

DOI:10.11918/202504020

# 钠冷快堆熔化事故不同 DHX 运行响应的 ATHLET 模拟

霍颖颖<sup>1,3</sup>, 杨清<sup>1</sup>, 许巍<sup>2</sup>, 刘晓晶<sup>1,2</sup>

(1. 上海交通大学 机械与动力工程学院, 上海 200240; 2. 上海交通大学 智慧能源创新学院, 上海 200240; 3. 中国同辐股份有限公司, 北京 100089)

**摘要:** 钠冷快堆 (SFR) 作为一种先进的核反应堆, 使用液态钠作为冷却剂, 依靠快中子进行核裂变, 具有非能动安全特性。但是, 当发生严重事故时, 可能会导致堆芯熔化。为提高 SFR 在严重事故下的安全响应性能, 文中提出使用 ATHLET 程序对 SFR 在严重事故下钠池各位置的温度进行安全分析。首先, 对 SFR 堆芯结构进行合理简化, 在模型搭建基础上划分节点图。其次, 采用 ATHLET 程序模拟计算 SFR 的堆芯熔化事故, 输入熔融物衰变热与冷池/热池独立热交换器 (DHX) 功率等关键参数。最后, 根据模拟结果分析了分别位于冷池/热池的 4 台 DHX 的不同运行状态对 SFR 主要区域热工参数的影响。结果表明: 热池 DHX 的关闭会使下冷池与下腔室之间的流道出现逆流, 下腔室下降段温度大幅升高, 而冷池 DHX 的关闭工况会使 SFR 各部分区域冷却剂的温度都显著升高。相较之下, 冷池失去一台 DHX 的运行对严重事故下的 SFR 更为危险, 严重事故时应保证冷池的两台 DHX 都处于运行状态, 及时排出堆芯熔化热量。综上, 文中针对 DHX 在堆芯熔化事故下作用的研究结果能够为 SFR 结构设计优化和热工水力模型验证提供参考价值。

**关键词:** 钠冷快堆 (SFR); ATHLET; 安全分析; 独立热交换器 (DHX); 严重事故

**中图分类号:** TL364 **文献标志码:** A **文章编号:** 0367-6234(2025)12-0276-07

## ATHLET simulation of different DHX operation responses in sodium-cooled fast reactor melting accidents

HUO Yingying<sup>1,3</sup>, YANG Qing<sup>1</sup>, XU Wei<sup>2</sup>, LIU Xiaojing<sup>1,2</sup>

(1. School of Mechanical Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China;  
2. College of Smart Energy, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China;  
3. China Isotope & Radiation Corporation, Beijing 100089, China)

**Abstract:** Sodium-cooled fast reactor (SFR) is an advanced nuclear reactor that uses liquid sodium as a coolant and relies on fast neutrons for nuclear fission, with passive safety characteristics. However, it may lead to core melting when a severe accident occurs. In order to improve the safety response performance of SFR in severe accidents, the ATHLET (analysis of thermal-hydraulics of leaks and transients) code is provided to conduct a safety analysis of the temperature of sodium pool in SFR under severe accidents in this article. Firstly, the SFR core structure was reasonably simplified and a nodalization diagram was developed based on the established model. Then, the ATHLET code was used to simulate the core melting accident of SFR, the key parameters including the decay heat of molten matter and the power of decay heat exchangers (DHX) in the cold/hot pools were input. Finally, based on the simulation results, the impact of different operating conditions of four DHXs located in the cold/hot pools on the thermal parameters of the main regions in SFR was analyzed. The results showed that the closure of DHX in the hot pool would cause backflow in the flow channel between the lower cooling pool and the lower chamber, resulting in a significant increase in the temperature of the descending section of the lower chamber. The closure of DHX in the cold pool would cause a severe increase in the temperature of the coolant in various parts of the SFR. In comparison, the closure of one DHX in the cold pool is more dangerous for SFR in severe accidents and it is necessary to ensure that both DHXs in the cold pool are in operation under severe accidents, which can timely remove the heat of core melting. In summary, the results on the role of DHX in core melting accidents in this article can provide valuable references for optimizing structural design and validating thermal hydraulic models of SFRs.

**Keywords:** sodium-cooled fast reactor (SFR); analysis of thermal-hydraulics of leaks and transients (ATHLET); safety analysis; decay heat exchanger (DHX); severe accident

