 2 种方式，其中冷却剂流量可变方式是比较理想的方式，在这种方式下冷却剂流量可以调节，以缓和温度变化对反应堆材料的热应力冲击。流量控制还可以缩短反应堆启动和停堆时间，改善反应堆对负荷的跟踪性能，但冷却剂泵的驱动机构及控制系统较为复杂<sup>[4]</sup>。本文采用的控制方程为：

功率控制方程：

$$P = P \left( 1 + K_1 \Delta W + K_2 \int_0^t \Delta W dt \right) \quad (1)$$

给水控制方程：

$$G_{fw} = G_{fw} \left( 1 + K_1 \Delta G_{fw} + K_2 \Delta T_{out} + K_3 \Delta G_{sec} + K_4 \int_0^t \Delta G_{fw} dt + K_5 \int_0^t \Delta T_{out} dt + K_6 \int_0^t \Delta G_{sec} dt \right) \quad (2)$$

泵转速控制方程：

$$N_1 = N_1 \left( 1 + K_1 \Delta f_1 + K_2 \int_0^t \Delta f_1 dt \right) \quad (3-1)$$

$$N_2 = N_2 \left( 1 + K_1 f_2 + K_2 \int_0^t \Delta f_2 dt \right) \quad (3-2)$$

式中， $P$  为功率，W； $\Delta W$  为功率差值； $G_{fw}$  为给水流量，kg/s； $\Delta G_{fw}$  为给水流量差值； $\Delta T_{out}$  为 SG 出口钠温差值； $\Delta G_{sec}$  为二回路流量差值； $K_1 \sim K_6$  为比例因子； $N_1$  为一回路钠循环泵转速； $N_2$  为二回路钠循环泵转速； $t$  为计算时间，s。

3.2.2 仿真结果 系统运行初始条件：在 100%FP 下机组运行 1 min 瞬态动作：机组负荷由 100%FP 突降至 75%FP，并保持 75%FP 功率运行 25 min。机组负荷由 100%FP 突降至 75%FP 时，堆芯功率随着机组负荷的突降而稍缓下降，在 400 s 的过渡时间内到达稳定值。同时控制系统调节一、二回路流量（图 6 和图 7），经过 400 s 的过渡期到达稳定值。SG 的给水流量随着时间的变化而下降（图 8），在 200~400 s 内出现小振幅波动，这是由于控制系统的超调所导致，但是超调量较小，振幅仅有 0.3 kg/s，属于可以接受的范围。

受控制系统延迟的影响，堆芯功率下降速度落后于机组负荷快速降低的步伐，从而出现在这段过渡时间内对一、二回路冷却剂的加热功率大于其冷却功率，致使一、二回路冷热段温度以及 SG 出口温度呈现出先升高再降低的趋势。钠缓冲罐的液位在快速降负荷工况下随时间的响应情况见图 9。结果显示，温度仿真值偏离设计值不超过 1%，钠缓冲罐液位的变化值也很小。

在控制系统的作用下，系统主要参数仿真值的波动随着时间的增长而逐渐减小。1600 s 后，这些仿真值趋于稳定。将这些稳定后的仿真值与

表2 稳态工况下系统主要参数设计值与仿真值的对比

Table 2 Comparison Results of Rated Condition

主要参数	50%FP			75%FP			100%FP		
	设计	仿真	误差/%	设计	仿真	误差/%	设计	仿真	误差/%
一回路流量/kg·s <sup>-1</sup>	92.1	92.27	0.18	121.65	121.86	0.17	150	149.98	0.01
二回路流量/kg·s <sup>-1</sup>	79.871	80.33	0.57	108.504	108.34	0.15	137.0	137.56	0.41
一回路冷段温度/	351.4	353.44	0.58	355.7	354.05	0.47	360	357.29	0.64
一回路热段温度/	489.9	491.13	0.25	513.2	510.67	0.49	530	525.18	0.91
二回路SG出口温度/	469.8	469.3	0.1	487.1	484	0.64	495.0	493.9	0.22
二回路SG入口温度/	310	312.39	0.77	310	309.34	0.21	310	309.93	0.02
SG出口新蒸汽温度/	460.5	455.723	1	475.2	470.6	0.97	480.2	482.17	0.38

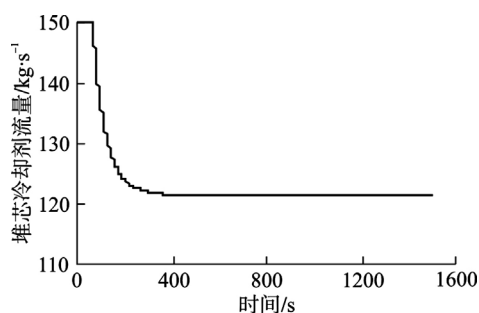


图6 堆芯冷却剂流量的瞬态响应

Fig. 6 Primary Loop Coolant Flow Rate Transient Response under Power Down Condition

