

# 基于“一维系统+三维CFD”耦合方法的快堆非能动余热排出系统自然循环特性的数值模拟

陆道纲<sup>1,2</sup>, 宋海洁<sup>1,2</sup>, 郭劲松<sup>1,2</sup>, 赵海琦<sup>1,2</sup>, 张钰浩<sup>1,2,\*</sup>, 隋丹婷<sup>1,2</sup>

(1. 华北电力大学核科学与工程学院, 北京 102206; 2. 非能动核能安全技术北京市重点实验室, 北京 102206)

**摘要:** 池式快堆采用了新型非能动堆内直接余热排出(DRACS)方式, 提升了快堆的安全性。目前针对池式快堆自然循环开展的数值模拟研究中, 系统程序难以准确预测池内复杂自然循环路径, 难以准确模拟池内三维热工水力现象, 如果采用三维CFD计算建模及网格划分难度较高, 且所需计算资源较大。为此本文开发了“一维系统+三维CFD”耦合方法, 用于快堆非能动余热排出系统自然循环特性计算分析。利用日本大型钠回路实验台架(PLANDTL)DRACS自然循环模式对该耦合方法进行验证, 稳态工况关键位置参数相对误差小于3%, 瞬态工况关键位置参数与实验值变化趋势吻合较好, 相对误差小于10%, 验证了该耦合方法的适用性和准确性。利用该耦合方法, 开展了中国实验快堆(CEFR)自然循环及余热排出特性计算分析, 识别了池内自然循环流动路径, 揭示了池内温度分层以及盒间流现象。本文方法可为大型钠冷快堆自然循环三维瞬态特性分析提供重要数值方法。

**关键词:** “一维系统+三维CFD”耦合方法; 快堆非能动余热排出; 自然循环; 堆内直接余热排出系统

中图分类号: TL333

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2024)09-1833-11

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0324

## Numerical Simulation of Natural Circulation Characteristic of Fast Reactor Passive Decay Heat Removal System Based on “1-D System+3-D CFD” Coupled Method

LU Daogang<sup>1,2</sup>, SONG Haijie<sup>1,2</sup>, GUO Jinsong<sup>1,2</sup>, ZHAO Haiqi<sup>1,2</sup>, ZHANG Yuhao<sup>1,2,\*</sup>, SUI Danting<sup>1,2</sup>

(1. School of Nuclear Science and Engineering, North China Electric Power University, Beijing 102206, China;

2. Beijing Key Laboratory of Passive Safety Technology for Nuclear Energy, Beijing 102206, China)

**Abstract:** The sodium-cooled fast reactor is one of the important reactor types of the fourth-generation advanced nuclear energy system. The safety of sodium-cooled fast reactors is improved by introducing a new passive decay heat removal system. The China Experimental Fast Reactor (CEFR) adopts the direct reactor auxiliary cooling system (DRACS) method. The passive decay heat removal system is directly installed in the primary loop, which can further improve the decay heat removal capability of the sodium-cooled fast reactor under accident conditions. However, due to the complex structure of the pool fast reactor and the special arrangement of the passive decay heat removal system, the innovative design

收稿日期: 2024-04-15; 修回日期: 2024-05-22

基金项目: 北京市科协青年人才托举工程(BYESS2023091); 河北省自然科学基金优秀青年基金(A2023502006); 中央高校基本科研业务费专项资金(2023MS052)

\* 通信作者: 张钰浩

of DRACS also brings about problems such as “multipath” of natural circulation. In the current numerical simulation research on the natural circulation of pool fast reactors, it is difficult for the system program to accurately predict the complex natural circulation paths in the pool, and it is difficult to accurately simulate the three-dimensional thermal and hydraulic phenomena in the pool, and the three-dimensional CFD computational modeling and meshing are more difficult. It is high and requires large computing resources. Combining the advantages and disadvantages of one-dimensional programs and three-dimensional CFD, this study developed a “1-D system+3-D CFD” coupled method for calculation and analysis of the natural circulation characteristics of the fast reactor passive decay heat removal system. The innovative method was verified using the DRACS natural circulation mode of Japan’s large-scale sodium loop experimental bench (PLANDTL). The relative error of key position parameters under steady-state operating conditions is less than 3%. The change trend of key position parameters under transient operating conditions is in good agreement with the experimental values, the relative error is less than 10%. Which verifies the applicability and accuracy of the coupling method. Using this coupling method, calculation and analysis of the CEFR natural circulation and decay heat removal characteristics were carried out, the natural circulation flow path in the pool is identified, and the temperature stratification and “inter-wrapper flow” phenomenon in the pool are revealed, which are three-dimensional transient characteristics of the natural circulation of large sodium-cooled fast reactors. This coupled method can provide important numerical methods for the three-dimensional transient characteristics analysis of natural circulation in large sodium-cooled fast reactors

**Key words:** “1-D system+3-D CFD” coupled method; fast reactor passive decay heat removal; natural circulation; direct reactor auxiliary cooling system

钠冷快堆(SFR)是第4代先进核能系统的重要堆型之一<sup>[1]</sup>,是我国“热堆-快堆-聚变堆”三步走核电发展战略的重要环节<sup>[2]</sup>。钠冷快堆的余热排出系统(DHRS)利用其固有的热工流体安全特性,在事故发生时可以非能动地在主回路系统中建立和维持冷却剂的自然循环流动,从而持续带走堆芯的热量<sup>[3]</sup>。目前,快堆余热排出方案可分为中间回路冷却系统、主回路冷却系统和堆容器外辅助系统<sup>[4]</sup>。其中主回路冷却系统因其可靠性好的特性被广泛应用在钠冷快堆的设计中<sup>[5]</sup>,中国实验快堆(CEFR)就采用了主回路冷却系统,其独立热交换器布置在热池中,称为堆内直接余热排出系统(DRACS)<sup>[6]</sup>。然而,由于池内结构复杂、系统布置方式特殊,DRACS的自然循环流动具有多路径的特点,导致其自然循环流动路径难以准确获取、余热排出能力难以准确定量评价,因此对DRACS自然循环特性进行进一步研究,对于提高钠冷快堆的固有安全性、保证堆芯安全具有重要意义。