收稿日期: 2025-04-07; 录用日期: 2025-07-01; 网络首发日期: 2025-09-22

网络首发地址: <https://link.cnki.net/urlid/23.1235.T.20250922.1545.002>

作者简介: 霍颖颖(1982—), 女, 正高级工程师; 刘晓晶(1981—), 男, 教授, 博士生导师

通信作者: 刘晓晶, xiaojingliu@sjtu.edu.cn

钠冷快堆(sodium-cooled fast reactor, SFR)由于有着高热效率、固有安全设计及闭式燃料循环等优点<sup>[1]</sup>,在提升核能利用效率的同时,显著减少核废料产生,为清洁能源系统提供了可持续的解决方案,因此被世界各国广泛青睐,中国尤其重视 SFR 的发展。SFR 的冷却剂为液态金属钠,由于钠的沸点高于水,相较于传统的水冷堆,SFR 的热效率更高<sup>[2]</sup>。SFR 依赖液态钠来有效导出热量,如果发生钠泄漏或冷却系统故障,堆芯的散热能力会显著降低。当发生无保护失流、瞬态超功率、严重管道破裂与热阱丧失等<sup>[3]</sup>,会引发堆芯的严重事故,温度可能迅速升高,若堆芯温度超过核燃料和内部结构材料的熔点,堆芯将开始熔化。熔化的燃料和结构材料形成高温熔融物质,这些熔融物质因重力作用逐渐下沉,并掉落到反应堆钠池中<sup>[4]</sup>。在 SFR 的堆芯熔化过程中,通过管道连接于钠池的独立热交换器(decay heat exchanger, DHX)发挥重要的降温作用<sup>[5]</sup>,它可以从熔融物质中有效移除热量,将高温熔融物质的热量传递到冷却剂中,从而有效降低熔融物质的温度,促进熔融物质的固化,避免引发潜在的二次事故。目前,SFR 严重事故研究重点关注堆芯熔化后熔融物与钠的相互作用(如碎片床形成、热-化学冲击等)。反应堆实验(如 PHENIX)和数值模拟(如 SIMMER)已初步揭示熔融物迁移规律,但关键参数(如钠流量、钠池部件温度数值)仍需进一步研究。

SFR 在严重事故下堆芯熔化并掉落到钠池这一过程亟须开展模拟分析<sup>[6]</sup>,以量化熔融物分散行为和热工水力风险,支撑安全系统优化,这对于减少快堆事故损失<sup>[7]</sup>具有重要指导意义。目前,适用于轻水堆(light water reactor, LWR)的模拟程序开发得较为成熟,比如 RELAP5<sup>[8-9]</sup>、ATHLET<sup>[10]</sup>等。由于液态水与钠存在物性参数上的巨大差异,SFR 的模拟计算无法直接使用 LWR 的程序,但通过程序输入钠的物性参数,可以使 LWR 程序的应用范围延伸至 SFR<sup>[11-12]</sup>。Di Nora 等<sup>[13]</sup>证实了 ATHLET 程序可以用于法国 Superphenix SFR 自然对流的瞬态分析,利用 ATHLET 能够获得可靠的稳态热工水力参数、功率演变与反应性反馈部件结果。Bachrata 等<sup>[14]</sup>使用 SIMMER 程序分析了严重事故下从堆芯区域通过传输管的燃料排放量。向阳<sup>[15]</sup>利用耦合运行的 RELAP5 程序与钠-水反应模块对 BN-600 反应堆发生钠-水反应事故后的安全性能进行了模拟分析。罗跃建等<sup>[16]</sup>使用 ATHLET-CD 程序对

PHEBUS-FP 实验装置反应堆的堆内材料熔化、迁移及再定位过程进行了建模计算。李飞等<sup>[17]</sup>通过应用壁面蒸发模型和漂移流模型的 ATHLET Mod 2.1A 程序计算了低压过冷沸腾空泡份额。这些模拟工作分析了 SFR 在严重事故下的一些安全特性,但未考虑 DHX 在 SFR 堆芯熔化过程中所起到的作用,而 DHX 的运行状态对于堆芯熔化过程的冷却剂流量和温度具有很大影响。在事故工况下,DHX(非能动余热排出系统主要构件)的失效意味着快堆全部热阱的丧失,这会导致快堆里的热量无法及时排出,从而 SFR 会发生严重熔融事故。因本文中 DHX 并未全部关闭,已开启的 DHX 依然能够及时排出一定热量,暂不考虑全部 DHX 失效会致使快堆发生严重事故,主要讨论 DHX 的开闭状态对 SFR 余热排出能力的影响。

因此,本文使用更加先进灵活的嵌入钠物性参数的 ATHLET Mod 3.0 程序来模拟计算堆芯熔化严重事故下的 SFR,系统研究分别位于冷池/热池的 4 台 DHX 的不同开闭状态对事故下 SFR 堆内主要位置流量和温度的影响,并根据模拟结果作出评价。

## 1 计算方法

### 1.1 SFR 钠池建模

在严重事故下,SFR 堆芯会熔化并掉落到钠池中,一回路建立自然循环。此系统一共有 8 个流道,建模结构见图 1。建模过程中对 SFR 结构进行合理的简化,保留堆内主要自然循环路径并确保不影响模拟结果。给定系统压力为 0.15 MPa,冷池/热池初始温度分别对应为 498、688 °C。

