

高熔点冷却剂四代堆中一维凝固模型的安全分析应用

刘茂龙¹ 曾 陈^{2,3} 沈 聪³ 严亚伦⁴ 毛玉龙⁴

1(复旦大学 上海 200433)

2(上海核工程研究设计院股份有限公司 上海 200233)

3(上海交通大学 上海 200240)

4(中广核研究院有限公司 深圳 518000)

摘要 铅冷快堆、熔盐堆等第四代核反应堆的冷却剂的熔点远高于常温,在停堆、维护、重新装料及应急冷却系统启动时极易发生冷却剂凝固。因此,冷却剂凝固事故已被列为上述采用高熔点冷却剂四代堆的设计基准事故之一,是反应堆设计、建造与运行必须解决的关键难题之一。本研究基于能量守恒以及焓-多孔介质模型建立了带糊状区效应的一维凝固模型。通过设计的熔盐凝固实验进行验证,验证其总体模型误差小于 $\pm 10\%$,满足反应堆系统安全分析要求。最后,基于系统安全分析程序ASYST-SF对FLiBe熔盐的管内填充行为进行了模拟,给出了典型工况下的流体温度、凝固层厚度以及压降的演化行为,计算结果对提升熔盐堆运行安全有着重要意义。

关键词 第四代核反应堆, 冷却剂凝固事故, 一维凝固模型, 安全分析

中图分类号 TL334

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.250082

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.250082

Application of a one-dimensional solidification model in safety analysis of generation IV reactors using high melting point coolants

LIU Maolong¹ ZENG Chen^{2,3} SHEN Cong³ YAN Yalun⁴ MAO Yulong⁴

1(Fudan University, Shanghai 200433, China)

2(Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China)

3(Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China)

4(China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd., Shenzhen 518000, China)

Abstract [Background] The melting point of some generation IV reactors, such as Lead-Cooled, Molten Salt, is considerably higher than ambient temperatures. Under reactor shutdown, maintenance, refueling, or the activation of emergency cooling systems, the coolant may overcool and solidify. This poses a significant risk, as coolant solidification is more likely to occur under these conditions. As a result, coolant solidification accidents have been designated as one of the design-basis accidents for generation IV reactors that use high melting point coolants. [Purpose] This study aims to establish a one-dimensional solidification model with mushy zone effect based on energy conservation and enthalpy porous medium model. [Methods] Firstly, a solidification layer thickness model

上海市自然科学基金项目(No.24ZR1405500)资助

第一作者: 刘茂龙, 男, 1985年出生, 2014年于东京大学获博士学位, 研究领域为核反应堆热工水力, E-mail: maolongliu@fudan.edu.cn

收稿日期: 2025-02-25, 修回日期: 2025-04-12

Supported by the Natural Science Foundation of Shanghai (No.24ZR1405500)

First author: LIU Maolong, male, born in 1985, graduated from University of Tokyo with a doctoral degree in 2014, focusing on reactor thermal hydraulics, E-mail: maolongliu@fudan.edu.cn

Received date: 2025-02-25, revised date: 2025-04-12

was established based on the energy conservation equation, and a source term model with mushy zone was established based on the enthalpy porous medium model. The velocity and temperature distribution models were obtained based on the boundary layer theory. Secondly, the established one-dimensional model was compiled and coupled into the ASYST system program, forming a new system safety analysis program ASYST-SF (Adaptive SYSTem Thermal-hydraulics with Solidification Function), and the designed molten salt solidification experiment was used for verification. Finally, the filling behavior of FLiBe in the pipe was simulated using ASYST-SF. **[Results]** The experimental verification results show that the overall model error is less than $\pm 10\%$, meeting the requirements of reactor system safety analysis. The evolution behavior of fluid temperature, solidification layer thickness, and pressure drop of the pipe filling behavior under typical working conditions is somehow illustrated. **[Conclusions]** The model and calculation results in this study are of great significance for improving the operational safety of molten salt reactors.