目前,针对钠冷快堆余热排出特性的研究方

法主要为实验与数值模拟。由于钠冷快堆采用液态金属钠作为冷却剂,堆内结构尺寸巨大、流道复杂,整体效应实验难以开展。因此目前主要采用数值模拟方法开展快堆热工水力特性研究,其中一维和二维计算程序被广泛应用于获取事故发生时快堆各冷却系统之间的整体响应,如NETFLOW++<sup>[7]</sup>、ATHLET<sup>[8]</sup>等,但系统程序难以准确预测池内复杂自然循环路径,池内三维热工水力特性仍不明确。随着安全分析标准的提升,堆内整体的详细三维特性分析显得尤为重要。张钰浩等<sup>[9]</sup>针对CEFR一回路系统开展了三维数值模拟,研究了紧急停堆<sup>[10]</sup>、蒸汽发生器失给水<sup>[11]</sup>、1台泵卡轴<sup>[12]</sup>等事故工况下的三维热工参数,但快堆自然循环特性分析需同时考虑一、二、三回路的耦合影响,全系统三维数值模拟难以开展。因此,本研究开发“一维系统+三维CFD”耦合方法,用于快堆非能动余热排出系统自然循环特性计算分析。

“一维系统+三维CFD”耦合方法中,一维系统程序对快堆非能动余热排出系统的二、三回路

进行系统建模, 采用三维 CFD 程序对一回路复杂池式结构及堆芯等结构进行详细建模, 进而开发耦合计算模块, 实现一、二、三回路耦合计算。采用日本大型钠回路实验台架(PLANDTL)对该耦合方法进行验证, 该耦合方法可有效模拟出事故下快堆自然循环关键三维热工水力特性, 进而在 CEFR 上进行应用, 为大型钠冷快堆自然循环三维瞬态特性分析提供重要数值方法。

### 1 “一维系统+三维 CFD”耦合方法及计算模型

“一维系统+三维 CFD”耦合方法包含一维系统程序计算、三维 CFD 计算与耦合计算三部分。一维系统程序计算方法采用一维热工水力分析程序 SAC-DRACS 对池式钠冷快堆确定性流动的余热排出系统回路进行一维建模。SAC-CFR 是华北电力大学自主研发的池式快堆系统分析程序<sup>[13]</sup>, SAC-DRACS 为余热排出计算分析子程序, 可以用来分析自然循环下 DRACS 带走的热量、空气冷却器(AHX)出口空气温度、换热器(DHX)两侧冷却剂温度等关键参数<sup>[14]</sup>。三维 CFD 计算方法通过建立关键部件三维计算模型利用 FLUENT 程序进行计算, 捕捉池内关键热工水力特性。在计算过程中, 一维系统程序 SAC-DRACS 和 CFD 程序 FLUENT 分别独立计算各自区域。对重叠区域, 二者均开展计算并进行数据交互<sup>[15]</sup>。研究方法及计算区域划分示意图如图 1 所示。

一维与三维的数据交互利用耦合接口程序实

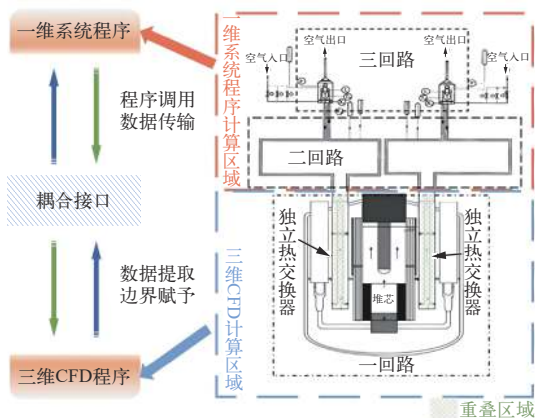


图 1 研究方法及计算区域划分示意图

Fig. 1 Schematic diagram of research method and calculation area division

现, 耦合接口程序包括参数提取模块、数据传输模块以及边界赋予模块。参数提取模块利用 UDF 宏对 FLUENT 计算模型的关键参数进行提取; 数据传输模块通过调用 DLL 模块实现 FLUENT 计算与系统程序计算的热工水力参数的交互; 边界赋予模块利用 UDF 宏将系统程序计算的余热排出系统下一时间步功率作为边界赋给 FLUENT 模型, 实现瞬态过程的模拟, 耦合接口程序原理如图 2 所示。

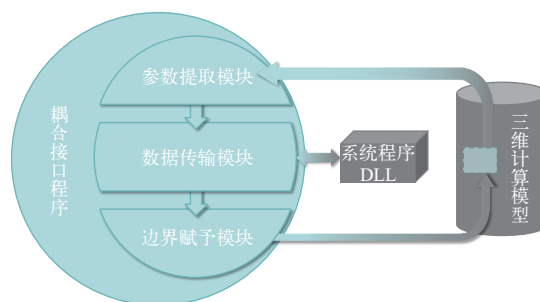


图 2 耦合接口程序原理图  
Fig. 2 Schematic diagram of coupling interface program

计算流程如图 3 所示, 计算开始 FLUENT 进行第 1 个时间步的计算, 得到 DRACS 一次侧热工水力参数, 由耦合接口程序提取并调用以 DLL 形式存在的系统程序, 进行下一时间步余热排出系统的热工水力计算, 得到下一时间步 DRACS 换热器的功率传输至 FLUENT 作为下一时间步计算的边界条件, 进而开展主回路下一时间步的计算。整个耦合计算重复上述步骤, 直到设定的模拟时间步计算全部完成。

#### 1.1 一维系统程序模型

DRACS 由浸没在钠池内的 DHX、AHX 以及

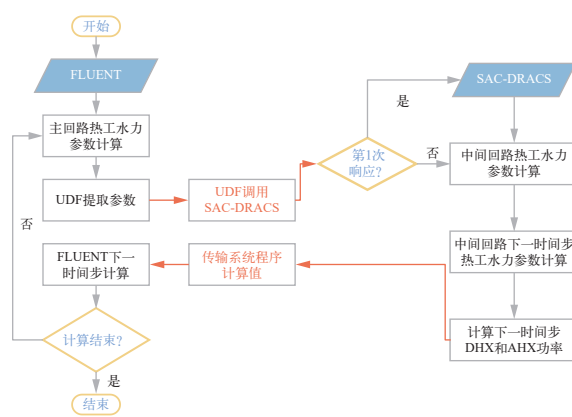


图 3 计算流程图

Fig. 3 Calculation flow chart

与其相连的环路组成, 结构如图4所示。SAC-DRACS 针对该系统分别开发出 DHX、AHX 的换热模型及中间回路的流动模型, 通过关键参数耦合实现 DRACS 计算功能<sup>[16]</sup>。

