

熔融不锈钢与液态钠相互作用的 瞬态换热特性研究

刘雅鹏¹, 张大林^{1,*}, 陈宇彤¹, 林悦¹, 张熙司², 田文喜¹, 秋穗正¹, 苏光辉¹

(1. 西安交通大学 动力工程及多相流国家重点实验室, 核科学与技术学院, 陕西 西安 710049;

2. 中国原子能科学研究院 反应堆工程技术研究所, 北京 102413)

摘要: 钠冷快堆严重事故下, 堆芯熔融物会与液态金属钠发生相互作用, 如果导致堆芯区域内出现钠沸腾的现象, 可能会导致堆芯的再临界, 从而导致堆芯的进一步熔化。在重定位过程中, 堆芯熔融物与液态钠的换热会导致钠出现沸腾, 从而影响熔融物射流碎裂与碎片形成。因此, 采用严重事故分析程序 ACENA 对 COSA 实验平台上开展的熔融不锈钢与液态钠的相互作用的实验进行分析, 验证程序对熔融不锈钢与液态钠相互作用过程的瞬态换热特性的分析能力。验证结果表明: 程序会高估熔融不锈钢射流与钠池接触时的换热, 且不考虑熔融不锈钢外侧凝固形成的硬壳对换热的影响会导致对换热速率的高估。

关键词: 钠冷快堆; 熔融燃料与冷却剂相互作用; ACENA 程序

中图分类号: TL334

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2024)09-1893-09

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0319

Study on Transient Heat Transfer Characteristics of Molten Stainless Steel and Liquid Sodium

LIU Yapeng¹, ZHANG Dalin^{1,*}, CHEN Yutong¹, LIN Yue¹, ZHANG Xisi²,

TIAN Wenxi¹, QIU Suizheng¹, SU Guanghui¹

(1. State Key Laboratory of Multiphase Flow in Power Engineering,

School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China;

2. Department of Reactor Engineering Technology, China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: The sodium-cooled fast reactor (SFR) not only has the advantages of high coolant temperature, nuclear fuel breeding and nuclear waste transmutation capabilities, but also has the characteristics of good inherent safety. It is one of the fastest-growing and most experienced fourth-generation reactor types. The main circuit system of the SFR is close to normal pressure, the coolant has good thermal conductivity and large boiling margin, the design of three circuits, the combination of active heat removal system and passive residual heat removal system, etc., so that the SFR has good safety characteristics. However, the power density of the SFR is high. In accidents such as unprotected loss of flow (ULOF), if the decay heat cannot be removed by natural circulation in time, the liquid sodium in the core will boil explosively, which may cause the core to melt. Since the void reactivity of

收稿日期: 2024-04-15; 修回日期: 2024-06-21

基金项目: 国家自然科学基金(12075184); 中核集团“青年英才”项目

* 通信作者: 张大林

sodium is positive, the boiling of sodium in the core may lead to a risk of recriticality of the core, and causing the core to melt. The debris bed formed after the relocation of the molten debris is mainly cooled by the natural circulation of sodium, and the heat of the sodium pool is discharged to the outside of the reactor through an independent heat exchanger placed in the sodium pool, thereby realizing the long-term cooling of the debris bed. During the release and relocation of the core molten material, the molten material will interact with the sodium, affecting the release of the molten material and the formation of the debris bed, and ultimately affecting the long-term cooling of the debris bed under severe accidents. Therefore, the molten fuel-coolant interaction (MFCI) is a complex and significant issue in the safety analysis of severe accidents in SFR. In response to this phenomenon, many experiments on prototype materials and alternative materials were carried out, and a clear understanding of the fragmentation process, fragmentation mechanism, heat transfer mode, fragment size distribution and whether steam explosion occurs in the MFCI phenomenon was obtained, and many mechanism models and theories were proposed. However, since the interaction process between the molten fuel and the coolant is a complex process with multiple components and multiple phases, only a few programs can be used to simulate this phenomenon. There are even fewer analyses of the transient heat transfer characteristics of molten stainless steel and liquid sodium. COSA is a test facility built by Xi'an Jiaotong University to study the interaction phenomenon between molten material and liquid sodium, and experiments on the interaction between molten stainless steel and liquid sodium were carried out on this test facility. The severe accident analysis program ACENA developed by Xi'an Jiaotong University was used to analyze the transient heat transfer characteristics between molten stainless steel and liquid sodium, further understand the phenomenon and mechanisms in the test, and verify the analysis ability of the ACENA program. The verification results show that the program can calculate that the molten jet enters the sodium pool and quickly exchanges heat in a short time, causing the liquid sodium in the center region to boil. After that, the molten material reaches the bottom and causes the temperature of the liquid sodium at the bottom to rise rapidly, and the liquid sodium with a higher temperature moves upward under the effect of buoyancy. Secondly, the program will overestimate the heat exchange when the molten stainless steel jet contacts the sodium pool. The program cannot take into account the process of solidification and formation of a hard shell on the surface of molten stainless steel, which causes the program to overestimate the heat exchange rate between stainless steel and liquid sodium.