Key words Generation IV reactors, Coolant solidification accident, One-dimensional model, Safety analysis

第四代核反应堆是指一组未来的核反应堆设计,代表核能应用的发展方向,旨在提高核能的安全性、效率和可持续性。其在安全性、经济性和可持续性等方面均有大幅提升。第四代核反应堆包括气冷快堆、铅冷快堆、熔盐堆、超临界水堆、钠冷快堆和超高温气冷堆,其中铅冷快堆、熔盐堆和钠冷快堆均采用了高熔点的冷却剂。即冷却剂的熔点远高于常温,因此在事故条件下冷却剂可能发生过度冷却而凝固^[1]。在核能领域,关于凝固问题的研究主要集中在反应堆严重事故后高温堆芯熔融物的凝固过程及其流动传热特性方面^[2-4]。近年来,随着钠冷快堆、铅冷快堆等液态金属堆以及熔盐堆的发展,高熔点冷却剂的凝固问题开始逐步受到研究人员的重视^[5]。Roelofs等^[6]在2020年发表的关于液态金属热工水力领域研究进展的综述论文中,将冷却剂凝固及其影响研究列为金属反应堆领域未来需要重点研究的方向之一。一方面,通过一回路换热器或压力容器壁的过度冷却和在停堆、维护、重新装料及应急冷却系统启动时,极易发生冷却剂凝固。冷却剂凝固与熔化一方面对于反应堆系统管路形成额外应力,易造成管路损坏以及冷却剂泄漏^[7];另一方面,冷却剂自然循环对流动阻力的变化较为敏感,凝固导致的回路阻力增加甚至堵塞将显著降低系统自然循环能力^[8],极有可能导致反应堆自然循环能力以及反应堆系统核热传输能力降低,从而对铅铋快堆的安全运行产生极为不利影响^[9]。苏联阿尔法级核潜艇K-45因铅铋反应堆系统发生凝固事故,导致其反应堆报废退役^[10]。鉴于此,用高熔点冷却剂四代堆稳态运行及事故下的冷却剂凝固造成的设备损坏及冷却系统失效是反应堆的设计基准事故之一,是反应堆设计、建造与运行必须解决的关键难题^[11]。

一维系统分析程序是目前开展存在冷却剂凝固风险的反应堆系统设计及安全分析的重要工具。对

于采用计算流体力学(Computational Fluid Dynamics, CFD)方法的研究^[12],一方面计算代价大,难以满足实际工程设计要求,另一方面对复杂反应堆系统建模的难度也远超系统分析程序。对于反应堆冷却剂凝固事故,从冷却剂开始凝固到传热管道完全堵塞,可能需要数个小时,并且传热管道数量庞大,对于单个算例所需计算时间很长,通常需要数天到数周。因此,对于反应堆实际工程设计而言,这样的设计周期是难以接受的。另外,对于一维系统分析程序与CFD方法的耦合研究而言,不同计算机软件之间的数据传输需要额外编写相兼容的接口,所以实现起来也较为困难。对于一维系统分析程序而言,冷却剂凝固主要发生在传热管内,由于传热管长度与直径之比通常较大,因此可以进行一维近似。而现有铅基反应堆系统分析程序均未考虑冷却剂凝固效应的影响,难以保证相关安全分析结果的保守性。因此,开展相关计算工具研发,评价冷却剂凝固的热工安全影响,对于完善铅铋反应堆的设计和安全管理能力,提升铅铋反应堆的整体安全水平有重要意义。

对于一维凝固模型的开发, Brun等^[8]通过能量方程首次建立了可用于研究冷却剂凝固行为的一维凝固模型,并利用MATLAB SIMULIK分析了凝固对熔盐传热和阻力特性的影响。需要指出的是, Brun等提出的一维凝固模型为理想化的简化模型,其模型精度与适用性较差。具体而言,其模型的误差约为 $\pm 40\%$,并且其模型仅可用于水等在相变过程中不存在糊状区的纯流体。对于铅铋流体而言,其在凝固过程中由于杂质不可避免地混入,其在相变过程中会存在糊状区,并且更为重要的是,糊状区存在的区域与边界层高度重合,因此,在流动相变过程中,糊状区对凝固行为可能存在重大影响。所以,其对反应堆冷却剂凝固行为的适用性需要进一步