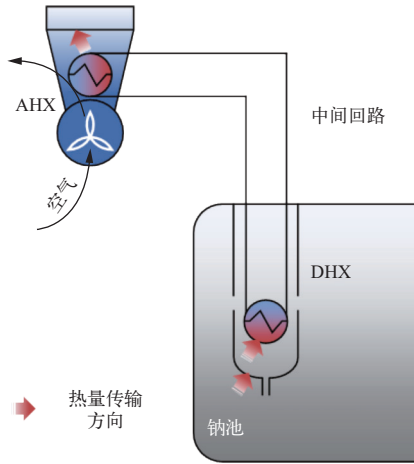


图4 余热排出系统示意图

Fig. 4 Schematic diagram of decay heat removal system

DHX 和 AHX 两侧流体的温度求解采用对数平均温差的简化算法, 对数平均温差  $\Delta T_m$  表达式为:

$$\Delta T_m = \frac{\Delta T_{\max} - \Delta T_{\min}}{\ln \frac{\Delta T_{\max}}{\Delta T_{\min}}} \quad (1)$$

式中,  $\Delta T_{\max}$  和  $\Delta T_{\min}$  分别为换热器进出口位置两侧流体温差的较大值和较小值。

DHX 部分热量传输有两部分: 一部分是通过 DHX 壳体池内冷却剂与 DHX 内冷却剂的换热; 另一部分是通过换热管束 DHX 内冷却剂与中间回路冷却剂进行换热(图4)。壳体两侧换热的能量方程为:

$$Q = k_w A_w \Delta T_w \quad (2)$$

式中:  $Q$  为 DHX 壳体两侧流体换热量;  $k_w$  为换热系数;  $A_w$  为换热面积;  $\Delta T_w$  为壳体两侧对数平均温差。

对流换热系数的确定采用适用于液态金属的对流换热经验关系式<sup>[17]</sup>, 其表达式为:

$$Nu = 0.625 Pe^{0.4} \quad (3)$$

式中:  $Nu$  为努塞尔数, 是表征对流换热强度的相似准则数;  $Pe$  为贝克莱数, 是热传递现象相似准则数。

换热管束两侧流体的能量传输过程中, 忽略

了换热管、外壳的热容量, 换热公式为:

$$\rho_p V_p c_p \frac{dT_{po}}{dt} = c_p W_p (T_{pi} - T_{po}) - kA \Delta T_m \quad (4)$$

$$\rho_s V_s c_s \frac{dT_{so}}{dt} = c_s W_s (T_{si} - T_{so}) - kA \Delta T_m \quad (5)$$

式中: 下标 p 代表换热器一次侧, s 代表换热器二次侧, po、pi 分别代表一次侧出、入口, so、si 分别代表二次侧出、入口;  $\rho$  为冷却剂密度;  $V$  为冷却剂流动体积;  $c$  为冷却剂比热容;  $T$  为冷却剂温度;  $t$  为时间;  $W$  为冷却剂质量流量;  $k$  为冷热流体总换热系数;  $A$  为总传热面积。

传热系数以管外侧面积为基准, 计算表达式为:

$$\frac{1}{k} = \frac{1}{h_o} + \frac{1}{h_i} \frac{d_i}{d_o} + \frac{d_o}{2\lambda} \ln \frac{d_o}{d_i} \quad (6)$$

式中: 下标 o 代表换热管外侧, i 代表换热管内侧;  $h$  为对流换热系数;  $\lambda$  为管壁材料热导率;  $d$  为换热管直径。

耦合后 DHX 一次侧能量方程为:

$$\rho_p V_p c_p \frac{dT_{po}}{dt} = c_p W_p (T_{pi} - T_{po}) + k_w A_w \Delta T_w - kA \Delta T_m \quad (7)$$

式中, 下标 w 表示 DHX 筒体内外侧换热, 见式(2)。

AHX 热量传输是通过换热管实现中间回路冷却剂与空气进行换热, 换热管束两侧流体方程与 DHX 的相同, 传热系数以管内侧面积为基准, 计算表达式为:

$$\frac{1}{k} = \frac{1}{h_i} + \frac{1}{h_o} \frac{d_o}{d_i} + \frac{d_i}{2\lambda} \ln \frac{d_o}{d_i} \quad (8)$$

中间回路内的动量方程可表示为:

$$\frac{dW}{dt} \sum \left( \frac{L}{A_i} \right)_i + W^2 \sum \frac{1}{A_i^2} \left( \frac{1}{\rho_{i+1}} - \frac{1}{\rho_i} \right) = g \sum \rho_i (z_i - z_{i+1}) - \frac{W|W|}{2} \sum \left( \frac{\lambda L}{D_h} + \zeta \right) \frac{1}{\rho_i A_i^2} \quad (9)$$

式中:  $L$  为中间回路管道长度;  $A$  为中间回路管道截面积;  $D_h$  为中间回路管道内径;  $\rho$  为中间回路管道内冷却剂密度;  $\lambda$  为中间回路管道内沿程损失系数;  $\zeta$  为中间回路管道内局部损失系数;  $g$  为重力加速度;  $z$  为冷却剂  $z$  方向坐标; 下标  $i$  为计算区域内的第  $i$  截面。

## 1.2 CFD 模型及网格划分

采用“模块化建模-一体化耦合计算”方法, 对 PLANDTL 实验台架、CEFR 一回路进行全尺寸建模。

### 1) PLANDTL 实验台架模型

PLANDTL 实验台架一回路划分为 4 个模块: 堆芯模块、上腔室模块、中间热交换器模块和下腔室模块。堆芯模块有 7 盒组件, 基本按原型<sup>[18]</sup>建模。上腔室模块按上腔室原型建模, 在上腔室内 270°方向建立 DRACS 冷却器多孔介质模型。

建模过程中简化了一次侧系统环路管道复杂的几何特征。各模块间的连接管道基于等效阻力系数, 对其形状进行适当简化。各模块均采用结构化网格划分形式, 进而开展一体化耦合计算, 并开展网格敏感性分析, 最终确定网格总数约为 385 万, 各模块及整体网格划分结构如图 5 所示。

