

# 池式快堆系统分析软件稳态功能开发

陆道纲<sup>1</sup>, 隋丹婷<sup>1</sup>, 任丽霞<sup>2</sup>, 钱鸿涛<sup>2</sup>, 田璐<sup>1</sup>

(1. 华北电力大学 核科学与工程学院, 北京 102206;

2. 中国原子能科学研究院 中国实验快堆工程部, 北京 102413)

**摘要:**针对目前我国快堆系统分析软件主要采用国外引进方式而导致难以掌握核心物理模型现状,以中国实验快堆(CEFR)为研究和建模对象,基于中子动力学模型、堆芯及其热钠池模型、中间热交换器模型、一回路和中间回路热量传输系统模型、三回路模型等,自主开发了基于 Compaq Visual Fortran (CVF)的适用于稳态计算的池式快堆系统分析软件 SAC-CFR。通过与中国实验快堆安全分析报告中数据进行对比,验证了所开发模型的精度,为下一步瞬态模型的开发及控制和保护系统的开发做准备。

**关键词:**SAC-CFR; 系统分析; 中国实验快堆

中图分类号: TL333

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2012)04-0422-07

## Development of System Analysis Code for Pool-Type Fast Reactor Under Steady State Operation

LU Dao-gang<sup>1</sup>, SUI Dan-ting<sup>1</sup>, REN Li-xia<sup>2</sup>, QIAN Hong-tao<sup>2</sup>, TIAN Lu<sup>1</sup>

(1. School of Nuclear Science and Engineering, North China Electric Power University,

Beijing 102206, China; 2. China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275-34, Beijing 102413, China)

**Abstract:** Aiming at developing system analysis code independently, a system analysis code for pool-type fast reactor in China (SAC-CFR), with neutron kinetics model, core and hot pool model, intermediate heat exchanger model, primary and intermediate heat transport system, steam generation system, was developed based on Compaq Visual Fortran (CVF) to analyze the thermal-hydraulic characteristic of fast reactor under steady state operation. The simulation results of China Experimental Fast Reactor (CEFR) with SAC-CFR were compared with those in CEFR safety analysis report. The good agreements between them show that the present model is effective, which makes preparations for further development of transient model and plant protection and plant control system.

**Key words:** SAC-CFR; system analysis; China Experimental Fast Reactor

发展快堆技术对高效利用铀资源、保持核电可持续发展具有十分重要的战略意义。快堆

系统分析软件通过稳态计算对核电站正常运行工况及回路间的相互匹配进行设计与评价,通

过瞬态计算对假想设计基准事故工况下3个回路的热工水力学和中子动力学响应过程进行分析,以验证快堆在假想事故工况下的安全性。因此,快堆系统分析软件是快堆设计的重要工具,也是保证快堆核电站安全运行的重要手段。由于快堆核电站和压水堆核电站在系统布置、冷却剂选择、中子动力学特性等方面存在很大差别,因此,压水堆系统软件很难适用于快堆,快堆的系统分析需开发专门的系统分析软件。但系统模型研究及为此而开发计算机程序是一繁重任务,加之许多物理现象的机理尚未完全阐明,系统分析软件开发中许多问题并未得到解决。

世界上快堆已经过实验堆、原型堆、示范堆的完整阶段,因此,国外快堆系统分析软件的开发技术相对成熟<sup>[1]</sup>,如美国的 SASSYS、SAS4A、SSC、NALAP、IANUS、DEMO、DYN2B等。中国原子能科学研究院在中国实验快堆(CEFR)设计和建造过程中引进了法国的 OASIS<sup>[2]</sup>和俄罗斯的 DINROS<sup>[3]</sup>、RUBIN<sup>[4]</sup>等,并在此基础上进行中国快堆系统分析软件的自主研发。