Key words: sodium-cooled fast reactor; molten fuel-coolant interaction; ACENA program

钠冷快堆不仅具备冷却剂温度高、核燃料增殖与核废料嬗变的优点,还具备固有安全性好的特点,是发展最快、运行经验最丰富的四代堆堆型之一。钠冷快堆的主回路系统接近常压,冷却剂的导热性能好且沸腾裕量大,3个回路的设计、能动排热系统与非能动余热排出系统相结合等特点,让钠冷快堆具有好的安全特性。然而,钠冷快堆的功率密度高,在无保护失流(ULOF)等事故中,如果自然循环无法及时带走堆芯热量,堆芯内的液态钠发生爆发性的沸腾,可能导致堆芯熔化。其次,由于钠的空泡反应性为正,堆芯中的钠

沸腾可能会导致堆芯再临界,从而导致堆芯的熔化。熔融物碎片重定位后形成的碎片床主要通过钠的自然循环来进行冷却,钠池的热量则通过置于钠池中的独立热交换器来排出至堆外,从而实现碎片床的长期冷却。在堆芯熔融物释放和重定位的过程中,熔融物会与冷却剂钠发生相互作用,影响熔融物的释放和碎片床的形成,并最终会影响严重事故下碎片床的长期冷却。因此,熔融燃料与冷却剂的相互作用(MFCI)是钠冷快堆严重事故安全分析中的一复杂且重要的问题。

在过去几十年中,开展了大量针对轻水堆的

燃料与冷却剂的相互作用(FCI)的现象的实验与理论研究。Tyrpek^[1]将轻水堆的燃料与冷却剂的相互作用划分为4个阶段:粗混合、触发、爆炸和传播。Sun等^[2]总结了射流碎裂行为、流体动力学碎裂、热力学碎裂和碎片床形成的实验和理论,提到了Swift等^[3]提出的熔融不锈钢在通过沸腾区域时会在钠蒸汽泡的影响下碎裂。Shen等^[4]总结了针对轻水堆FCI现象开展的试验,包括KROTOS、TROI和FARO等系列试验,试验主要研究了压力、熔融物类型、熔融物质量、射流直径、射流速度、下落高度、冷却剂池深度、冷却剂的过冷度和冷却剂含盐量^[5]等参数对FCI的影响。与轻水堆的燃料与冷却剂相互作用不同,钠冷快堆的熔融燃料与冷却剂相互作用时很少会产生类似于蒸汽爆炸的现象,除非钠接近饱和温度^[6-7]。在20世纪,国际上开展了很多以原型堆芯材料进行的MFCI试验。Schins和Gunnerson采用二氧化铀、不锈钢、铜和氧化铝等材料开展了熔融物与液态钠的MFCI试验,试验结果表明过渡沸腾是燃料与过冷钠接触时的主要换热模式,且氧化物燃料主要有两种碎裂机制:沸腾产生的蒸汽气泡引起的流体动力学碎裂和热应力导致的开裂^[7]。Mizuta等^[8]开展了30次的熔融二氧化铀和钠的MFCI试验得出:在进行FCI分析时,可认为 UO_2 液滴为球形颗粒且颗粒尺寸呈现对数分布。Johnson等^[9]的试验研究表明熔融的 UO_2 在仅进入液态钠的几英寸后就会形成颗粒,且熔融物中的金属成分形成的颗粒要大于氧化物成分形成的颗粒。

考虑到原型材料试验的难度与成本,很多研究者采用了替代材料开展了MFCI试验研究。Huber等^[10]基于THINA试验装置开展了一系列的熔融氧化铝或者铁注入液态钠的试验。Hemanth等^[11]将铝热反应产生的熔融物注入液态钠中研究了不同的熔融物与冷却剂的比例下MFCI产生的碎片的特征,试验中未产生大的机械能转换且生成的碎片细碎、多孔。Johnson等^[12]在JAEA的MELT试验装置上采用了高分辨率X射线成像对熔融不锈钢与钠之间的相互作用进行可视化试验,观察到了熔融物与冷却剂界面处存在的熔融物凝固现象,并认为射流碎裂是由熔融物内夹带的冷却剂汽化导致的。Igarashi等^[13]

开展熔融的低熔点合金注入水中的MFCI替代材料试验,并采用SIMMER-III进行数值模拟。Hu等^[14-15]开展了熔融不锈钢、铝和铜分别注入液态钠的MFCI试验,并研究了钠池深度、熔融物过热度与液态钠温度等因素对碎裂特性的影响,得到了能量释放特性与碎片尺寸分布,并进一步证实了熔融不锈钢凝固形成的固体硬壳会减少熔融物的碎裂。