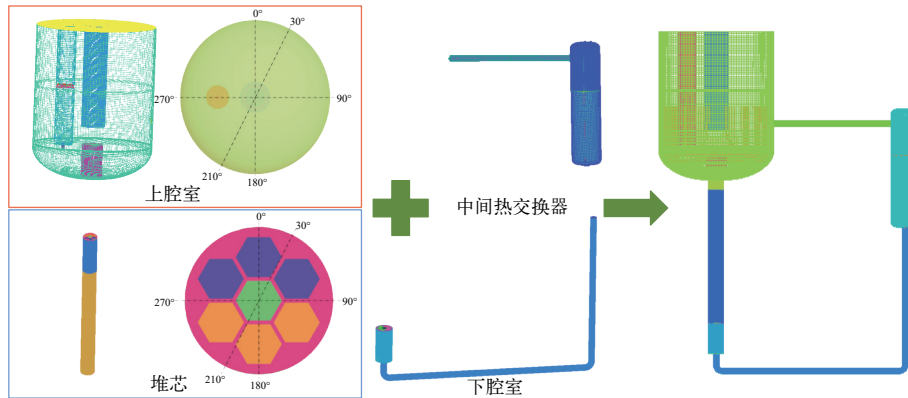


图 5 PLANDTL 实验台架网格划分示意图

Fig. 5 Meshing diagram of PLANDTL experimental bench

### 2) CEFR 模型

CEFR 一回路划分为 3 个模块: 堆芯模块、热钠池模块和冷钠池模块。堆芯共 712 盒组件, 除绕丝线圈的适当简化外, 其余按照原型结构进行建模和网格划分。热钠池模块包含钠循环泵 2 个、中间热交换器 4 个、余热排出热交换器 2 个、中心测量柱及反应堆堆内屏蔽等结构。热钠池的形状和结构均按实际尺寸建模, 热交换器也采用多孔介质模型。建模时主泵与压力管道之间采用

了“虚拟阀”设计<sup>[16]</sup>, 可以实现主泵由惰转变为自然循环状态的全过程瞬态模拟。压力管、栅板联箱和反应堆内的关键支撑结构作为冷钠池模块进行建模。关键支撑结构按原型建模, 栅板联箱内部采用多孔介质模型对各个节流阻件的复杂结构进行近似模拟。

CEFR 模型各模块单独进行网格划分并开展一体化耦合计算, 经网格敏感性分析, 确定网格总数约为 5 300 万, 各模块及整体网格划分结构如图 6 所示。

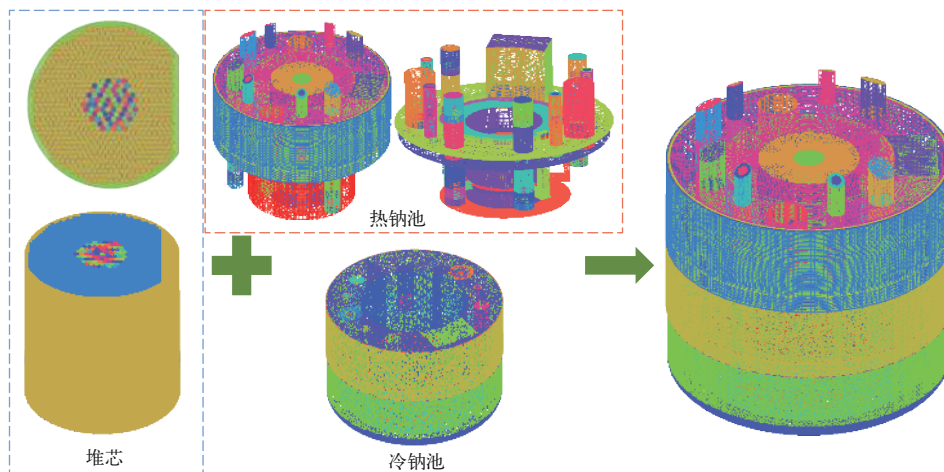


图 6 CEFR 网格划分示意图

Fig. 6 CEFR meshing diagram

## 2 耦合方法在 PLANDTL 实验台架上的验证

### 2.1 计算工况及边界条件

采用 FLUENT 对 PLANDTL 实验台架全厂断电事故下 DRACS 运行模式进行数值模拟, 湍流模型使用标准  $k-\epsilon$  模型<sup>[19]</sup>。稳态工况模拟可得到正常运行期间堆内的温度场和流场, 一回路的初始边界条件列于表 1<sup>[20]</sup>, 计算结果误差分析列于表 2。由表 2 可见, 关键位置参数与实验值的相对误差小于 3%, 证明了建模方法和“一维系统+三维 CFD”耦合方法在稳态模拟中的适用性和准确性。

瞬态模拟以稳态计算得到的流场结果作为瞬态计算流场的初始状态, 分别采用 CFD 计算和耦合计算方法开展 1 000 s 的瞬态计算, 瞬态输入功率曲线如图 7 所示。正常运行工况下, DRACS 处

表 1 PLANDTL 实验台架初始边界条件

Table 1 Initial boundary condition of PLANDTL experimental bench

初始边界	参数值	初始边界	参数值
堆芯总功率, kW	1 009.2	初始流量, L/min	335.7
中心组件功率, kW	145.0	堆芯入口温度, °C	301.4
外围组件 1 功率, kW	433.0	IHX 功率, kW	994.2
外围组件 2 功率, kW	431.2	DHX 功率, kW	19.6

于备用状态, 二次侧循环流量为 10 L/min; 事故发生后 DRACS 启动, 二次侧循环流量为 90 L/min。事故发生后 60 s, 泵仍在惰转, 系统尚处于强制循环状态。61 s 后, 主循环泵停止运行, 系统开始进入自然循环状态<sup>[20]</sup>。

表 2 PLANDTL 实验台架稳态计算结果

Table 2 Steady state calculation result of PLANDTL experimental bench

关键点参数	实验值	CFD 计算方法		“一维系统+三维 CFD”耦合方法	
		模拟值	相对误差/%	模拟值	相对误差/%
堆芯出口温度, °C	452.6	456.9	2.8	457.2	3.0
IHX 一次侧出口温度, °C	301.7	301.9	0.1	302.0	0.2
一次侧质量流量, kg/s	4.93	4.92	0.2	4.93	0

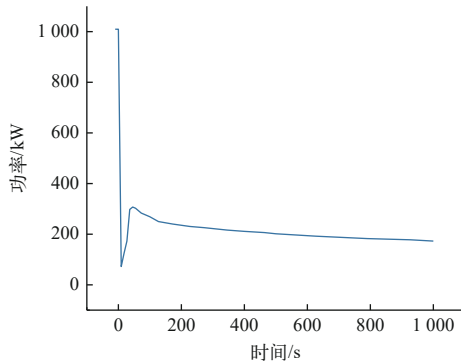


图 7 堆芯瞬态输入功率  
Fig. 7 Core transient input power

### 2.2 耦合方法验证

图 8 示出一次侧系统环路质量流量实验值与两种计算方法模拟值的对比, 50 s 左右质量流量降到最低, 随着自然循环逐步建立, 流量回升, 110 s 左右达到最大, 之后自然循环流量稳定保持在 0.5 kg/s 左右。图 9 示出堆芯加热段及 IHX 出口温度的对比, 由图 9 可知, 两种计算方法模拟出的 IHX 出口温度和堆芯加热段出口温度在瞬态过程