图 1 显示了 SFR 堆芯、冷池/热池、独立热交换器 DHX、中间热交换器(intermediate heat exchanger, IHX)、下腔室、堆芯熔化收集器以及各连接孔板的结构。在堆芯熔化的严重事故下,温度极高的熔融物会掉落到下腔室的熔化收集器中,在此过程中冷却剂液态钠流经下述 8 个流道,其中 4 台 DHX 作为冷源,掉落在下腔室熔化收集器上的熔融物作为热源。SFR 整体布局如图 1 所示,堆芯上方为内热池,内热池外面是外热池,两个池由隔板分开。外热池下方为通过钢板隔开的上冷池和下冷池,在钢板上打孔连通上、下冷池。下冷池下方为下腔室,也通过打孔连通,需要注意的是液态金属钠从下冷池流向下腔室为顺流状况,而从下腔室流向下冷池则为逆流状况。IHX 的上端处于外热池之中,下端则处于上冷池之中,它可以把外热池的钠传输到上冷池

中。2 台独立热交换器 DHX1、DHX3 在热池,另外 2 台独立热交换器 DHX2、DHX4 在冷池。

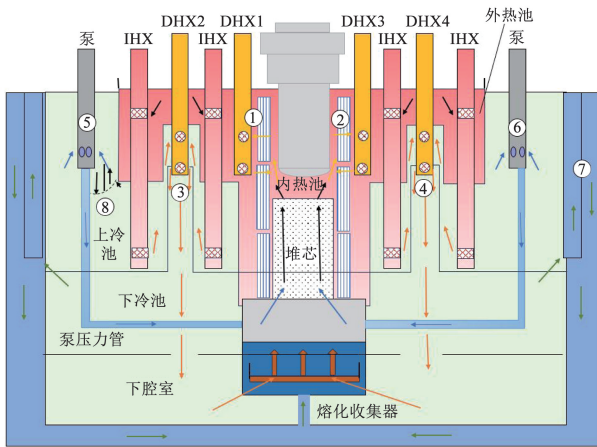


图 1 SFR 堆芯建模结构

Fig. 1 Modeling structure of SFR core

对 SFR 堆芯进行建模之后,需要对模型进行节点图划分,这里以流道 1 的节点图为例,见图 2。内热池 (HOTP-I) 的钠经过孔板 (HOTP-IO) 进入外热池 (HOTP-O),外热池 (HOTP-O) 的液态钠经过 DHX1-IN 到达独立热交换器的进口 DHX1-I-B2,之后经过换热管束被冷却,再到达独立热交换器的出口 DHX1-O-B2 通过 DHX1-U 进入内热池 (HOTP-I),形成循环。流道 2 的节点图与流道 1 相同。

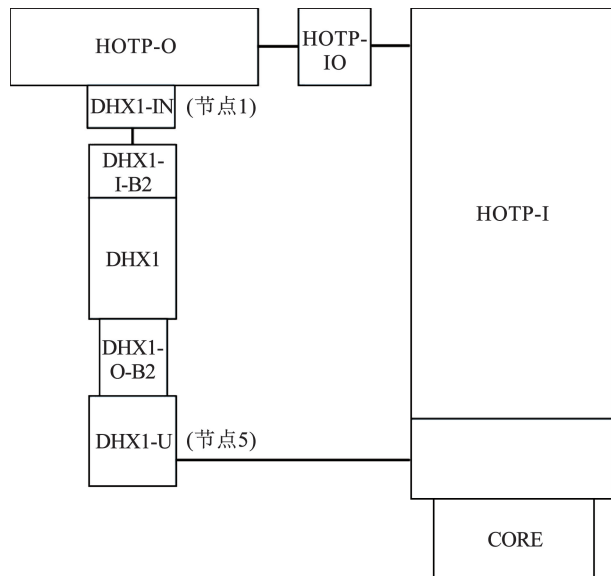


图 2 流道 1 节点图

Fig. 2 Node diagram of channel 1

## 1.2 ATHLET 程序

本文采用 ATHLET 程序模拟计算 SFR 的堆芯熔化事故,计算流程见图 3。ATHLET 程序包含先进的热工水力模型、相互独立的物理模型、高度模块化的程序结构和优异的数值求解方法等。

ATHLET 程序的主要构成是流体动力学模块、传热模块、中子动力学模块以及通用控制模块,依靠连接基本的流体动力学结构(如管道、支管、交叉连接等)来实现热工水力系统建模,采用上述的模块化网络结构来全面描述总体系统,每个流体动力学结构中流场的平衡偏微分方程组由全隐式求解器进行求解。ATHLET 程序提供两套一维的两相流体动力学模型,即 5 方程模型(包括气相和液相各自的质量和能量守恒方程,还有两相混合动量守恒方程)和两流体模型<sup>[17]</sup>。