本文在借鉴国外系统分析软件经验的基础上,以 CEFR 为研究和建模对象,通过对快堆3个回路关键部件(包括堆芯、热钠池、中间热交换器、泵、蒸汽发生器、管道、阀门等)建模,开发适用于池式快堆的稳态工况系统分析软件。作为系统分析软件开发的第1阶段,准确的稳态计算将为下一步瞬态功能的开发以及控制和保护系统的开发做准备。

## 1 数学模型

在对系统各部件模型进行深入调研和比较的基础上,针对 CEFR 的特点,对中子动力学模型、堆芯模型、热钠池模型、中间热交换器模型、泵与管道模型、三回路模型等进行了综合与集成,将各模型简单描述如下。

### 1.1 中子动力学模型<sup>[5]</sup>

目前,反应堆中子动力学计算已实现三维化,但系统软件中的中子动力学模型仍以点堆模型为主。由于快堆堆芯体积较小,因此,利用考虑6组缓发中子的点堆模型求解裂变功率:

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{(\rho(t) - \beta_T)}{\Lambda} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i N(t)}{\Lambda} - \lambda_i C_i(t), i = 1, 2, \dots, 6 \quad (2)$$

其中: $N(t)$ 为中子数密度; $\rho(t)$ 为总反应性; $\beta_T$ 为总缓发中子份额; $\beta_i$ 为第*i*组缓发中子份额; $\lambda_i$ 为第*i*组缓发中子衰变常量; $C_i$ 为第*i*组缓发中子先驱核密度; $t$ 为时间; $\Lambda$ 为中子代时间。

考虑由多普勒效应、冷却剂密度和空泡效应引起的反应性反馈,总的反应性可表示为:

$$\rho(t) = \rho_0 + \rho_{ex}(t) + \sum \rho_i(t) \quad (3)$$

其中: $\rho_0$ 为初始时刻反应性; $\rho_{ex}$ 为外部引入反应性; $\rho_i$ 为各种反应性反馈。

### 1.2 堆芯模型<sup>[6]</sup>

堆芯采用单通道模型,不考虑组件内部的交叉流动,同时不考虑燃料元件的轴向导热,因此,通道内冷却剂稳态工况的动量方程可表示为:

$$p_{i,in} - p_{i,ex} = f(L_i, D_{e,i}, A_i, W_i, \mu_i, \rho_i) \quad (4)$$

其中: $p_{i,in}$ 、 $p_{i,ex}$ 分别为第*i*个通道的进、出口压力; $L_i$ 、 $D_{e,i}$ 、 $A_i$ 分别为通道长度、当量直径和流通截面积; $W_i$ 、 $\mu_i$ 、 $\rho_i$ 分别为质量流量、粘性系数和密度。等式右边的压降包括提升压降、加速压降、摩擦压降、局部压降。

燃料元件内能量以导热方式传递,燃料元件-包壳间的热传递采用间隙导热模型,包壳与冷却剂之间的热传递方式为对流换热。柱坐标下燃料元件导热微分方程的形式为:

$$\frac{d^2 t}{dr^2} + \frac{1}{r} \cdot \frac{dt}{dr} + \frac{q_v}{\kappa} = 0 \quad (5)$$

其中: $q_v$ 为体积释热率,  $W/m^3$ ;  $\kappa$ 为热导率,  $W/(m^2 \cdot ^\circ C)$ ;  $r$ 为径向坐标。