的变化趋势均与实验测量结果吻合较好, “一维系统+三维 CFD”耦合方法可以有效模拟快堆非能动余热排出系统的自然循环特性。

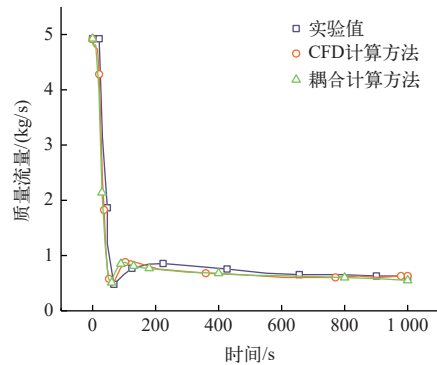


图 8 一次侧系统环路的质量流量  
Fig. 8 Primary side system loop mass flow rate

### 2.3 耦合特性分析

#### 1) 温度分布

基于上述结果, 分析了 PLANDTL 实验台架 DRACS 运行模式下的自然循环特性。图 10 示出

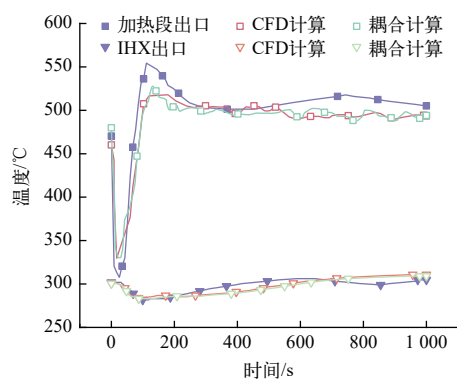


图9 关键位置出口温度

Fig. 9 Critical location outlet temperature

50、110、500 和 1 000 s 的主回路温度分布云图。由图 10 可看出:事故发生后主泵仍在惰转,大量

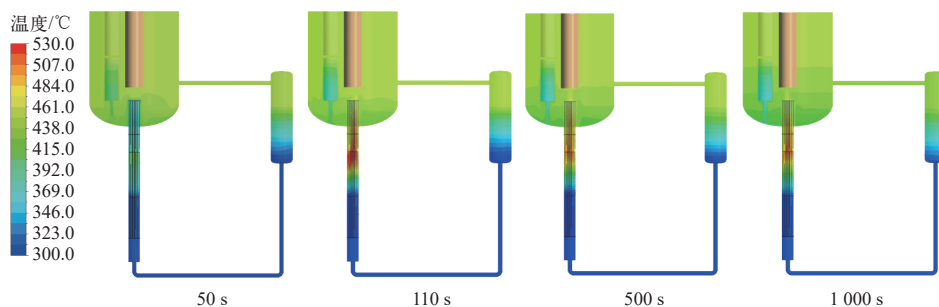


图 10 主回路瞬态温度云图

Fig. 10 Primary loop transient temperature contour chart

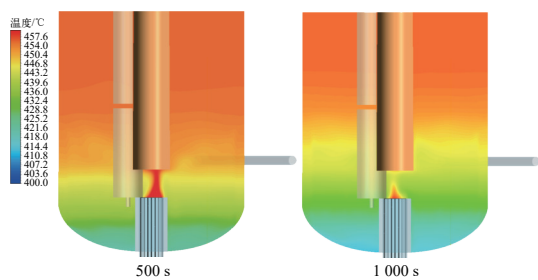


图 11 上腔室温度云图

Fig. 11 Upper plenum temperature contour chart

## 2) 流动分布

图 12 示出 1 000 s 时刻一次侧系统环路的的速度矢量分布。上腔室内的流动情况如图 12a 所示,冷却剂从堆芯出口流入上腔室后,受中心测量柱阻挡,流速局部增大;随后沿测量柱下壁面散开,流速降低,冷却剂在上腔室内做不规则低速流动,最终沿右侧管道进入中间热交换器。

堆芯出口处可见明显反流现象(图 12b),研究 50、500 和 1 000 s 时刻的堆芯出口速度矢量

热量从堆芯带至上腔室;61 s 时主泵惰转停止,进入自然循环阶段,主回路流量降低,堆芯内热量无法及时带出导致温度迅速升高;随着自然循环建立,堆芯热量被稳定带出,上腔室内出现热分层现象;1 000 s 时,堆芯出口温度被冷却至 460 °C 以下。

实验中在上腔室 30°方向布置了垂直测点,该测点位置在 500 s、1 000 s 时刻分别出现 410~450 °C、400~450 °C 的分层现象。图 11 示出上腔室 30°~210°截面(上腔室角度分布示于图 5)温度分布的数值模拟结果。随着自然循环的进行,DHX 冷却后的流体沉积在上腔室底部,形成下部温度低、上部温度高的现象。

图,如图 13 所示,可以看出随着自然循环的逐步建立,反流位置出现在堆芯出口 270°侧内壁,从 DHX 流出的冷却剂与堆芯出口冷却剂的温度差驱动该反流的形成,反流进入堆芯后,一部分冷却剂流入组件间隙,形成盒间流。图 14 示出堆芯出口以及加热段出口截面的盒间流现象,可以看出反流呈现四周流向中间的趋势,汇聚到中心组件周围的冷却剂向斜上方流出盒间。

## 3 耦合方法在 CEFR 中的应用

对 CEFR 全厂断电事故下 3 000 s 的自然循环进程开展了数值模拟。稳态计算的边界条件<sup>[21]</sup>列于表 3,计算结果误差分析列于表 4。由表 4 可见关键位置参数与设计值的相对误差小于 2.8%。

基于以上计算结果,采用“一维系统+三维 CFD”耦合方法开展瞬态数值模拟。在 FLU-ENT 模型中,瞬态边界通过 UDF 写入,实现瞬态变化的控制。堆芯功率及 IHX 功率如图 15 所示,