研究。

对于反应堆系统而言,凝固对反应堆系统的影响主要体现在流动阻力增加和对流传热恶化。在研究反应堆系统的凝固问题中,主要需要关心宏观尺度上各微分方程的平均解。早期相关领域的研究主要集中在评价铅基金属凝固-再熔化过程中力学效应的影响^[13-14]。自2016年起,在由欧洲主导发起的H2020 SESAME计划中对液态铅基金属的凝固问题开展了7专项的数值模拟和实验研究^[15]。与之相比,我国现阶段对强迫循环和自然循环工况下冷却剂在管道内的凝固机理的研究非常有限。现有模型研究铅铋合金等高熔点冷却剂凝固对反应堆安全特性的影响中均假设冷却剂在达到凝固点时会瞬间凝固^[16-17],忽略掉了凝固层对流动的影响,计算的凝固时间偏离反应堆真实工况,导致反应堆安全系统设计裕量降低,影响反应堆安全运行。综上所述,目前对于铅铋金属凝固行为的影响机理、传热传质机理等认知不足,缺乏专门的凝固行为预测模型与分析

工具,在一定程度上制约了我国自主铅铋反应堆的设计研发和系统安全分析。

1 一维凝固模型介绍

本文介绍目前最新的一维凝固机理模型^[18-19]。该一维凝固机理模型包含两个子模型,即凝固层厚度模型与糊状区源项模型。其中糊状区源项模型又包含两个子模型,即速度分布模型与温度分布模型。一维凝固机理模型的框架如图1所示。其中,凝固层厚度模型基于能量守恒方程预测凝固层的生长与消亡,糊状区源项模型基于速度分布模型与温度分布模型求解糊状区源项。糊状区源项模型的推导是基于焓-多孔介质模型的糊状区源项模型,并将其体积平均得到。速度分布模型与温度分布模型通过将速度分布函数与温度分布函数分为主流区与边界层区,并基于现有的实验结果和边界层理论推导得到,用于计算一维框架下的糊状区源项。以下将详细介绍各模型。

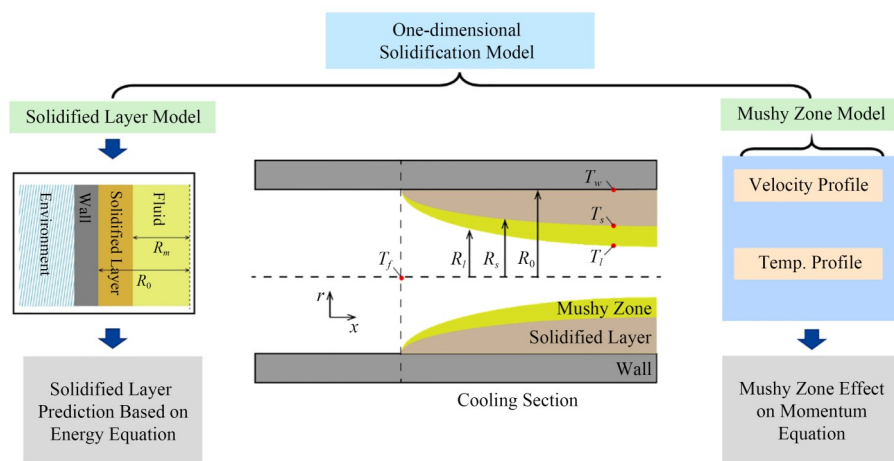


图1 一维凝固机理模型框架图(彩图见网络版)

Fig.1 Framework diagram of the one-dimensional solidification mechanism model (color online)