### 1.3 热钠池模型<sup>[7]</sup>

CEFR为池式快堆,热钠池内流场和温度场的计算采用基于柱坐标的三维计算模型,热钠池结构如图1所示,控制方程的形式为:

$$\frac{\partial \phi}{\partial t} + \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial(rJ_r)}{\partial r} + \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial J_\theta}{\partial \theta} + \frac{\partial J_z}{\partial z} = S_\phi \quad (6)$$

$$J_r = \rho u \phi - \Gamma_\phi \frac{\partial \phi}{\partial r} \quad (7)$$

$$J_\theta = \rho v \phi - \Gamma_\phi \left( \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial \phi}{\partial \theta} \right) \quad (8)$$

$$J_z = \rho w \phi - \Gamma_\phi \frac{\partial \phi}{\partial z} \quad (9)$$

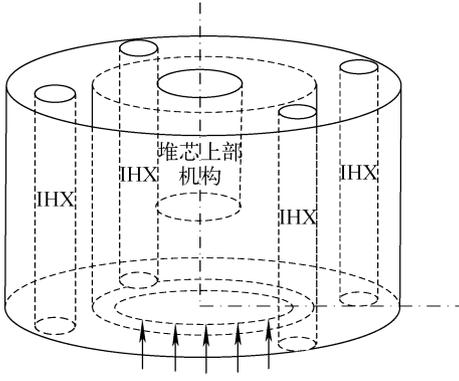


图1 热钠池结构

Fig.1 Schematic of hot pool

IHX 为中间热交换器

其中： $r, \theta, z$  为柱坐标的 3 个坐标方向；对于质量守恒、动量守恒、能量守恒， $\phi$  分别取  $1, u, v, w, h$ ； $u, v, w, h, \rho$  分别为径向速度、周向速度、轴向速度、流体焓、流体密度； $\Gamma_\phi$  在动量方程中代表动力粘度，在能量方程中代表热导率。控制方程中的源项可表示为：

$$S_\phi = \begin{pmatrix} 0 \\ -\frac{\partial p}{\partial r} + \frac{\rho v^2}{r} - \frac{2\mu}{r^2} \cdot \frac{\partial v}{\partial \theta} - \frac{\mu u}{r^2} \\ -\frac{1}{r} \cdot \frac{\partial p}{\partial \theta} - \frac{\rho uv}{r} - \mu \frac{v}{r} + \frac{2\mu}{r^2} \cdot \frac{\partial v_r}{\partial \theta} \\ -\rho g - \frac{\partial p}{\partial z} \\ Q \end{pmatrix}$$

其中： $\frac{\rho v^2}{r}$  为离心力项； $\frac{\rho uv}{r}$  为科里奥利力项； $\mu, p, g$  分别为动力粘度、压力、重力加速度； $Q$  为内热源。

#### 1.4 IHX 模型<sup>[8]</sup>

IHX 模型中将所有传热管简化为 1 根传热管进行传热计算，假设入口和出口区域内流体完全混合，换热管区域内的换热为充分发展的对流换热。径向节点分为 4 类：二次侧流体、换热管、一次侧流体、外壳，其中结构内温度节点定义在控制体的中心，而流体内温度节点定义在控制体界面处，如图 2 所示。

传热方程如下。

一次侧流体：

$$\rho V_p \frac{de_{p,i+1}}{dt} = W_p (e_{p,i} - e_{p,i+1}) - H_{pt} A_{pt} \cdot (T_{p,i,i+1} - T_{t,i}) - H_{psh} A_{psh} (T_{p,i,i+1} - T_{sh,i}) \quad (10)$$

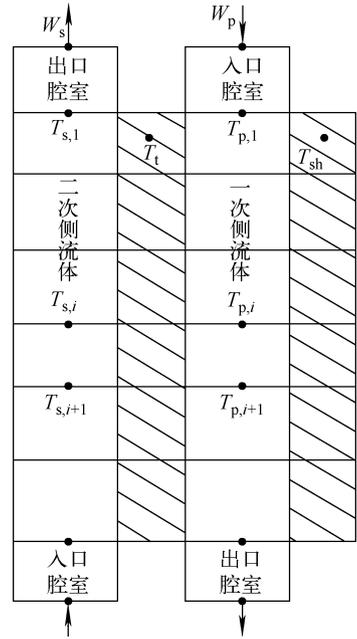


图2 IHX 能量计算节点

Fig.2 Nodal diagram for energy balance

二次侧流体：

$$\rho V_s \frac{de_{s,i}}{dt} = W_s (e_{s,i+1} - e_{s,i}) + H_{st} A_{st} (T_{t,i} - T_{s,i,i+1}) \quad (11)$$