相比于开展的实验研究,能对MFCI现象进行模拟的程序则较少,主要包括SIMMER-III^[16]、MC3D^[17]、CODA^[18]以及MPS方法^[19]等。张熙司等^[18]采用严重事故分析程序CODA对锡与水的相互作用开展了数值模拟并分析了不同高度处的压力变化情况。Morita等^[16]采用SIMMER-III对THINA试验装置内开展的铝热反应产生的熔融物与液态钠的MFCI试验进行模拟,验证了程序对FCI的分析能力。Cheng等^[20]采用SIMMER-III对水与低熔点合金(Bi60%-Sn20%-In20%)的相互作用试验进行模拟。Tobita等^[21]采用SIMMER-III针对Kamiyama等^[22]的熔融的氧化铝与液态钠的相互作用试验开展分析。

在目前开展的钠冷快堆的MFCI的数值模拟研究中,大部分是针对低熔点合金、氧化铝等材料的熔融物与液态钠的相互作用,很少有针对熔融不锈钢与液态钠的相互作用的模拟。其次,目前的数值模拟主要关注点在分析压力的变化,很少针对熔融物与液态钠的换热特性进行分析。因此,本文基于西安交通大学开发的先进快谱反应堆事故分析程序ACENA对西安交通大学开展的熔融不锈钢与液态钠的相互作用的试验进行模拟,并对熔融不锈钢与液态钠的瞬态换热特性进行分析,进一步理解试验中的现象与机理,并验证ACENA程序对MFCI的分析能力,为程序的模型完善提供参考。

1 ACENA 程序模型

ACENA程序基于欧拉方法的二维、多组分、多相态的液态金属堆的严重事故分析程序。该程序能够对分别以液体冷却剂、熔融燃料和蒸汽混合物为主的3个速度场进行分析;并能对液态金属堆内的固态的燃料、包壳和控制棒,液态的燃料、包壳和冷却剂,气态的冷却剂、燃料、包壳和

裂变气体,以及颗粒态的燃料、包壳和控制棒进行分析。程序在几何上采用二维 R - Z 柱坐标系,离散方式采用的是交错网格的有限差分方法,速度在网格边界上定义,密度、内能和压力在网格中心定义。程序将网格内的质量和能量输运与网格间输运进行分开求解,对于快速变化的量采用隐式处理,对于变化缓慢的量采用显式处理,并采用半隐式的压力迭代方法,从而实现对瞬时的多组分、多相态的问题的稳定求解。该程序也成功应用于分析液态金属与气体的两相流^[23]和熔融铅铋与水的相互作用^[24]的问题,初步验证了程序对于多组分、多相态问题的计算能力。

1.1 基本守恒方程

考虑到严重事故中反应堆内存在处于不同热力学状态的不同材料,将反应堆中的材料共划分为3种类型:结构、液体和蒸气,并根据材料密度和热力学状态将3种类型中的不同材料划分为不同的密度组分和能量组分,最后将液态的不同能量组分划分两个速度场,将蒸汽与裂变气体单独划分为1个速度场。对不同的密度组分求解质量守恒方程,对不同的能量组分求解能量守恒方程,对3个速度场求解动量守恒方程。

质量守恒方程:

$$\frac{\partial \bar{\rho}_d}{\partial t} + \nabla \cdot (\bar{\rho}_d u_l) = -\Gamma_d \quad (1)$$

式中:下标 d 表示不同密度的组分, l 表示速度场; $\bar{\rho}_d$ 为宏观密度, $\text{kg} \cdot \text{m}^{-3}$; t 为时间, s ; u_l 为速度场 l 的速度, $\text{m} \cdot \text{s}^{-1}$; Γ_d 为密度组分之间的输运率, $\text{kg} \cdot \text{m}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ 。

动量守恒方程:

$$\frac{\partial \bar{\rho}_l u_l}{\partial t} + \sum_{d \in l} \nabla \cdot (\bar{\rho}_d u_l u_l) + \alpha_l \Delta p - \bar{\rho}_l g = K_{ls} u_l + \sum_{l'} K_{ll'} (u_{l'} - u_l) + F_{VM,l} + \sum_{l'} \Gamma_{ll'} u_{l'} \quad (2)$$

式中: $\bar{\rho}_l$ 为速度场的宏观密度, $\text{kg} \cdot \text{m}^{-3}$; α_l 为体积份额; K_{ls} 为速度场 l 与结构的动量交换系数, $\text{kg} \cdot \text{m}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$; 下标 l' 表示另一速度场; $K_{ll'}$ 为速度场 l 与速度场 l' 之间的动量交换系数, $\text{kg} \cdot \text{m}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$; $F_{VM,l}$ 为虚拟质量项, $\text{kg} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-2}$; $\Gamma_{ll'}$ 为质量输运率, $\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}$ 。方程等号右边的各项从左至右依次为壁面拖曳力、速度场之间的动量交换、虚拟质量力项和由于质量输运导致的动量交换。

能量守恒方程:

$$\frac{\partial \bar{\rho}_D e_D}{\partial t} + \sum_{d \in D} \nabla \cdot (\bar{\rho}_d e_d u_l) + p \left[\frac{\partial \alpha_D}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_D u_l) \right] = \sum_{l'} S_{ll'} + S_{ls} + S_{VM,l} + S_{D,l} + S_{H,l} + S_N \quad (3)$$