1.1 凝固层厚度模型

为了研究管内冷却剂发生凝固时凝固层的生长,建立了凝固层厚度模型。该模型通过建立凝固层内部的能量守恒方程求解得到凝固层的厚度变化。对于图2所示的管内凝固微元示意图,可以建立管内凝固微元的能量守恒方程为:

$$\left[L + c_p(T_f - T_m) + S(m_s, T_w) \right] \frac{\partial m_s}{\partial t} = -q_{in}P + q_{out}P_w \quad (1)$$

式中: L 为流体单位质量熔化潜热; c_p 为定压比热容; T_f 为流体温度; T_s 为固化温度; T_l 为液化温度; T_w 为壁面温度; $S(m_s, T_w)$ 为凝固层质量变化 ∂m_s 时的能

量增益; m_s 为单位长度上的凝固层质量; q_{in} 和 q_{out} 为流入和流出凝固层的热流密度。流体发生凝固时,温度首先由管内流体温度 T_f 变化为液态凝固点 T_m ,其间对应的能量变化为 $c_p(T_f - T_m)$;再由液态 T_m 变化为固态 T_m ,其间对应的能量变化为熔化潜热 L ;凝固层由于厚度变化也会导致的温度分布变化,其间对应的能量变化为 $S(m_s, T_w)$ 。另一方面,传入和传出凝固层的热流可以分别表示为 $-q_{in}P$ 和 $q_{out}P_w$,而对于传入凝固层的热流可以通过牛顿冷却公式计算得到:

$$q_{in} = h(T_f - T_m) \quad (2)$$

式中: h 为管内流体与凝固层内壁面的换热系数,其

值可以通过传热关系式得到; q_{out} 为壁面外界的热流, 与冷却方式相关, 为输入边界条件。因此, 对于上述模型, 只需确定显热增益项 $S(m_s, T_w)$ 便可得到凝固层厚度模型。为此, 该模型假设凝固层内的温度分布为准稳态分布, 并注意到凝固层界面的温度为凝固点温度, 因此凝固层内的温度分布为:

$$T_s = T_w + \frac{T_m - T_w}{\ln \frac{R_m}{R_0}} \ln \frac{r}{R_0} \quad (R_m \leq r \leq R_0) \quad (3)$$

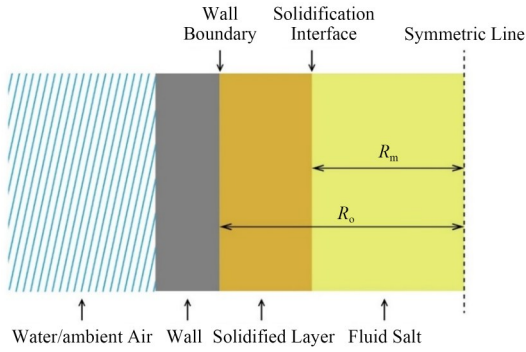


图2 管内凝固微元示意图(彩图见网络版)
Fig.2 Schematic diagram of the solidification microelement inside the tube (color online)

根据凝固层内的温度分布可以得到凝固层内的内能为:

$$E_s = \int_{R_m}^{R_0} c_p (T_s - T_{ref}) \cdot 2\pi\rho r dr \quad (4)$$

式中: E_s 为凝固层内能; T_{ref} 为计算内能时的参考温度。将温度分布代入式(4)可以得到:

$$E_s = \pi\rho c_p (T_w - T_{ref}) (R_0^2 - R_m^2) + 2\pi\rho c_p (T_m - T_w) \left[-\frac{R_0^2 - R_m^2}{4\ln \frac{R_m}{R_0}} - \frac{R_m^2}{2} \right] \quad (5)$$

根据流体实际温度变化可以得到 $T_{ref} = T_m$, 代入式(5)简化整理得到:

$$E_s = \pi\rho c_p (T_w - T_m) R_0^2 + 2\pi\rho c_p (T_m - T_w) \left[\frac{R_0^2 - R_m^2}{4\ln \frac{R_0}{R_m}} \right] \quad (6)$$