换热管管壁：

$$M_t c_{t,i} \frac{dT_{t,i}}{dt} = H_{pt} A_{pt} (T_{p,i,i+1} - T_{t,i}) - H_{st} A_{st} (T_{t,i} - T_{s,i,i+1}) \quad (12)$$

外壳：

$$M_{sh} c_{sh,i} \frac{dT_{sh,i}}{dt} = H_{psh} A_{psh} (T_{p,i,i+1} - T_{sh,i}) \quad (13)$$

其中： $V$  为控制体体积； $e$  为焓值； $W$  为质量流速； $T$  为温度； $M$  为换热管质量； $c$  为比热容；下标  $p, s, t, sh$  分别表示一次侧、二次侧、换热管、外壳； $i$  为控制体编号； $H_{pt}, H_{st}, H_{psh}$  分别为一次侧流体与换热管的换热系数、二次侧流体与换热管的换热系数、一次侧流体与外壳的换热系数； $A_{pt}, A_{st}, A_{psh}$  分别为  $\Delta x$  长度的一次侧流体与换热管的换热面积、二次侧流体与换热管的换热面积、一次侧流体与外壳的换热面积； $T_{p,i,i+1}, T_{s,i,i+1}$  为一、二次侧流体域内控制体的平均温度，表示为：

$$T_{p,i,i+1} = \frac{T_{p,i} + T_{p,i+1}}{2} \quad (14)$$

$$T_{s,i,i+1} = \frac{T_{s,i} + T_{s,i+1}}{2} \quad (15)$$

另外,对一、二次侧流体控制体作以下假设:

$$\frac{de_{i,i+1}}{dt} \approx \frac{de_i}{dt} \approx \frac{de_{i+1}}{dt} \quad (16)$$

中间热交换器内流体流动过程如图3所示,流体压降包括摩擦压降、重力压降、入口压降、出口压降及其他压降。

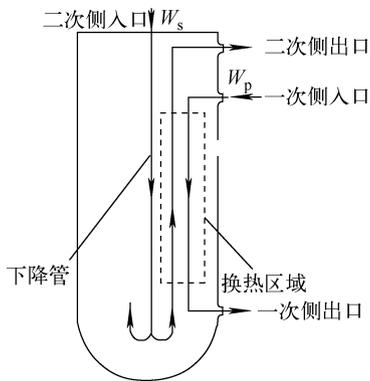


图3 IHX水力学计算示意图  
Fig.3 Hydraulic profile of IHX

### 1.5 泵与管道

流体流经泵的压升与泵扬程的关系为:

$$\Delta p = \rho_p g H_p \quad (17)$$

其中: $\Delta p$ 为流体流经泵获得的压力增量; $\rho_p$ 为流体密度; $H_p$ 为泵扬程。

泵的扬程、转速、体积流量之间的关系通过泵归一化特性曲线获得。

稳态工况下管道内冷却剂的温度为:

$$T_i = T_1 \quad i = 1, \dots, N \quad (18)$$

其中, $N$ 为管道内冷却剂节点编号。

流体流经管道的压降由摩擦压降、重力压降和局部压降组成。

### 1.6 三回路模型<sup>[9]</sup>

三回路计算采用基于系统的动量积分方法,由于流体模型为均匀、平衡两相流,且在三回路内存在明显的相变过程,因此,无法采用与中间回路相同的动量方程的形式进行求解。考虑到三回路内压力的剧烈变化只发生在几个关键部件(如蒸发器、过热器)内,在其余部件内压力变化不明显,因此,对该段流道进行与二回路类似的处理方式,即对整段流道列出动量方程求解流道内的平均质量流速,而将压力的求解