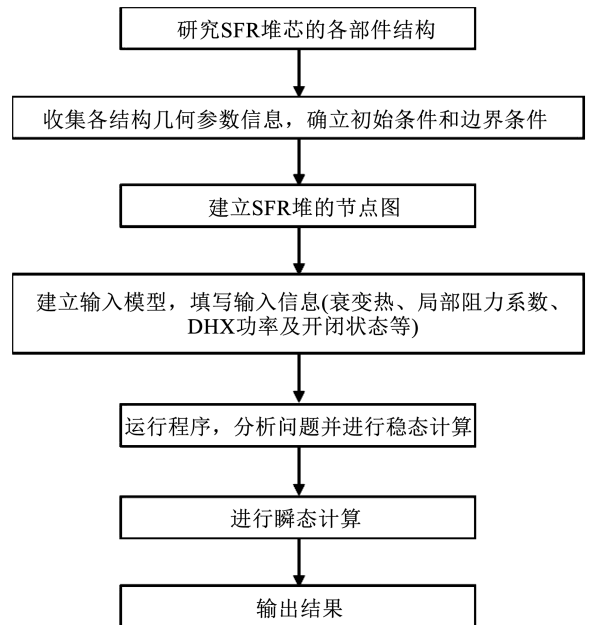


图 3 ATHLET 程序计算 SFR 堆芯熔化事故流程图

Fig. 3 Flow chart of calculating SFR core melting accident with ATHLET code

基于输入的液态钠物性参数,ATHLET Mod 3.0 程序可以对 SFR 进行模拟,液态钠的物性参数<sup>[18]</sup>如下:

$$\lambda = 110 - 6.45 \times 10^{-2}T + 1.173 \times 10^{-5}T^2 \quad (1)$$

$$\rho = 1.004 \times 10^3 + 0.2139T - 1.105 \times 10^{-5}T^2 \quad (2)$$

$$\eta = 3.24 \times 10^{-3} e^{\frac{508}{T}} \times T^{-0.4925} \quad (3)$$

$$\sigma = 0.211 - 4.6 \times 10^{-5}T \quad (4)$$

式中:  $\lambda$  为热导率,  $W/(m \cdot K)$ ;  $\rho$  为密度,  $kg/m^3$ ;  $\eta$  为动力黏度,  $Pa \cdot s$ ;  $\sigma$  为表面张力,  $N/m$ ;  $T$  为热力学温度,  $K$ 。

## 1.3 计算输入

### 1.3.1 衰变热

程序运行 10 000 s 稳态计算,其间熔融物总的衰变功率取为功率衰变曲线(图 4)中第 12 h 时的总功率(10 654 kW)。10 000 s 后开始瞬态计算,熔融物衰变功率按照衰变曲线开始衰减。

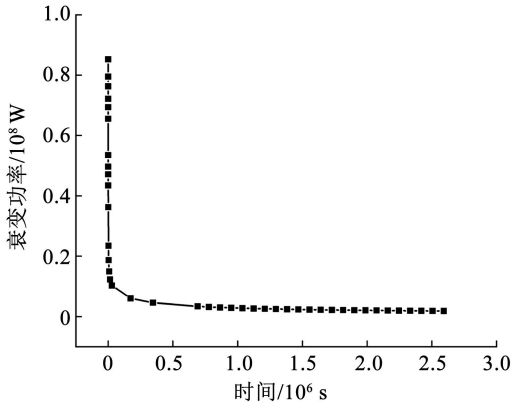


图 4 熔融物衰变功率曲线

Fig. 4 Decay power curve of molten material

### 1.3.2 冷池/热池 DHX 功率随温度变化

在冷池/热池中的 DHX 的功率是根据进口温度变化的,功率设置见图 5。如图 5(a)所示,热池中 DHX 功率在 250.0 °C 时为 0 MW,在 250.0 ~ 539.3 °C 之间随进口温度呈线性变化,539.3 °C 之后功率达到饱和值 12.4 MW。如图 5(b)所示,冷池中 DHX 功率在 250.0 °C 时为 0 MW,在 250.0 ~ 408.2 °C 之间随进口温度呈线性变化,408.2 °C 之后功率达到饱和值 8.4 MW。例如,当热池的冷却剂进口温度为 535.0 °C 时,热交换器功率为 12.2 MW,当冷池的冷却剂进口温度为 358.1 °C 时,热交换器功率为 5.7 MW。