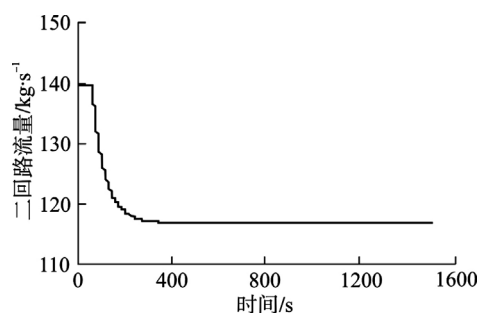


图7 二回路流量的瞬态响应

Fig. 7 Secondary Loop Flow Rate Transient Response under Power Down Condition

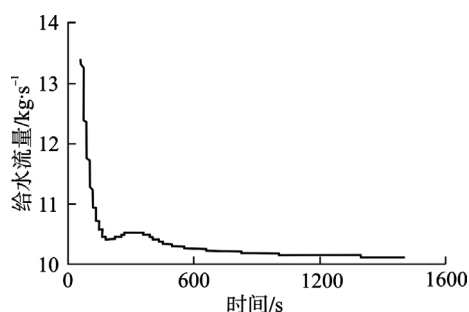


图8 SG给水流量的瞬态响应

Fig. 8 Feedwater Rate Transient Response under Power Down Condition

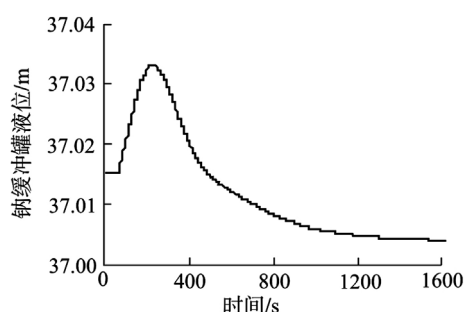


图9 缓冲罐液位的瞬态响应

Fig. 9 Sodium Regulator Liquid Level Transient Response under Power Down Condition

在 75%FP 工况下的设计值做对比后发现,系统主要参数的仿真误差在 2%以内(表 3),满足动态工况下系统仿真的精度要求。

表3 瞬态工况下系统主要参数设计值与仿真值的对比

Table 3 Comparison Results under Power Down Condition

对比项目	设计值	仿真值	误差/%
给水流量/kg·s <sup>-1</sup>	10.10	10.11732	0.17
堆芯冷却剂流量/kg·s <sup>-1</sup>	121.65	121.24	0.3
二回路流量/kg·s <sup>-1</sup>	108.504	108.47	0.03
堆芯入口温度/	355.7	354.51	0.3
堆芯出口温度/	513.2	511.97	0.2
SG 钠侧入口温度/	487.1	485.04	0.4
SG 钠侧出口温度/	310	310.04	0.01
SG 水侧入口温度/	190.0	190	0
SG 水侧出口温度/	480.0	473.09	1.4

#### 4 结束语

对 CEFR 一、二回路和 SG 进行了建模与仿

真。仿真程序与模型可用于计算系统任意一点的流量、压力、温度等流动参数。通过对比验证,证明本文建立的仿真程序与模型的计算结果可靠,可以用来仿真稳态及瞬态工况下一、二回路主冷却系统的运行。本文建立的仿真程序与模型可用于小型钠冷快堆一些典型事故的安全分析,也可用于人员培训及为未来大型快堆的设计、运行提供参考。

#### 参考文献:

- [1] 徐铤. 中国实验快堆的安全特性[J]. 核科学与工程, 2011, 31(2): 116-126.
- [2] GSE. JTopmeret<sup>TM</sup> User Guide[M]. Baltimore: GSE Power Systems, 2005.
- [3] GSE. SimExce<sup>TM</sup> User Guide[M]. Baltimore: GSE Power Systems, 2005.
- [4] 张厚明, 段天英, 刘国发, 等. 池式钠冷快堆电厂运行方案仿真研究[J]. 核科学与工程, 2011, 31(1): 28-40.

# Modeling and Simulation on Main Cooling System of China Experimental Fast Reactor

Chen Wuxing<sup>1</sup>, Xia Genglei<sup>2</sup>, Peng Minjun<sup>2</sup>

1. Representative Station in Factory 431, Huludao, Liaoning, 125000, China; 2. Key Subject Laboratory of Nuclear Safety and Simulation Technology, Harbin Engineering University, Harbin, Heilongjiang, 150001, China

**Abstract:** The China Experimental Fast Reactor (CEFR) is a sodium-cooled fast reactor, whose operation characteristics of primary and secondary loops exert significant influence on reactor safe operation. The primary and secondary loops main cooling system models and the steam generator (SG) model are established by the system modeling tool JTopmeret. The codes can be edited to calculate the system parameters as the flow, pressure, temperature and others at any point of this system. Under the conditions of steady state and transient state, the errors among the simulation value and design value of system main parameters are less than 2%, which satisfies the precision requirement of system simulation.

**Key words:** System simulation, CEFR, JTopmeret

作者简介：

陈五星（1973—），男，工程师。2000年7月毕业于海军工程大学，获学士学位。现从事核动力控制工程的研制与质量管理。

夏庚磊（1983—），男，工程师。2010年4月毕业于哈尔滨工程大学，获硕士学位。现从事核动力装置运行与仿真研究。

彭敏俊（1968—），男，教授。2000年7月毕业于哈尔滨工程大学，获博士学位。现从事核动力装置运行与仿真的教学和研究。

（责任编辑：孙 凯）