集中在蒸发器、过热器这类发生相变或压力变化剧烈的部件内。

三回路的基本模型为管道、换热器、泵、阀门、大容积容器。假设压力波在管道、泵、换热器和阀门内传播的时间尺度与所关心的瞬态时间尺度相比很小,因此对由这些未发生流体分流或汇合的部件组成的系统进行动量积分以求该系统内的平均流速,利用系统两端压力的算术平均定义该系统的平均压力,并以此作为计算流体饱和参数的参考压力。系统内动量方程的形式为:

$$I \frac{dW_{aver}}{dt} = p_{in} - p_{out} + \Delta p \quad (19)$$

$$W_{aver} = \frac{\sum_{i=1}^n (\frac{\Delta X_i}{A_i} W_i)}{I} \quad (20)$$

$$I = \sum_{i=1}^n \frac{\Delta X_i}{A_i} \quad (21)$$

其中: $W_{aver}$ 为该系统内的平均质量流速; $W_i$ 为每个节点的平均流速; $\Delta X_i$ 为节点长度; $A_i$ 为节点的横截面积; $\Delta p$ 为该流体流经各部件时的压降,包括重力压降、摩擦压降、加速压降、局部压降等; $p_{in}$ 、 $p_{out}$ 分别为进、出口压力。

系统内温度和流速的分布则通过求解节点的质量守恒和能量守恒方程获得。

整个回路压力的计算集中在部件体积很大或流体发生汇合或分流的部件内,通过求解质量方程和能量方程,并辅之以密度、压力和焓的状态方程,求解该部件内的温度和压力。

### 1.7 辅助模型

除上述模型外,还需确定流体或结构的热物性参数、摩擦因子、换热系数等参数。利用多项式形式确定燃料<sup>[10]</sup>、增殖材料<sup>[10]</sup>、不锈钢结构<sup>[11]</sup>、液钠<sup>[12]</sup>、水/水蒸气的热物性参数(包括热导率、比热容、焓值、密度、动力粘度中的相关项)。

摩擦因子与雷诺数和表面粗糙度有关,层流流动摩擦因子计算式为 $f=64/Re$ ,湍流流动摩擦因子由莫迪图决定。

液态金属钠流经管束换热系数的求解采用修正后的Schad关系式<sup>[13]</sup>,液钠在管内外流动换热系数的求解采用Graber-Rieger关系式<sup>[14]</sup>。蒸汽发生器内水/水蒸气的换热分为以下4个阶段:强制对流换热、核态沸腾、膜态沸

腾、过热蒸汽对流换热,采用 Dittus-Boelter 公式、修正 Dittus-Boelter 公式和 Jens-Lottes 公式进行换热系数的求解。

## 2 程序编制

SAC-CFR 程序的编制采用基于模块化结构设计的 Fortran 编程语言,运行环境为 Windows 操作系统下的 Compaq Visual Fortran 6.5,程序流程图如图 4 所示。