式中: $\bar{\rho}_D$ 为能量组分的宏观密度, $\text{kg} \cdot \text{m}^{-3}$; e_D 为能量组分的比内能, $\text{J} \cdot \text{kg}^{-1}$; e_d 为密度组分的比内能, $\text{J} \cdot \text{kg}^{-1}$; α_D 为密度组分的体积份额。式(3)等号右边各项从左至右依次为不同速度场之间的换热、速度场与结构的换热、虚拟质量项、不同相间质量输运导致的能量交换、不同组分之间的换热和内部热源项,单位均为 $\text{W} \cdot \text{m}^{-3}$ 。

1.2 辅助模型

1) 交界面面积

为计算各组分间的质量、动量和能量交换,需获得各组分之间的交界面面积。对于池式流动,程序定义了3种流态:泡状流、弥散流和介于两者之间的过渡流,各流量通过空泡份额进行划分。为保证在流态转变时不发生突变,过渡流采用了泡状流和弥散流的计算结果的插值,从而获得在整个空泡份额范围内的连续的流动特性。

基于 Ishii 等^[25]提出的单位体积的交界面面积的对流方程的通用形式,可得到如下的交界面面积的对流方程:

$$\frac{\partial A_{M,B}}{\partial t} + \nabla \cdot (A_{M,B} V) = \sum_k S_{M,B,k} - A_{M,B \rightarrow D} \quad (4)$$

$$\frac{\partial A_{M,D}}{\partial t} + \nabla \cdot (A_{M,D} V) = \sum_k S_{M,D,k} - A_{M,D \rightarrow B} \quad (5)$$

式中: $A_{M,B}$ 和 $A_{M,D}$ 分别为组分 M 在泡状流和弥散流区域的单位体积的交界面面积,即组分 M 的界面面积浓度, m^{-1} ; $S_{M,B,k}$ 和 $S_{M,D,k}$ 分别为组分 M 在泡状流和弥散流区域内交界面面积的源项,源项主要由液滴或气泡的产生、湍流导致的破碎与合并等现象产生; $A_{M,B \rightarrow D}$ 和 $A_{M,D \rightarrow B}$ 为泡状流和弥散流区域内的扩散项。程序依据交界面面积的对流方程和流型确定不同的组分之间的接触面积。

2) 动量交换

对于流体与流体之间,程序计算了3种动量交换的形式:连续相和不连续相之间,两个不连续相之间以及两个连续相之间。动量交换系数计算的通用形式为:

$$K_{ll'} = A_{ll'} + B_{ll'} \cdot |V_l - V_{l'}| \quad (6)$$

3) 换热系数

程序中的换热系数采用换热关系式进行计算。不锈钢颗粒与液态钠的换热系数采用如下经验关系式进行计算:

$$h_{LP} = \frac{\lambda_L}{2R_p} [2.0 + \max(Nu_{f,p}, Nu_{n,p})] \quad (7)$$

式中: h_{LP} 为液态钠与不锈钢颗粒之间的换热系数; λ_L 为液态钠的热导率; $Nu_{f,p}$ 和 $Nu_{n,p}$ 分别为强迫循环和自然循环下不锈钢颗粒的努塞尔数 Nu , 计算的经验关系式如下:

$$Nu_{f,p} = 1.13Re_p^{0.5} \left(1 - \frac{2.89 + 2.15\kappa^{0.64}}{Re_p^{0.5}} \right)^{0.5} \quad (8)$$

$$Nu_{n,p} = 0.62(Gr_p Pr_p^{1.91})^{0.25} \quad (9)$$

式中: Re_p 为颗粒的雷诺数; κ 为颗粒与流体的黏度之比; Gr_p 为颗粒的格拉晓夫数; Pr_p 为颗粒的普朗特数。

4) 热和质量运输

根据得到的交界面面积和换热系数, 求解网格内的传热、传质方程。热与质量运输的过程主要包括液态钠的蒸发与冷凝、液态不锈钢的凝固等过程。由于相变而导致的能量变化为:

$$q_{m,n} = a_{m,n} h_{m,n} (T_{m,n} - T_m) \quad (10)$$

式中: $q_{m,n}$ 为组分 m 向组分 n 传递的能量; $a_{m,n}$ 为两个组分的交界面面积; $h_{m,n}$ 为组分 m 的换热系数; $T_{m,n}$ 为交界面温度; T_m 为组分 m 的温度。

若 $q_{m,n}$ 为负, 则交界面获得能量, 这主要是发生了固体组分融化或者液体组分蒸发。此时的质量运输的速率为:

$$\Gamma_{n,m} = \frac{q_{m,n}}{i_m - i_n} \quad (11)$$

式中: $\Gamma_{n,m}$ 为质量运输率; i_m 为组分 m 的焓值, $J \cdot kg^{-1}$; i_n 为组分 n 的焓值, $J \cdot kg^{-1}$ 。