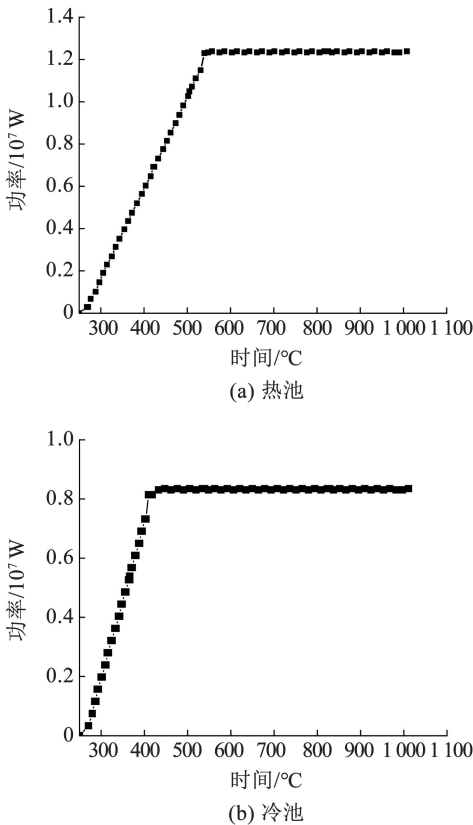


图 5 热池与冷池中 DHX 功率随进口温度变化曲线

Fig. 5 Power curves of DHX of heat pool, cooling pool with inlet temperature

## 2 结果与讨论

### 2.1 不同 DHX 运行条件下的流量变化

本文计算 3 种工况,分别为:1)冷池/热池 DHX 全开;2)热池 1 台 DHX 关闭;3)冷池 1 台 DHX 关闭。本文中的仿真结果图像均为瞬态数据,而文中出现的文字数据均为稳态值,即取自瞬态仿真图像中曲线稳定后的值。如图 6 所示,当冷池/热池中的 DHX 都开启的时候,热池中 DHX1 的流量为 40.2 kg/s,冷池中 DHX2 的流量为 52.1 kg/s。冷池中 DHX 的流量明显高于热池中 DHX 的流量,流量差值为 11.9 kg/s。这是因为容器冷却系统流道、泵压力管流道、下冷池与下腔室之间流道中的液态钠都是需要经过冷池中 DHX 的,尤其是容器冷却系统流道的流量比较大,所需的驱动压头也比较大,所以冷池中 DHX 的冷却剂流量自然比热池中 DHX 的流量大。当热池中 1 台 DHX1 关闭后,冷池中的 DHX2 流量变为 53.0 kg/s,比冷池/热池 DHX 全开的情况略有增加,这是因为热池的 DHX1 关闭后,DHX2 进口温度增加,功率增大,换热效率则加强,流量就会增加。而当冷池中 1 台 DHX2 关闭后,热池中的 DHX1 流量变为 44.3 kg/s,比冷池/热池 DHX 全开情况下的 DHX1 流量有所增加,这是因为当冷池中的 DHX2 关闭后,DHX1 进口温度增加,功率增大,换热效率则加强,流量就会增加。

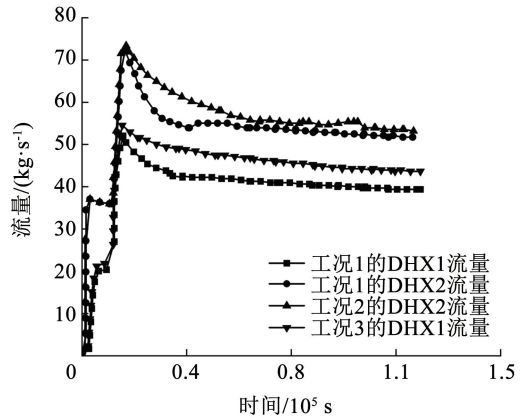
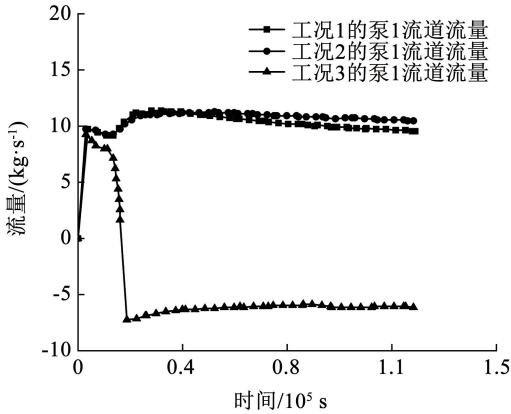


图 6 3 种工况的 DHX1、DHX2 流量

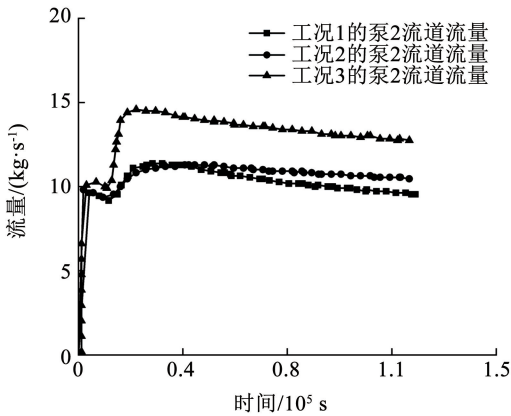
Fig. 6 Flow rates of DHX1 and DHX2 in three cases