内能 E_s 的微分 dE_s 通过泰勒展开并忽略高阶无穷小量, 并注意到 $-2\pi\rho R_m dR_m = dm_s$, 可以获得:

$$S(m_s, T_w) = \frac{dE_s}{dm_s} = c_p (T_m - T_w) \left[\frac{1}{2\ln \frac{R_0}{R_m}} + \frac{1}{4 \left(\ln \frac{R_0}{R_m} \right)^2 \left(\frac{R_0^2}{R_m^2} - 1 \right)} \right] \quad (7)$$

在式(1)中, 凝固层单位长度上的质量 m_s 和流动半径 R_m 之间的关系为:

$$R_m = \sqrt{R_0^2 - \frac{m_s}{\pi\rho}} \quad (8)$$

综上所述, 基于能量守恒定律和凝固层准稳态温度分布假设, 式(1)、(7)和(8)构成了凝固层厚度模型。

1.2 糊状区源项模型

§1.1 建立的凝固层厚度模型主要侧重于能量方程, 不能用于预测糊状区的影响。当流体为化合物或存在杂质时, 在凝固相变过程中将会出现糊状区。糊状区是介于纯固相和纯液相之间的中间相, 其对于凝固过程中的传热与阻力特性有着显著影响^[20-22]。建立准确的糊状区模型具有挑战性, 因为固-液相变问题被表征为移动边界问题或 Stefan 问题, 与潜热释放或吸收相关的糊状区的演化是强非线性的^[23]。糊状区是复合材料在非等温温度下相变的结果。在钠、铅和铅铋合金流体的情况下, 虽然在凝固点或共晶点的相变理论上不会产生糊状区, 但杂质在制造和反应堆运行期间不可避免地与冷却剂混合(例如腐蚀), 导致在冷却剂相变期间存在糊状区域, 并且随着时间的推移腐蚀的影响会逐渐增大, 可能导致糊状区的影响逐渐增大。此外, 由于流动凝固的特性, 糊状区的位置与边界层的位置将高度重叠, 其可能对流动传热和阻力产生重大影响。因此, 应特别注意糊状区对流动凝固过程的影响。管内流动凝固示意图如图3所示。

为了评估糊状区对流动凝固的影响, 本文基于熔-多孔介质模型, 将糊状区视为多孔介质区域, 通过在动量方程中建立糊状区源项来预测糊状区的影响。对于一维框架下的模型, 本文采用体积平均的方式一维化糊状区源项:

$$\overline{S_u} = \frac{1}{\pi R_s^2} \int_0^{R_s} S_u \cdot 2\pi r dr \quad (9)$$

将糊状区源项的表达式代入式(9), 可以得到:

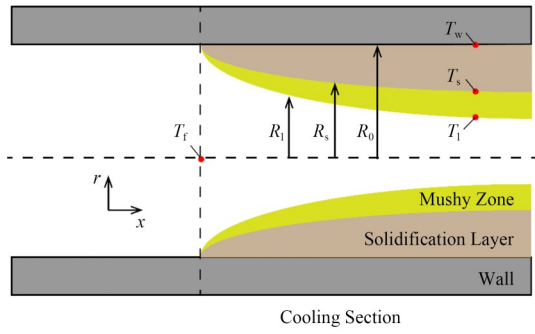


图3 管内凝固示意图(彩图见网络版)
Fig.3 Solidification diagram inside the tube (color online)

$$\bar{S}_u = \frac{1}{\pi R_s^2} \int_0^{R_s} -\frac{C_m(1-f)^2}{f^3 + \varepsilon} V \cdot 2\pi r dr \quad (10)$$