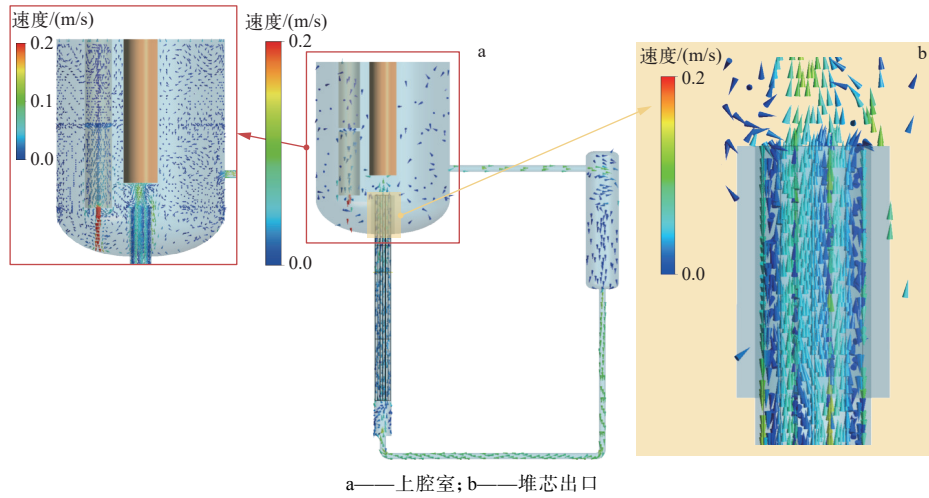


图 12 一次侧系统环路的速度矢量分布  
Fig. 12 Velocity vector distribution of primary side system loop

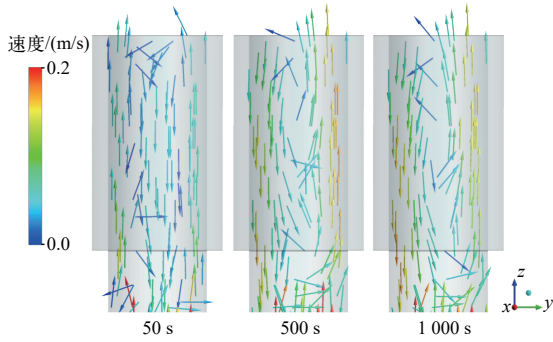


图 13 堆芯出口速度矢量图  
Fig. 13 Core outlet velocity vector diagram

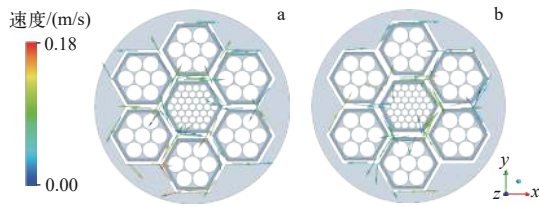


图 14 堆芯出口 (a) 及加热段出口 (b) 截面盒间流现象  
Fig. 14 Inter-wrapper flow phenomenon at core outlet (a) and heated section outlet (b)

事故发生后,堆内主泵及与 IHX 二回路冷却剂泵均在惰转,90 s 后主泵惰转停止、IHX 二回路冷却剂泵继续惰转,140 s 后所有泵的惰转均停止,系统进入自然循环状态。

### 3.1 温度分布

图 16 示出堆芯出口平均温度的变化。事故发生后,堆内反应性在控制棒的作用下迅速降低,进而堆内功率迅速减小,与此同时,主泵仍在惰转,一回路冷却剂流量缓慢降低,堆内热量得以大

表 3 CEFR 初始边界

Table 3 CEFR initial boundary

初始边界	参数值	初始边界	参数值
堆芯功率, MW	65	IHX 功率, MW	16.25
堆芯入口温度, °C	360	一回路流量, kg/s	301
AHX 冷却侧	50	AHX 冷却侧	0.11
空气入口温度, °C		空气入口流量, kg/s	

表 4 CEFR 稳态计算结果

Table 4 CEFR steady state calculation result

关键点参数	参数值		相对误差/%
	设计值	计算结果	
堆芯出口温度, °C	530	531.0	0.6
IHX 一次侧出口温度, °C	353	348.0	2.8
DHX 一次侧出口温度, °C	490	487.9	1.2
AHX 三次侧出口温度, °C	496	495.2	0.5
中间回路流量, kg/s	1.37	1.369	0.07