2 COSA 试验装置介绍

针对钠冷快堆严重事故下堆芯熔融物与液态金属钠相互作用过程, 西安交通大学设计并搭建熔融物射流碎裂特性实验平台 COSA, 试验的目的是研究熔融金属与液态钠相互作用的能量释放特性、射流碎裂特性和碎片尺寸分布特征。试验平台的反应容器如图 1 所示, 反应容器分为上、中、下 3 部分。下部空间是直径 0.3 m、最大深度 0.55 m 的液态钠池, 钠池内自下而上安装了 5 排

热电偶, 各排热电偶测点的与下部空间的上口的距离分别为 0.6 m(L5)、0.45 m(L4)、0.3 m(L3)、0.2 m(L2) 和 0.1 m(L1)。每排热电偶在径向有 4 个测点, 与中心线的距离分别为 0.03 m(T1)、0.06 m(T2)、0.09 m(T3) 和 0.12 m(T4)。钠池底部装有碎片收集装置用于收集熔融物碎片, 碎片收集装置与下部空间的上口的距离为 0.6 m, 钠池外表面装有 8.0 kW 加热丝和 10 cm 厚的保温棉控制和调节钠池温度。

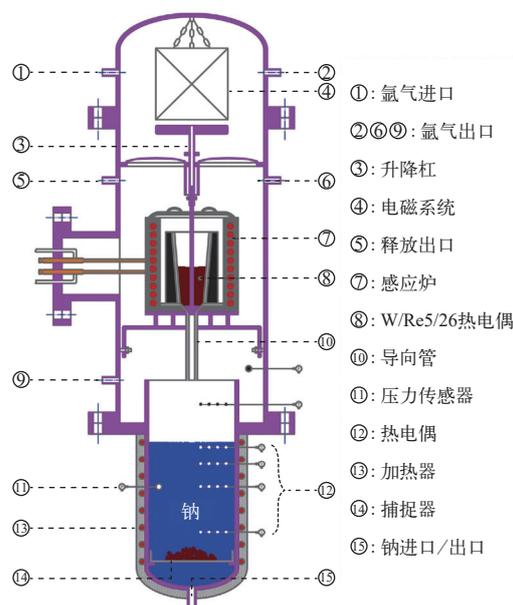


图 1 COSA 试验装置示意图^[14]

Fig. 1 Schematic of COSA test facility^[14]

反应容器的中间则安装了基于电磁感应加热原理的熔融物加热装置, 并在内部安装了 WRe5/26 钨铼热电偶, 加热装置底部设计有排料孔, 通过安装在上部空间的电磁装置控制垂直插入排料孔中的棒塞来实现熔融物的释放。在中部空间与上部空间之间安装隔热板降低中部空间向上部空间的散热。试验主要测量的是钠池的温度, 并在试验结果后对收集的熔融物碎片进行清洗得到熔融物碎片形态特征与尺寸分布情况。COSA 实验平台上开展了多个熔融不锈钢与液态钠的相互作用的试验, 程序模拟的实验工况的参数列于表 1。

3 ACENA 程序建模

采用 R - Z 坐标系对圆柱状的实验装置进行建模, 整个模型的径向划分 18 个控制体, 轴向划分

表 1 熔融不锈钢与液态钠相互作用实验参数
Table 1 Experimental parameters of interaction between molten stainless steel and liquid sodium

参数	试验值
试验压力, MPa	0.101
不锈钢碎片收集质量, kg	1.38
熔融不锈钢射流直径, mm	16
熔融不锈钢温度, K	1862
液态钠温度, K	615
钠池深度, m	0.5
液态钠装量, kg	33.8
预估熔融不锈钢射流速度, m/s	2.28

43 个控制体, 建模的示意图如图 2 所示。由于整个建模的半径为 0.15 m、高度 1.07 m, 高度与半径比较大, 图 2 的建模示意图未按真实的高度与半径比绘制。试验中的钠池深度为 0.5 m, 程序中将钠池区域划分为 20 个控制体, 程序也对导向管、加热熔融物区域和气空间等区域进行建模, 导向管的长度约 0.22 m, 导向管出口到钠池液面的高度 0.1 m。图 2 中灰色区域为不参与计算的区域。熔融不锈钢、不锈钢颗粒, 液态钠和蒸汽混合物分别采用 3 个速度场进行计算。

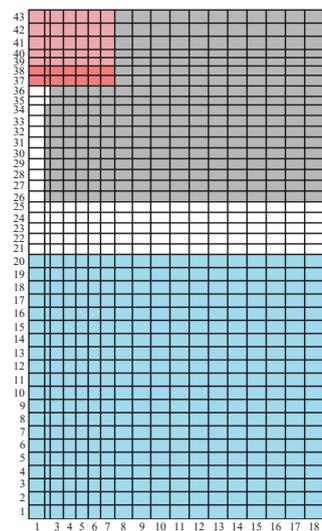


图 2 ACENA 程序建模示意图

Fig. 2 Schematic of ACENA program modeling

4 结果分析

针对 COSA 试验平台开展的 1 个熔融不锈钢与液态钠的相互作用的工况开展建模分析, 试验中将 1.38 kg 的熔融不锈钢注入深度为 0.5 m 的钠

池, 试验的具体参数见表 1。图 3~7 分别为程序计算的 L1~L5 测点位置的液态钠温度的结果与实验结果的对比。由图中的实验结果可知: 熔融不锈钢在进入钠池后会发发生碎裂, 所以导致测点 L1 的温度率先上升。其次, 熔融不锈钢在从钠液面到钠池底部的过程中速度较快, 测点 L5 和测点 L4 的温度开始上升的时间点均早于 L3 和 L2 测点。