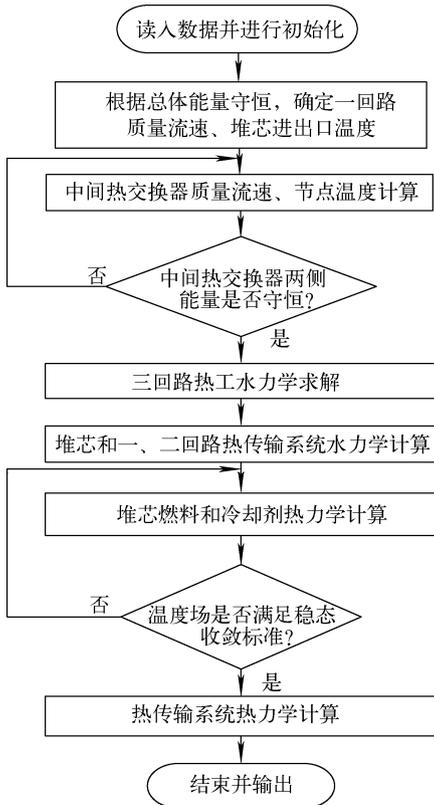


图 4 稳态计算程序流程图

Fig. 4 Flowchart of steady state calculation

对系统的守恒方程进行求解时,利用冷却剂热工水力特性将 3 个回路的守恒方程进行解耦以减少计算耗时。通过假设液态钠为不可压缩流体将一回路和中间回路的能量方程与动量方程解耦后分别求解,三回路流体为两相、可压缩流体,流体物性参数强烈依赖于温度和压力,因此,对于三回路的求解不能直接应用上一时刻温度所确定的物性参数求解当前时刻的动量方程,三回路的求解需同时求解动量方程和能量方程。

## 3 建模与分析

利用编制的软件 SAC-CFR 对 CEFR 建模,CEFR 为池式钠冷快堆,一回路冷却系统包容在主容器内,由 2 条并联环路组成,每条由 1 台一回路钠泵、2 台 IHX 和相关管道组成;中间回路冷却系统包括 2 条独立的环路,每条环路由 1 台泵、2 台 IHX、1 台蒸汽发生器、1 个钠缓冲罐和相应的管道、阀门组成;三回路系统包括 2 条独立环路,每条环路由给水泵、蒸汽发生器、汽轮机、凝汽器、除氧器以及相关阀门组成。建模时作以下简化:1) 将 3 个回路中的并联环路简化为 1 条环路;2) 冷却剂在冷钠池内的温升用经过泵获得的机械能代替。简化后用于建模的系统布置图如图 5 所示,建模范围为堆芯、一回路冷却系统、中间回路冷却系统、三回路系统中的蒸发器和过热器,三回路入口边界为给水流量和温度,出口边界为压力。CEFR 满功率稳态运行时系统主要参数列于表 1。

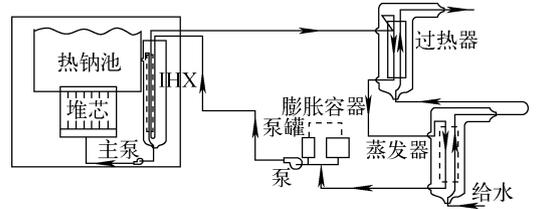


图 5 CEFR 系统简化图

Fig. 5 Simplified configuration of CEFR

表 1 CEFR 满功率运行时的主要参数

Table 1 Main parameters of CEFR at full power

参数	数值
热功率, MW	65
一回路冷却剂流量, kg/s	350.26
堆芯入口平均钠温, °C	360
堆芯出口平均钠温, °C	530
IHX 一次侧入口钠温, °C	516
IHX 一次侧出口钠温, °C	353
一回路运行压力, MPa	0.05
蒸汽发生器入口钠温, °C	495
蒸汽发生器出口钠温, °C	310

采用 SAC-CFR 对不同功率下堆芯出口温度、热钠池出口温度、蒸汽发生器出口蒸汽温度进行计算,计算结果与 CEFR 安全分析

报告(FSAR)<sup>[15]</sup>中数据的对比列于表2~4,热钠池生物屏蔽支撑筒内三维流场分布如图6、7所示。

表2 不同功率下堆芯出口温度与FSAR数据比较

Table 2 Core outlet temperatures under different powers

工况	堆芯出口温度/K		相对偏差/%
	SAC-CFR	FSAR	
100%FP <sup>1)</sup>	803.04	803.15	-0.013 7
75%FP <sup>1)</sup>	785.13	786.35	-0.155 1
50%FP <sup>1)</sup>	760.75	763.05	-0.301 4
40%FP <sup>1)</sup>	747.06	749.55	-0.332 2
26.5%FP <sup>1)</sup>	693.834	693.15	0.098 7
26.5%FP <sup>2)</sup>	665.228	664.55	0.102 0
9.45%FP <sup>2)</sup>	598.853	594.25	0.774 6