式中： C_m 为糊状区常数，其值通常与流体成分和冷却速率相关。需要指出的是本文提出的凝固模型为机理模型框架，其准确性虽然依赖于糊状区常数 C_m 值的准确性，但模型的适用性在此过程中并没有改变。根据式(10)可以得到，求解糊状区源项需要截面处的液相份额 f 分布和速度 V 分布。液相份额分布与温度分布相关，因此，求解糊状区源项也需要截面处的温度分布。而对于一维模型，计算节点处仅保存了速度与温度的平均值，并未有其分布信息。因此为了评估糊状区对流动凝固的影响，需要根据平均速度与平均温度的值尽可能还原出管道内截面处的速度与温度的实际分布。为了基于平均值反推出其分布函数，本文的思路是将速度分布分为主流区与边界层区，并基于现有的边界层速度分布模型与边界层理论尽可能地还原出其分布形式。

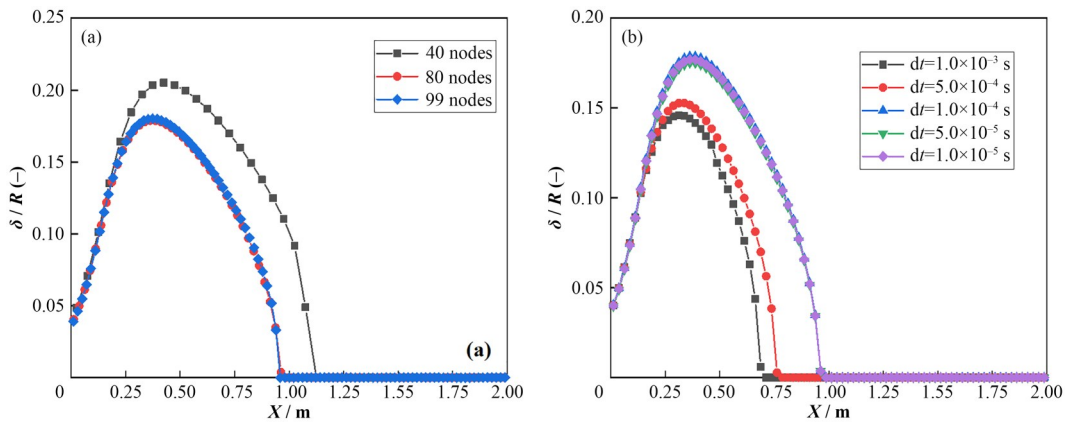


图4 工况1穿透管在管道完全阻塞前的瞬间凝固层无量纲厚度的分布(彩图见网络版)
(a) 网格敏感分析, (b) 时间步长敏感分析

Fig.4 Distribution of dimensionless instantaneous solidified layer thickness for Case 1 penetration pipe at the moment before complete blockage of the pipe (color online) (a) Mesh sensitivity analysis, (b) Time step sensitivity analysis

2.2 铅铋凝固实验和模拟结果比较

本节基于铅铋凝固实验数据验证一维凝固机理

2 一维凝固模型验证

本节根据Zeng等^[24]的铅铋穿透凝固实验数据进行验证,实验详细信息请参阅文献[24]。将建立的一维模型经编译耦合到ASYST (Adaptive SYSTem Thermal-hydraulics)系统程序中,获得了可用于模拟冷却剂凝固行为的ASYST版本。有关ASYST系统程序的详细信息,请参阅文献[25-27]。

2.1 网格和时间步长敏感性分析

为消除不同网格引起的误差,首先进行了网格无关性分析。针对工况1共生成了3组网格,节点数分别为40、80和99,并通过管道完全堵塞前一刻管道内无量纲凝固层厚度进行网格无关性验证,如图4(a)所示。网格无关性计算结果表明,当节点数达到80时,增加节点数对计算结果的影响可以忽略。因此,在后续的模拟中均采用了80个节点数的网格。另一方面,由于模拟是时间相关的,因此也进行了时间步长敏感性分析以消除不同时间步长所带来的计算误差。针对工况1分别进行了时间步长为 1.0×10^{-3} s、 5.0×10^{-4} s、 1.0×10^{-4} s、 5.0×10^{-5} s和 1.0×10^{-5} s的5次模拟来研究时间步长的敏感性分析。类似地,通过管道完全堵塞前一刻管道内无量纲凝固层厚度进行时间无关性验证,如图4(b)所示。时间步长无关性计算结果表明,当时间步长为 1.0×10^{-4} s时,再减小时间步长对计算结果的影响可以忽略。因此,在后续的模拟中均采用了 1.0×10^{-4} s的时间步长。