由图 3 可知, 程序计算的测点 L1 的液态的温度增加幅值的变化趋势与实验结果一致。程序预测的 L1 测点的温度上升的时间点提前且温度上升幅值高于实验结果, 因此程序高估了熔融不锈钢射流在进入钠池瞬间的碎裂, 高估了射流碎裂导致的熔融不锈钢与液态钠的换热。这与程序本身是欧拉模型有关, 无法考虑射流在液态钠中的碎裂现象, 只能通过计算各组分之间的交界面面积和换热系数确定组分之间的换热。射流碎裂与换热特性还与射流进入钠池的速度有关, 虽然实

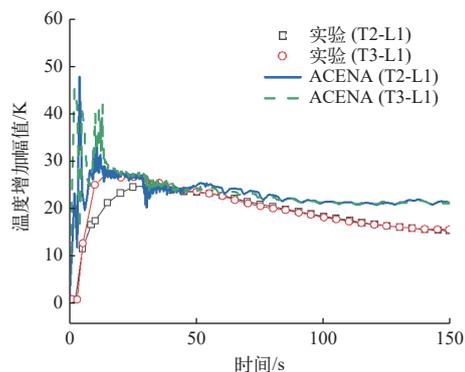


图 3 测点 L1 的液态钠的温度增加幅值对比

Fig. 3 Comparison of temperature increase amplitude of liquid sodium at L1

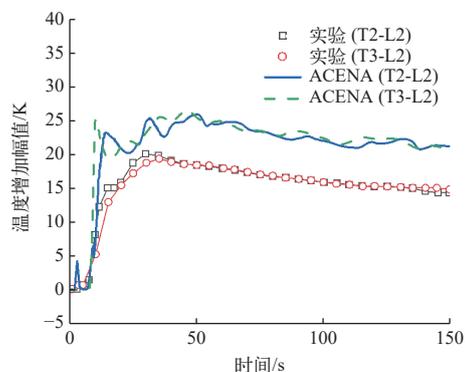


图 4 测点 L2 的液态钠的温度增加幅值对比

Fig. 4 Comparison of temperature increase amplitude of liquid sodium at L2

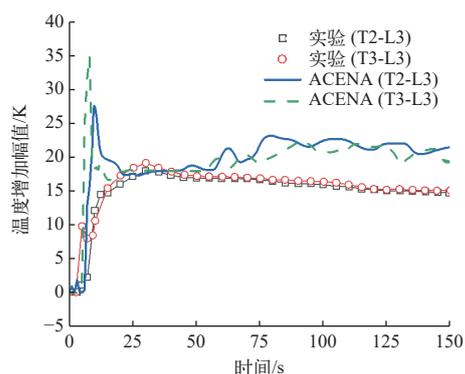


图5 测点 L3 的液态钠的温度增加幅值对比

Fig. 5 Comparison of temperature increase amplitude of liquid sodium at L3

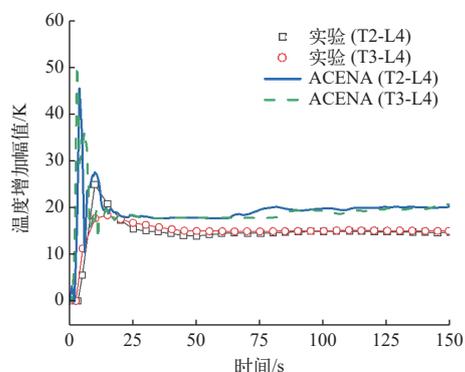


图6 测点 L4 的液态钠的温度增加幅值对比

Fig. 6 Comparison of temperature increase amplitude of liquid sodium at L4

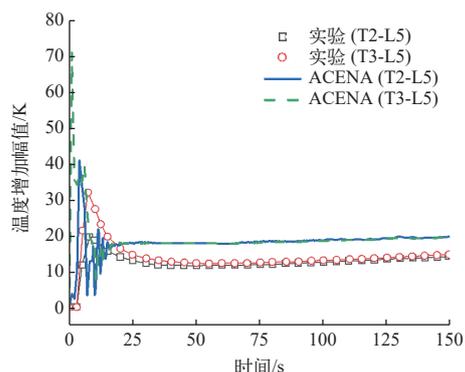


图7 测点 L5 的液态钠的温度增加幅值对比

Fig. 7 Comparison of temperature increase amplitude of liquid sodium at L5

验中给出了参考的熔融物射流速度,但实验中也未实际测量得到该速度。图4中程序计算的测点L2的温度增加幅值的变化趋势与实验结果一致,但钠池温度趋于稳定的值高于实验结果,这主要是因为程序模型未考虑实验中存在的散热。其