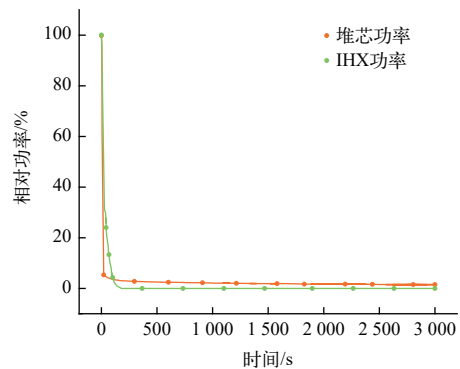


图 15 CEFR 瞬态边界条件  
Fig. 15 CEFR transient boundary condition

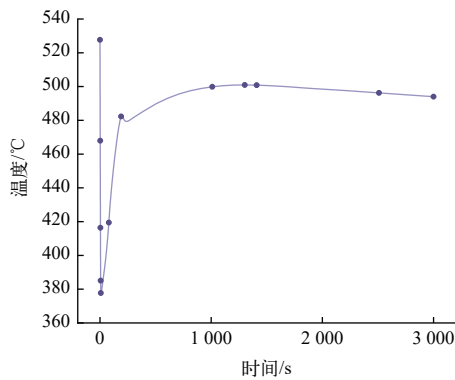


图 16 CEFR 堆芯出口平均温度

Fig. 16 CEFR reactor core outlet average temperature

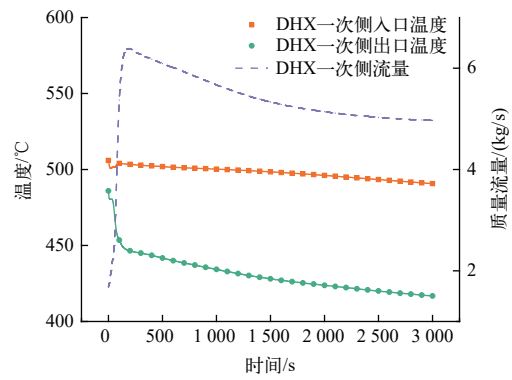


图 17 DHX 一次侧参数

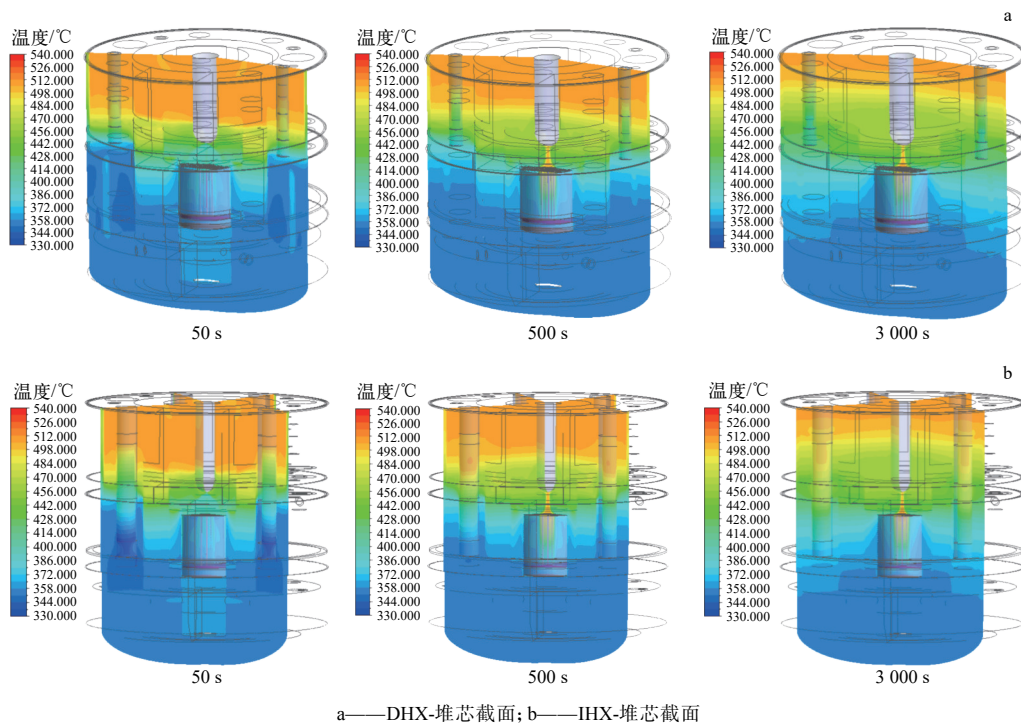
Fig. 17 DHX primary side parameter

量带出, 温度迅速降低, 在 9 s 左右到达最低值。之后, 随着回路流量降低, 堆芯温度逐渐升高。在自然循环的作用下, 堆芯温度在 1 300 s 左右达到峰值。之后, 在余热排出系统的作用下, 堆芯出口平均温度逐渐降低。综上, 在 DRACS 的作用下, 堆芯衰变热可以被有效去除。

图 17 示出一台 DHX 的热工水力参数。事故发生后, DRACS 启动, DHX 一次侧流量呈现先增大后减小的趋势, 随着瞬态进程, 下降速度逐渐减小, 在 3 000 s 时 DHX 一次侧入口质量流量约为 4.97 kg/s。对比 DHX 一次侧出口、入口温度可

见, 钠池内液体被 DHX 持续冷却。

图 18 示出 50、500 和 3 000 s 的 DHX-堆芯截面、IHX-堆芯截面温度云图。由图 18 可见, 50 s 时仍处于强迫循环阶段, 负反应性的快速引入、冷却剂流量的缓慢降低导致了流经堆芯的冷却剂温升减小, 出现了堆芯出口温度低于热钠池温度的现象。自然循环建立后, 可见热量持续从堆芯带出。此外, 由图 18 还可看出, 在不同时刻池内均有热分层现象, 池内温度分布在余热排出系统的作用下, 池内出现了温度分层现象。随自然循环状态的深入, 热分层区域逐渐扩大, 且冷钠池出



a—DHX-堆芯截面; b—IHX-堆芯截面

图 18 CEFR 瞬态温度云图

Fig. 18 CEFR transient temperature contour chart

现了四周温度高、中心温度低的特征。这是因为全厂断电事故发生后, IHX 的冷却功能受到影响, 经 IHX 进入冷钠池的冷却剂温度逐渐升高。热钠池在 DRACS 的作用下, 热分层现象逐渐缩小, 垂直温度梯度降低。

### 3.2 流动特性

图 19 示出 3 000 s 的 DHX-堆芯截面的速度矢量图。由图 19 可见, DRACS 已建立起了完整的自然循环路径, 经堆芯加热的冷却剂流入热钠池, 经 DHX 冷却后流回冷钠池, 沿堆芯围筒底部开孔进入堆芯, 完成循环。

由图 19a 可见盒内流与盒间流分布。事故发生时, 主泵仍在惰转, 盒内流仍占据主导地位。主泵惰转结束后, 在 DHX 的作用下, 热钠池底部温度逐渐下降, 与堆芯热源之间的高度差形成驱

动压头, 促进了部分流体穿过堆芯屏蔽围筒侧壁的开孔进入堆芯围筒, 进而流入堆芯盒间形成了盒间流。流动过程中, 盒间流逐渐向堆芯汇聚然后转向开始向上流动, 这个过程可以在一定程度上对堆芯进行冷却。随着自然循环的逐步建立, 盒间流流量逐渐增加, 500 s 时达 4.14 kg/s, 占堆芯冷却剂流量的 36%, 1 000 s 后增大至 45%。此时, 盒间流对于堆芯余热的排出具有重要影响。图 19b 示出堆芯横截面流动分布。下层截面可见冷却剂由池内向堆芯中部流动, 这与上述 DRACS 的自然循环路径有关。上层截面侧区盒间流有涡流现象, 且仍然存在向堆芯中部流动的趋势, 这说明 DRACS 自然循环作用下的盒间流路径可以在堆芯内稳定存在, 堆芯热量也随其流动被不断带出。

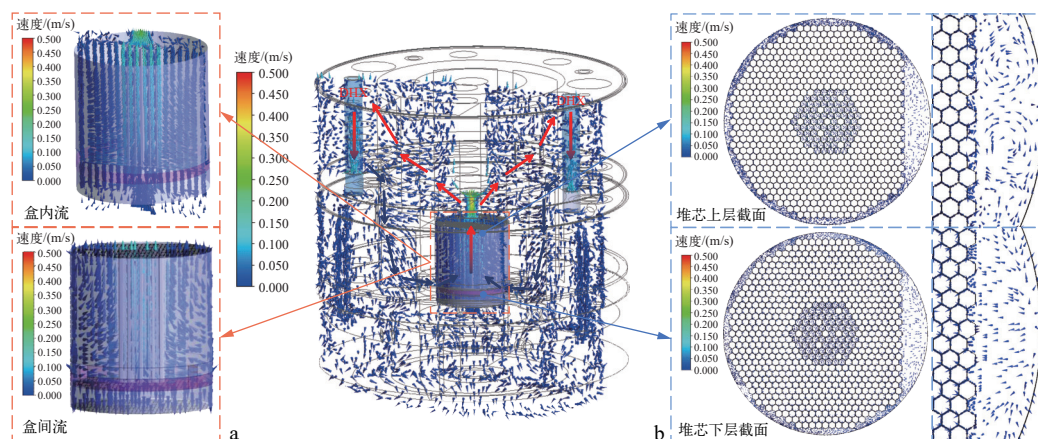


图 19 DHX-堆芯截面速度矢量图

Fig. 19 DHX-core cross-section velocity vector diagram

## 4 结论

本文采用 SAC-DRACS 对池式快堆 DRACS 进行一维建模, 采用 CFD 软件对主回路系统进行全尺寸的三维详细建模, 基于“一维系统+三维 CFD”耦合方法, 利用 PLANDTL 实验台架进行验证, 进而开展 PLANDTL 实验台架和 CEFR 全厂断电事故下的瞬态过程计算, 获取自然循环关键参数, 进而用于余热排出能力评价。本文得到的主要结论如下。