两个泵压力管的流道未经过作为冷源的独立热交换器,也未经过熔化收集器,这部分所起到的作用是将冷池中的冷钠与经过熔融物加热热钠混合,降低热钠的温度。如图 7 所示,工况 1 下泵 1 流道和泵 2 流道的流量均为 9.5 kg/s。当热池中 1 台 DHX1 关闭后,两条泵压力管流道的流量均略微增加,增加幅度为 1.1 kg/s,这是因为热池缺少了一个

热交换器,上冷池中的冷却剂温度上升,驱动压头变大,导致泵 1 流道和泵 2 流道的流量增加。而当冷池中的 DHX2 关闭后, DHX2 流量变得不稳定并大幅减少,且下冷池和下腔室之间的流量减小,导致与 DHX2 在同一侧的泵压力管 1 流道出现逆流,而泵 2 流道因驱动压头变大导致其流量增加。



(a) 泵1流道流量



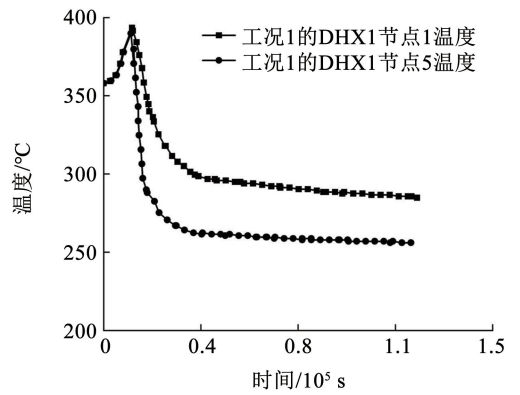
(b) 泵2流道流量

图 7 3 种工况的流道流量

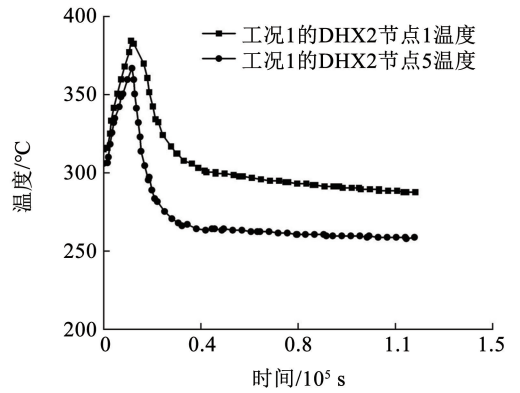
Fig. 7 Flow rates of channel in three cases

### 2.2 不同 DHX 运行条件下的温度变化

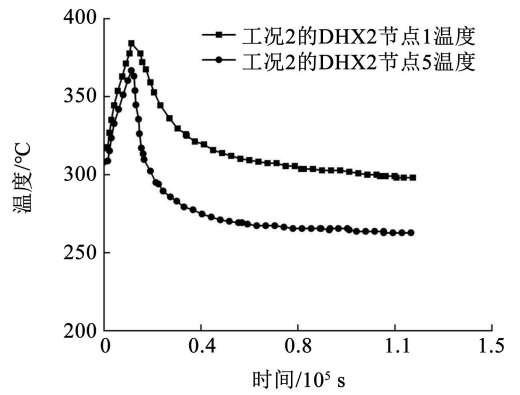
如图 8(a)、(b) 所示,在冷池/热池 DHX 全开的条件下,热池中 DHX1 的节点 1(入口节点)温度为 286.4 °C,节点 5(出口节点)温度为 256.8 °C;冷池中 DHX2 节点 1 温度为 286.8 °C,节点 5 温度为 259.3 °C。尽管分别处于热池与冷池中, DHX1 和 DHX2 的温度分布基本相同,且温度相差不大。如图 8(c) 所示,当热池中的 DHX1 关闭后,冷池中的 DHX2 进口温度略微增加,增加 13.1 °C。这是因为热池的温度升高会导致热交换器的进口温度增加,同时也会使 DHX2 的功率增加,换热效率加强。如图 8(d) 所示,而当冷池中的 DHX2 关闭后,会使得 DHX1 的进出口温度也明显升高,这也会导致热交换器的功率增大。



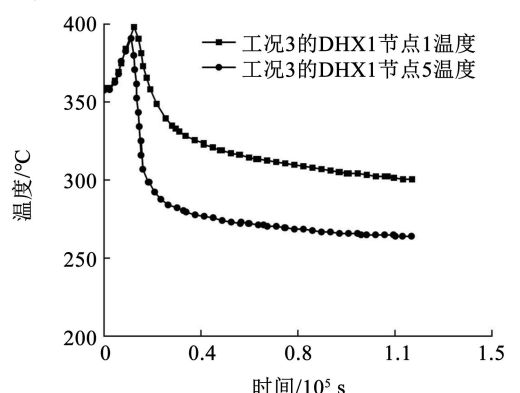
(a) 工况1的DHX1节点1和节点5的温度



(b) 工况1的DHX2节点1和节点5的温度



(c) 工况2的DHX2节点1和节点5的温度



(d) 工况3的DHX1节点1和节点5的温度

图 8 3 种工况下的 DHX1、DHX2 节点 1 和节点 5 的温度  
Fig. 8 Temperatures of nodes 1 and 5 of DHX1 and DHX2 in three cases