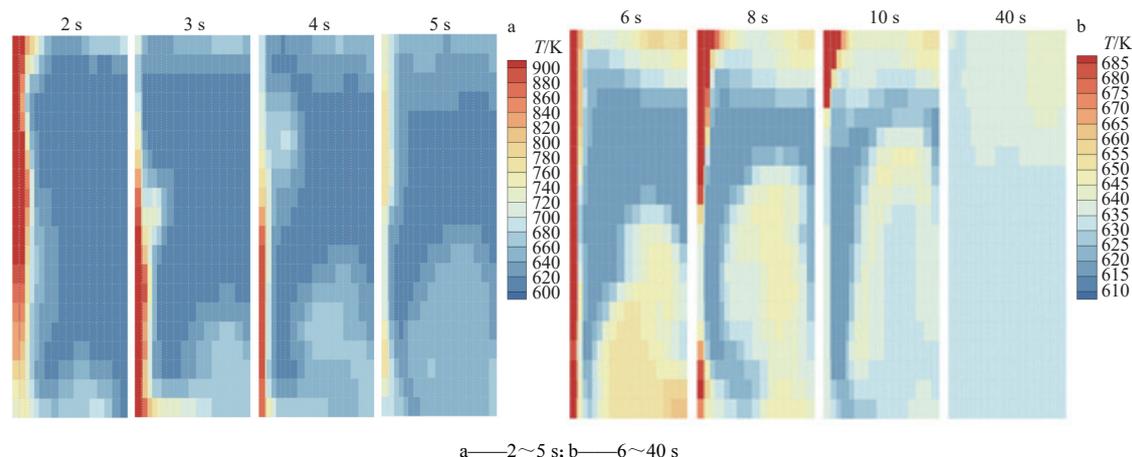
次,由于试验的钠池温度测点外侧存在氧化铝保护层,且有部分熔融不锈钢凝固在测点外侧,这也导致了试验测量得到的温度偏低。

图5为是测点L3的结果对比,程序计算结果中在10s左右存在峰值,程序高估了底部的高温钠向上传播的距离。因此,程序高估了不锈钢在到达底部后与液态钠的换热速率,这主要是因为程序无法考虑熔融物硬壳的形成。COSA的熔融不锈钢与液态钠相互作用的试验中得到的不锈钢碎片主要呈现薄片状和球壳状,或者是带有凹穴和孔洞分支;在钠沸腾引起的热力学不稳定性的影响下,熔融不锈钢的表面的硬壳会不断产生、碎裂和剥离^[14]。熔融物硬壳的形成在一定程度上会降低熔融物与液态钠的换热速率。程序对不锈钢颗粒与液态的换热速率的高估也是图6、7中温度上升幅值的峰值均高于实验结果的原因。

图8a为程序计算的熔融不锈钢在刚注入的5s内的钠池温度云图,程序计算的熔融不锈钢在刚开始的5s内首先影响的是钠池靠近液面位置的液态钠的温度。在与钠池刚接触时,与熔融不锈钢直接接触的钠快速地变成蒸汽。之后熔融不锈钢在下落的过程中,与钠池中间位置的液态钠相互作用,在中间区域形成高温区域。与此同时,中间区域会形成空泡区域,外侧温度较低的钠往中间区域流动并占据空泡区域。在熔融不锈钢到达钠池底部后,不锈钢颗粒会继续与底部的液态钠进行换热,底部的温度较高的钠会在浮升力的作用下往上扩展。图8b为6~40s的钠池的温度变化,主要的过程是上部和下部的钠的热量不断向中间区域传递,并在40s左右,钠池的温度基本稳定。

5 结论

基于先进快谱反应堆事故分析程序ACENA对COSA试验装置上开展的熔融不锈钢与液态钠的相互作用实验进行分析,评估了程序分析熔融不锈钢与液态钠相互作用的瞬态换热特性的能力,可得到以下两点结论:1)程序具备对熔融不锈钢与液态钠相互作用分析的能力,但会高估熔融不锈钢射流与钠池液面接触的换热;2)程序未考虑熔融不锈钢外侧硬壳的形成,这会导致程序高估不锈钢到达底部后与液态钠的换热速率。因



a——2~5 s; b——6~40 s

图8 钠池温度云图

Fig. 8 Temperature field of sodium pool

此,程序具备对熔融不锈钢与液态钠相互作用的这种高度瞬态换热现象的分析能力,但程序需进一步优化射流碎裂过程中各组分之间的交界面面积与换热系数的计算模型,并考虑熔融物硬壳形成的影响。

参考文献:

- [1] TYRPEKL V. Effet matériaux lors de l'interaction corium-eau: Analyse structurale des débris d'une explosion vapeur et mécanismes de solidification[D]. France: [s. n.], 2012.
- [2] SUN R, WU L, DING W, et al. From melt jet break-up to debris bed formation: A review of melt evolution model during fuel-coolant interaction[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2022, 165: 108642.
- [3] SWIFT D L, LOUIS BAKBRJ J. Experimental studies of the high-temperature interaction of fuel and cladding materials with liquid sodium[R]. US: Argonne National Laboratory, 1965.
- [4] SHEN P, ZHOU W, CASSIAUT-LOUIS N, et al. Corium behavior and steam explosion risks: A review of experiments[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2018, 121: 162-176.
- [5] DENG Y, GUO Q, XIANG Y, et al. An experimental study on the effect of coolant salinity on steam explosion[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2024, 201: 110420.
- [6] BERTHOUD G, JACOBS H, KNOWLES B. Analysis of large scale UO₂ Na interactions performed in Europe[R]. Vienna: IAEA, 1994.
- [7] SCHINS H. Boiling and fragmentation behaviour during fuel-sodium interactions[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1986, 91(3): 221-235.
- [8] MIZUTA H. Fragmentation of uranium dioxide after molten uranium dioxide-sodium interaction[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 1974, 11(11): 480-487.
- [9] JOHNSON T R, PAVLÍK J, BAKER L. Postaccident heat removal: Large-scale molten-fuel-sodium interaction experiments[R]. [S. l.]: [s. n.], 1975.
- [10] HUBER F J A, KAISER A, PEPPLER W. Experiments on the behaviour of thermite melt injected into sodium, final report on the THINA test results[R]. [S. l.]: [s. n.], 1995.
- [11] HEMANTH RAO E, SHUKLA P K, PONRAJU D, et al. Characteristics of debris resulting from simulated molten fuel coolant interactions in SFRS[J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2024, 56(1): 283-291.
- [12] JOHNSON M, JOURNEAU C, MATSUBA K I, et al. Characterization of high-temperature nuclear fuel-coolant interactions through X-ray visualization and image processing[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, 151: 107881.
- [13] IGARASHI K, SAKAI T, KATO S, et al. Validation of analysis models on relocation behavior of molten core materials in sodium-cooled fast reactors based on the melt discharge experiment[J]. *Mechanical Engineering Journal*, 2021, 8(4): 21-172-21-00172.
- [14] HU L, GE K, ZHANG Y, et al. Experimental research on fragmentation characteristics of molten stainless steel discharged into sodium pool and comparison with molten copper[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2020, 118: 103069.
- [15] HU L, GE K, ZHANG Y, et al. Experimental study on fragmentation characteristics of molten aluminum/copper

- jet penetrating in sodium pool[J]. *International Journal of Heat and Mass Transfer*, 2019, 139: 492-502.
- [16] MORITA K, KONDO S, TOBITA Y, et al. SIMMER-III applications to fuel-coolant interactions[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1999, 189(1/2/3): 337-357.
- [17] MEIGNEN R, PICCHI S, LAMOME J, et al. The challenge of modeling fuel-coolant interaction, Part I: Premixing[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, 280: 511-527.
- [18] 张熙司, 薛方元, 胡文军, 等. 低熔点金属与冷却剂相互作用的数值模拟[J]. *科技创新导报*, 2020, 17(15): 118-120.
ZHANG Xisi, XUE Fangyuan, HU Wenjun, et al. Numerical simulation of interaction between low melting point metal and coolant[J]. *Science and Technology Innovation Herald*, 2020, 17(15): 118-120(in Chinese).
- [19] LI G, WEN P, FENG H, et al. 2D MPS analysis of hydrodynamic fine fragmentation of melt drop with initial steam film during fuel-coolant interaction[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 142: 107378.
- [20] CHENG S, MATSUBA K I, ISOZAKI M, et al. SIMMER-III analyses of local fuel-coolant interactions in a simulated molten fuel pool: Effect of coolant quantity[J]. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2015, 2015: 964327.
- [21] TOBITA Y, KAMIYAMA K, TAGAMI H, et al. Development of the evaluation methodology for the material relocation behavior in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2016, 53(5): 698-706.
- [22] KAMIYAMA K, SAITO M, MATSUBA K I, et al. Experimental study on fuel-discharge behaviour through in-core coolant channels[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2013, 50(6): 629-644.
- [23] CHEN Y, ZHANG D, LIANG Y, et al. Preliminary development and validation of ACENA code for heavy liquid metal-gas two phase flow simulation[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, 161: 108452.
- [24] 林悦, 张大林, 陈宇彤, 等. 熔融铅铋与水相互作用热工水力特性研究[J]. *原子能科学技术*, 2023, 57(增刊): 56-66.
LIN Yue, ZHANG Dalin, CHEN Yutong, et al. Study on thermal and hydraulic characteristics of interaction between molten lead and bismuth and water[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2023, 57(Suppl.): 56-66(in Chinese).
- [25] ISHII M, HIBIKI T. *Thermo-fluid dynamics of two-phase flow*[M]. US: Springer New York, 2011.