模型。对于铅铋凝固实验的具体信息请参阅文献[24]。基于上述网格和时间步长的无关性验证,结

合实际工况给定边界和初始条件,利用 ASYST 系统程序软件模拟铅铋合金水平穿透实验。当液体铅铋合金的前沿温度达到固相线温度时,认为穿透管完全堵塞。穿透管完全堵塞前一刻无量纲凝固层厚度分布如图 5(a)所示。从结果可以推断,凝固层的最大厚度一般位于铅铋流体穿透路径的中间。其中,对于工况 2,凝固层的最大厚度在入口处,这是因为它完全堵塞的时间较短,凝固层厚度尚未完全发展。实验数据与模拟结果对比如图 5(b)所示,其

结果表明实验与模拟结果的相对误差在 12% 以内。本文模型的最大误差显著低于 Brun 等模型的最大误差($\pm 40\%$),验证了本模型在复杂糊状区模拟中的优越性与适用性。这对于一维凝固模型来说是可以接受的,因为凝固模拟通常被认为是困难的,尤其是在不可避免地做出一些引入错误的假设的一维模型中。因此,通过本文的铅铋合金穿透实验表明,一维模型对铅铋流体的凝固模拟具有可接受的模拟精度。

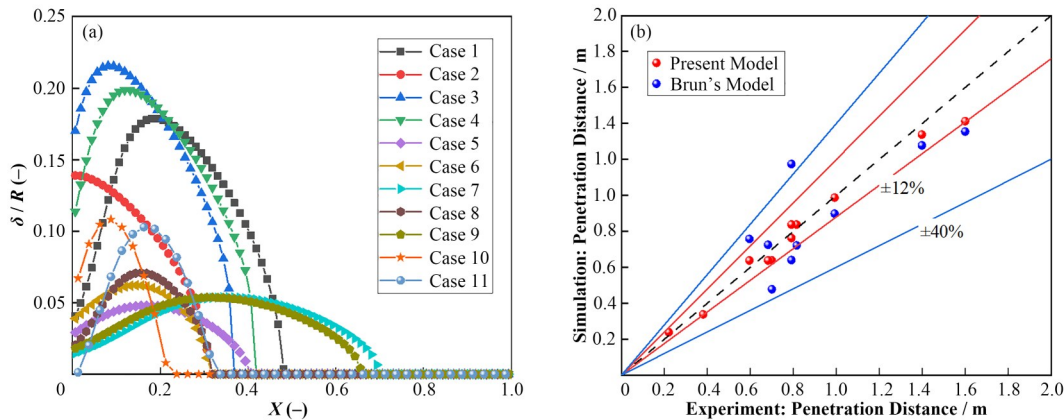


图5 管道完全堵塞前一刻无量纲凝固层厚度沿穿透管的分布(a)以及实验与模拟结果对比(b)(彩图见网络版)
Fig.5 Distribution of dimensionless solidified layer thickness along the penetration pipe at the moment before complete blockage of the pipe (a) and the comparison of experimental and simulated results (b) (color online)

3 一维凝固模型的应用

本节介绍铅铋快堆 LFR-180 全厂断电事故后的冷却剂凝固行为。本文使用的分析工具 ASYST 已经通过开发者团队进行了大量的验证工作,因此,笔者认为 ASYST 自带的模型是准确的。本文使用笔者自行开发的一维凝固模型,并对 ASYST 进行了二次开发得到 ASYST-SF,使其能模拟铅铋的凝固现象。而程序模拟凝固行为的准确性已经通过实验数据验证,因此,本文认为基于二次开发的 ASYST-SF 的模拟是准确的^[28]。