如图 9(a)所示,在冷池/热池 DHX 全开的条件下,下腔室下降段温度为  $304.7\text{ }^{\circ}\text{C}$ ,比 DHX 的出口温度要高,这是因为横流存在于反应堆的熔化收集器与下腔室下降段之间,会进行质量与能量的交换,所以下腔室下降段的温度会比冷池温度高。当热池中的 DHX1 关闭后,下腔室下降段的温度明显升高,这是因为热池温度的上升使上冷池和下冷池的温度也上升,下冷池与下腔室之间流道的驱动压头减小,流量从之前的正值变为负值,顺流消失,变成逆向流动,因而缺少来自冷池的冷钠的混合,再加上下腔室下降段与熔化收集器之间的横向流动,导致下腔室下降段的温度上升,最高可达  $360.4\text{ }^{\circ}\text{C}$ ,之后逐渐下降。当工况 3 下 DHX2 关闭后,由于冷池失去一个换热器的运行,热池以及冷池中的钠未被充分冷却,所以热池、冷池以及堆芯区域的温度均显著升高,继而导致下腔室下降段温度由  $304.7\text{ }^{\circ}\text{C}$  升高到  $322.1\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。

室底层接收来源于容器冷却系统的冷钠,下腔室下降段的热钠与容器冷却系统的冷钠混合后,会导致下腔室底层的冷却剂温度降低。而工况 2 下,由于容器冷却系统流量增加,会有更多来自上冷池中的冷钠进入到下腔室底层,导致下腔室底层温度的降低。工况 3 由于钠未被充分冷却,各区域温度都升高,导致下腔室底层温度也由  $270.4\text{ }^{\circ}\text{C}$  上升到  $299.5\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。

### 3 结 论

1) 本文对严重事故下 SFR 堆芯熔化的自然循环流道进行了建模并相应地划分节点,使用 ATHLET 程序计算了严重事故下 SFR 钠池 DHX 的 3 种运行工况,分别对应:冷池/热池 DHX 全开、热池 1 台 DHX 关闭、冷池 1 台 DHX 关闭。

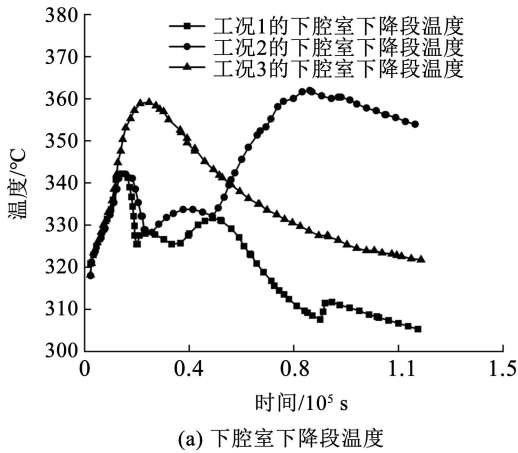
2) 当热池缺少 1 台 DHX 运行时,下冷池与下腔室之间流道的流量降低并出现逆流,因缺少来自冷池的冷钠的混合,再加上下腔室下降段与熔化收集器之间的横向流动导致下腔室下降段温度升高,最高达到  $360.4\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。

3) 当冷池缺少 1 台 DHX 运行时,热池、冷池以及堆芯区域的冷却剂温度会升高,导致下腔室下降段和下腔室底层的温度均显著升高。

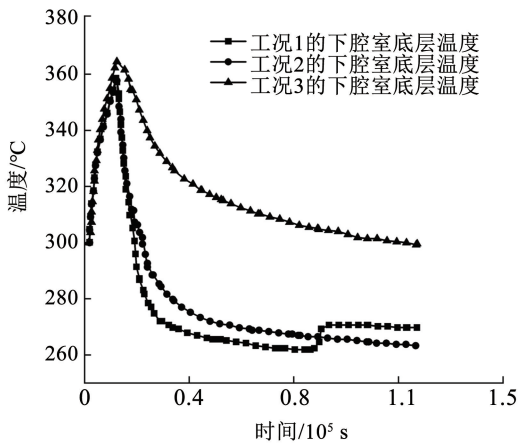
4) 在这 3 种工况下,冷池失去 1 台 DHX 的运行比其他两种工况要更加危险,因为各区域冷却剂的温升相对最大。上述结果能够为 SFR 在堆芯熔化严重事故下的安全分析提供模拟支持,从而为 SFR 设计、运行优化策略提供支撑。