1) 本文开发了“一维系统+三维 CFD”耦合方法, 并基于 PLANDTL 实验台架的相关实验进行了验证, 结果表明“一维系统+三维 CFD”耦合方法可有效模拟出事故下快堆自然循环关键三维

热工水力特性。

2) 针对 PLANDTL 实验台架的模拟计算表明, 在 DRACS 的作用下, 上腔室将会出现热分层现象, 有利于 DHX 冷却功能的进行; 低温冷却剂从 DHX 流出后, 会流入燃料组件之间的间隙区域, 形成盒间流, 有助于排出堆芯衰变热。

3) 应用上述方法针对 CEFR 开展模拟计算, 识别了池内自然循环流动路径, 揭示了池内温度分层以及盒间流现象, 为大型钠冷快堆自然循环三维瞬态特性分析提供重要数值方法。

### 参考文献:

[1] 周志伟, 薛秀丽, 杨勇, 等. 池式钠冷快堆固有热工流体

- 安全特性研究[J]. *原子能科学技术*, 2023, 57(7): 1397-1405.
- ZHOU Zhiwei, XUE Xiuli, YANG Yong, et al. Study on inherent safety characteristic on thermal-hydraulic of pool-type sodium-cooled fast reactors[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2023, 57(7): 1397-1405(in Chinese).
- [2] 张东辉, 杨洋, 赵佳宁. 中国实验快堆的主要技术创新和工程经验[J]. *原子能科学技术*, 2020, 54(增刊): 194-198.
- ZHANG Donghui, YANG Yang, ZHAO Jianing. Main technical innovation and engineering experience of China Experimental Fast Reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2020, 54(Suppl.): 194-198(in Chinese).
- [3] 徐铤, 杨红义. 钠冷快堆及其安全特性[J]. *物理*, 2016, 45(9): 561-568.
- XU Mi, YANG Hongyi. Safety properties of sodium-cooled fast reactors[J]. *Physics*, 2016, 45(9): 561-568(in Chinese).
- [4] 陈振佳, 杨红义, 余华金, 等. 小型模块化钠冷快堆非能动余热排出系统分析研究[J]. *原子能科学技术*, 2019, 53(8): 1417-1423.
- CHEN Zhenjia, YANG Hongyi, YU Huajin, et al. Design and analysis of passive decay heat removal system for sodium-cooled small modular reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2019, 53(8): 1417-1423(in Chinese).
- [5] AOTO K, DUFOUR P, YANG H, et al. A summary of sodium-cooled fast reactor development[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2014, 77: 247-265.
- [6] 郭劲松. 基于“一维+三维”耦合计算方法的池式快堆自然循环特性分析[D]. 北京: 华北电力大学, 2023.
- [7] MOCHIZUKI H. Analyses of decay heat removal tests with PRACS and DRACS of a sodium loop using the NETFLOW++ code[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 322: 345-359.
- [8] 周翀, HUBER K, 程旭. ATHLET 程序的钠冷快堆应用扩展及其验证[J]. *原子能科学技术*, 2013, 47(11): 2053-2058.
- ZHOU Chong, HUBER K, CHENG Xu. Modification and validation of ATHLET code for sodium-cooled fast reactor application[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2013, 47(11): 2053-2058(in Chinese).
- [9] 张钰浩, 夏子涵, 梁江涛, 等. 基于一体化三维数值模拟的中国实验快堆冷钠池及其堆内构件热工特性分析[J]. *核科学与工程*, 2020, 40(3): 499-507.
- ZHANG Yuhao, XIA Zihan, LIANG Jiangtao, et al. Thermal hydraulic characteristics analysis on cold sodium pool and its internal components in CEFR based on three-dimensional integrated numerical calculation[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2020, 40(3): 499-507(in Chinese).
- [10] YIN J, LU D, ZHAO H, et al. 3D simulation of transient thermal-hydraulic characteristics in CEFR during emergency shutdown event[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2022, 153: 104410.
- [11] XIA Z, LU D, TANG J, et al. Three-dimensional thermal hydraulic transient calculation of coupled cold and hot sodium pools under a loss of feedwater accident in the China Experimental Fast Reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 139: 107217.
- [12] ZHANG Y, ZHANG X, ZHAO H, et al. Transient three-dimensional numerical simulation on asymmetrical flow and thermal characteristics of CEFR sodium pool under one secondary pump shaft stuck accident[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2023, 162: 104780.
- [13] 隋丹婷. 堆芯上腔三维化的池式快堆系统分析软件开发[D]. 北京: 华北电力大学, 2013.
- [14] SUI D, LU D, GUO C, et al. Development of passive direct reactor auxiliary cooling system model in liquid metal fast breeder reactor[C]//2013 International Conference on Materials for Renewable Energy and Environment. Chengdu: IEEE, 2013: 880-884.
- [15] GUO J, LU D, ZHANG Y, et al. Research on decay heat removal effectiveness in pool-type fast reactor CEFR based on system code SAC-DRACS coupled with CFD software[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2022, 179: 109422.
- [16] ZHAO H, LU D, ZHANG Y, et al. Numerical simulation of natural circulation characteristics under different DHX layout schemes in pool-type SFR during station blackout accident[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2023, 157: 104567.
- [17] MOCHIZUKI H, TAKANO M. Heat transfer in heat exchangers of sodium cooled fast reactor systems[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2009, 239(2): 295-307.
- [18] KAMIDE H, HAYASHI K, ISOZAKI T, et al. Investigation of core thermohydraulics in fast reactors: Interwrapper flow during natural circulation[J]. *Nuclear Technology*, 2001, 133(1): 77-91.
- [19] WANG M, CHEN J, ZHANG D, et al. Numerical study on the thermal stratification characteristics in the upper plenum of sodium-cooled fast reactor (SFR)[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 138: 107222.
- [20] ONO A, KAMIDE H, KOBAYASHI J, et al. An experimental study on natural circulation decay heat removal system for a loop type fast reactor[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2016, 53(9): 1385-1396.
- [21] 马子云, 骆学军. 快堆主热传输系统及辅助系统[M]. 北京: 中国原子能出版社, 2011.