注:1) 三回路蒸汽压力为 14 MPa  
2) 三回路蒸汽压力为 7 MPa

表3 不同功率下热钠池出口温度与FSAR中IHX入口温度比较

Table 3 Hot pool outlet temperatures under different powers

工况	热钠池出口	IHX入口	相对偏差%
	温度/K	温度/K	
100%FP <sup>1)</sup>	789.486	788.150	0.170
75%FP <sup>1)</sup>	771.169	771.750	-0.075
50%FP <sup>1)</sup>	746.183	748.150	-0.263
40%FP <sup>1)</sup>	730.528	734.950	-0.602
26.5%FP <sup>1)</sup>	681.556	683.450	-0.277
26.5%FP <sup>2)</sup>	653.130	654.850	-0.263
9.45%FP <sup>2)</sup>	590.129	590.650	-0.088

注:1) 三回路蒸汽压力为 14 MPa  
2) 三回路蒸汽压力为 7 MPa

表4 蒸汽发生器出口蒸汽温度与FSAR数据比较

Table 4 Steam generator outlet temperatures under different powers

工况	蒸汽温度/K		相对偏差/%
	SAC-CFR	FSAR	
100%FP <sup>1)</sup>	749.47	753.35	-0.515
75%FP <sup>1)</sup>	742.658	753.35	-1.419
50%FP <sup>1)</sup>	730.2	740.65	-1.411
40%FP <sup>1)</sup>	722.30	731.15	-1.210
26.5%FP <sup>1)</sup>	676.112	680.05	-0.579
26.5%FP <sup>2)</sup>	644.621	652.25	-1.170
9.45%FP <sup>2)</sup>	580.278	586.15	-1.002

注:1) 三回路蒸汽压力为 14 MPa  
2) 三回路蒸汽压力为 7 MPa

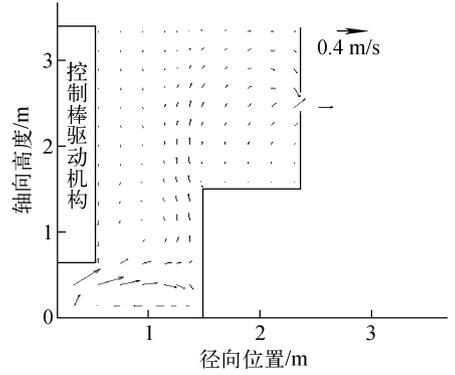


图6 CEFR热钠池纵向截面流场

Fig. 6 Flow pattern at longitudinal cross-section in hot pool of CEFR

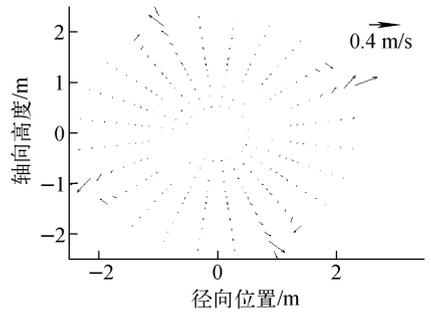


图7 CEFR热钠池出口高度处横向截面流场

Fig. 7 Flow pattern at horizontal cross-section of hot pool outlet nozzle height

从表2~4可看出,堆芯出口冷却剂温度的最大相对偏差为0.7746%,热钠池出口温度的最大相对偏差为-0.602%,蒸汽发生器出口蒸汽温度的最大相对偏差为-1.419%。