### 参 考 文 献

- [1] 杨红义, 薛秀丽, 周志伟, 等. 钠冷快堆关键热工水力问题研究现状及展望[J]. 原子能科学技术, 2024, 58(9): 1797  
YANG Hongyi, XUE Xiuli, ZHOU Zhiwei, et al. Research progress in key thermal-hydraulic issue of sodium-cooled fast reactor [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2024, 58(9): 1797. DOI: 10.7538/yzk.2024.youxian.0568
- [2] LINDLEY B A, FIORINA C, FRANCESCHINI F, et al. Thorium breeder and burner fuel cycles in reduced-moderation LWRs compared to fast reactors [J]. Progress in Nuclear Energy, 2014, 77: 107. DOI: 10.1016/j.pnucene.2014.06.010
- [3] TENTNER A, PARMA E, WEI T, et al. Severe accident approach-final report. Evaluation of design measures for severe accident prevention and consequence mitigation [R]. Chicago: Argonne National Laboratory, 2017
- [4] TAGAMI H, TOBITA Y. SIMMER-IV application to safety assessment of severe accident in a small SFR [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2024, 56(3): 873. DOI: 10.1016/j.net.2023.10.021



(a) 下腔室下降段温度



(b) 下腔室底层温度

图 9 3 种工况的下腔室下降段温度与底层温度

Fig. 9 Temperatures of downcomer and basement of lower plenum in three cases

如图 9(b)所示,工况 1 的下腔室底层温度为  $270.4\text{ }^{\circ}\text{C}$ ,低于下腔室下降段的温度,这是因为下腔

- [5] VAIDYANATHAN G. Decay heat removal in sodium cooled fast Reactors-An overview[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2024, 205: 110554. DOI: 10.1016/j.anucene.2024.110554
- [6] THILAK B, MANGARJUNA RAO P, VENKATRAMAN B. Numerical analysis of sodium-argon two-phase flow in narrow channels under severe accident conditions in pool type SFR[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2024, 417: 112793. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2023.112793
- [7] ZHANG Xuan, SONG Meiqi, XIAO Xiao, et al. EXP-Transformer time series prediction model for accident scenarios in high-reliability energy systems; Nuclear power plants case[J]. *Energy*, 2025, 322: 135481. DOI: 10.1016/j.energy.2025.135481
- [8] YOUSIF E, ZHANG Zhijian, TIAN Zhaofei, et al. Simulation and analysis of small break LOCA for AP1000 using RELAP5-MV and its comparison with NOTRUMP code[J]. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2017, 2017(1): 4762709. DOI: 10.1155/2017/4762709
- [9] NARCISI V, MELCHIORRI L, GIANNETTI F. Improvements of RELAP5/Mod3.3 heat transfer capabilities for simulation of in-pool passive power removal systems[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, 160: 108436. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108436
- [10] KOZMENKOV Y, KLIEM S, ROHDE U. Validation and verification of the coupled neutron kinetic/thermal hydraulic system code DYN3D/ATHLET[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 84: 153. DOI: 10.1016/j.anucene.2014.12.012
- [11] 周翀, KLAUS HUBER, 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  
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. DOI: 10.7538/yzk.2013.47.11.2053
- [12] FRIDMAN E, NIKITIN E, PONOMAREV A, et al. Extension of the DYN3D/ATHLET code system to SFR applications; models description and initial validation[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2023, 182: 109619. DOI: https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109619
- [13] DI NORA V A, FRIDMAN E, MIKITYUK K. Benchmarking ATHLET against TRACE as applied to Superphénix start-up tests [C]//International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2019). France: [s. n.], 2019
- [14] BACHRATA A, BERTRAND F, MARIE N, et al. Severe accident studies on the efficiency of mitigation devices in a SFR core with SIMMER code[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2021, 373: 111037. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2020.111037
- [15] 向阳. 钠冷快堆钠水反应事故仿真方法及事故分析[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2019  
XIANG Yang. Simulating method and analysis of the sodium-water reaction accident in the sodium-cooled fast reactor[D]. Hefei: University of Science and Technology of China, 2019
- [16] 罗跃建, 宋美琪, 刘晓晶, 等. PHEBUS FPT0 ~ FPT2 实验堆芯降级过程数值模拟[J]. *原子能科学技术*, 2019, 53(5): 836  
LUO Yuejian, SONG Meiqi, LIU Xiaojing, et al. Numerical simulation of core degradation process in PHEBUS FPT0-FPT2 experiment[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2019, 53(5): 836. DOI: 10.7538/yzk.2018.youxian.0485
- [17] 李飞, 刘晓晶, 沈峰. ATHLET 程序低压下过冷沸腾模型评价和修正[J]. *核动力工程*, 2018, 39(1): 56  
LI Fei, LIU Xiaojing, SHEN Feng. Evaluation and correction of low-pressure subcooled flow boiling model forathlet code[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2018, 39(1): 56. DOI: 10.13832/j.jnpe.2018.01.0056
- [18] WU Yingwei, LUO Simin, WANG Liu, et al. Review on heat transfer and flow characteristics of liquid sodium (2): Two-phase[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2018, 103: 151. DOI: 10.1016/j.pnucene.2017.11.016

(编辑 张红)