蒸汽发生器出口蒸汽温度的相对偏差较大,且计算值均低于设计值。分析原因如下:以100%FP运行工况为例,堆芯热功率的设计值为65 MW,除此之外,一回路主泵和中间回路泵运转时泵的机械能会转化为流体的内能,这两部分热量均需通过热量传输系统进行传输,即实际运行中蒸汽发生器系统传输的热量将大于65 MW。根据FSAR的数据,满功率运行时蒸发器和过热器传输的总热量为65.5 MW,而对于所建模型,三回路传递的热量在100%FP运行时为65.078 MW。由于模型中三回路传递的热量低于实际值,因此,计算得到的蒸汽发生器出口蒸汽温度偏低。如果考虑泵运转所产生的机械能,将SAC-CFR三回路传递的热量增加至

65.5 MW,通过计算,三回路出口蒸汽温度达754.9 K,与FASR中的753.35 K相差1.55 K,精确度有明显提高。

#### 4 结论

通过自主研发,编制出适用于稳态工况计算的池式快堆系统分析软件SAC-CFR。该软件中子动力学模型采用传统的、计算方法较为成熟的点堆模型,热钠池采用基于柱坐标的三维计算模型,并拥有为满足未来大型快堆电站分析而开发的三回路模型。

应用该软件对CEFR不同功率台阶下稳态运行工况进行建模分析,将关键参数与CEFR安全分析报告中的数据进行对比,验证了所开发模型的精度,为下一步瞬态模型的开发以及控制和保护系统的开发做好准备。

SAC-CFR为我国自主开发大型商用快堆电站提供技术平台。

#### 参考文献:

- [1] KHATIB-RAHBAR M, GUPPY J G, CERBONE R J. LMFBR system-wide transient analysis: The state of the art and U. S. validation needs[R]. USA: Brookhaven National Laboratory, 1982.
- [2] 杨红义,徐铎. OASIS程序的开发与应用[J]. 核科学与工程,2001,21(4):322-325.  
YANG Hongyi, XU Mi. Development and application of OASIS code under the CEFR project [J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2001, 21(4): 322-325(in Chinese).
- [3] 张春明. DINROS程序在中国实验快堆事故分析中的应用[J]. 核科学与工程,2006,26(2):142-148.  
ZHANG Chunming. Application of DINROS code in the CEFR accident analysis[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2006, 26(2): 142-148(in Chinese).
- [4] XU Mi. The status of fast reactor technology development in China [R]. Vienna, Austria: IAEA, 1999.
- [5] 谢仲生. 核反应堆物理分析[M]. 西安:西安交通大学出版社,2004.
- [6] 于平安,朱瑞安,喻真焯,等. 核反应堆热工分析[M]. 上海:上海交通大学出版社,2002.
- [7] AKIRA Y, HIROYUKI O. Improvement of reactivity feedback modeling in SSC-L and analysis of plant thermal hydraulic behavior during ATWS accident[R]. Japan: Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, 1988.
- [8] AKIRA Y, SHINJI Y, HIROYUKI O, et al. Improvement in the accuracy and the applicability of SSC-L[R]. Japan: Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, 1987.
- [9] van TUYLE G J, GUPPY J G, NEPSEE T C. MINET: Transient analysis of fluid-flow and heat-transfer networks [R]. USA: Brookhaven National Laboratory, 1983.
- [10] FINK J K. Thermophysical properties of uranium dioxide[J]. Journal of Nuclear Materials, 2000, 279(1): 1-18.
- [11] 方昆凡. 工程材料手册[M]. 北京:北京出版社,2001.
- [12] 快堆研究编辑部. 钠钾工程手册[M]. 北京:[出版者不详],1986.
- [13] HUH B G, KIM S, CHUNG C H. The turbulent prandtl number for temperature analysis in rod bundle subchannels[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2005, 42(2): 183-190.
- [14] KONSTANTIN M. Heat transfer to liquid metal: Review of data and correlations for tube bundles[J]. Nuclear Engineering and Design, 2009, 239(4): 680-687.
- [15] 赵志祥. 中国实验快堆最终安全分析报告[R]. 北京:中国原子能科学研究院,2008.