LFR-180 的详细介绍请参阅^[29]。对于模拟的准确性而言,LFR-180 停堆后的堆芯最高温度(Peak Core Outlet Temperature, PCOT)和停堆后的直接辅助冷却系统(Direct Reactor Auxiliary Cooling System, DRACS)失效时间是评估反应堆系统安全特性的两个最重要的参数。具体而言,PCOT 是检查堆芯降解或反应堆结构材料失效风险的指标。DRACS 失效时间是反应堆在没有外部操作干预的情况下的最大安全时间。在反应堆全厂断电事故(Station Blackout, SBO)停堆的模拟中,反应堆系统在停堆前假设处于正常工作的稳态,在停堆期间所

有泵均被关闭。图 6 为反应堆停堆前后一回路质量流量变化,其中反应堆在第 1 000 s 时停堆,直流式螺旋管蒸汽发生器(Helical coiled once-through steam generator, H-OTSG)二次侧给水质量流量在停堆后的 300 s 减小到零。

反应堆停堆后系统各点处的温度与质量流量变化如图 7(a,b)所示。分析模拟结果可以得到,系统不同位置处的温度变化呈现出相似的趋势,即在反应堆停堆后迅速上升,然后在 DRACS 回路失效前逐渐下降。具体而言,停堆后 PCOT 的值为 1 003.6 K,发生在停堆后的 7.7 h。由于反应堆结构材料的失效温度通常被认为是 1 243 K^[17,30],因此,表明 LFR-180 在 SBO 事故下的停堆不存在堆芯降解或堆芯熔毁的风险。此外,DRACS 的失效时间为反应堆停堆后的 149.1 h,远超 AP1000 和 HPR1000 等设计提出的 72 h 不干预原则^[31-32],因此,LFR-180 的非能动安全系统可以给工程师们充足的时间以应对各类反应堆事故。在质量流量的变化方面,即使主泵关闭后,由于自然循环的存在,堆芯的质量流量也不会降为零。在泵关闭后,由于衰变热的逐渐降低,堆芯质量流量逐渐减小。值得注意的是,由于二极管的存在,DRACS 换热器(DRACS Heat exchanger,

DHX)壳侧的自然循环质量流量发生了反转。DHX管侧的自然质量流量呈现出与堆芯质量流量相同的趋势,即在反应堆停堆后逐渐减小。

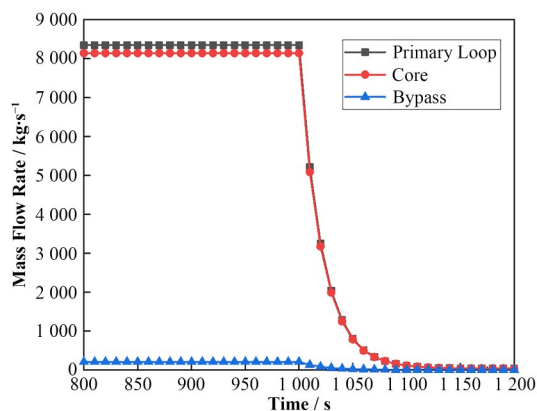
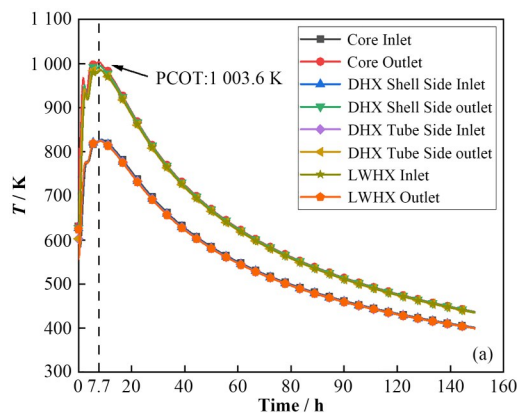


图6 反应堆停堆前后一回路质量流量变化(彩图见网络版)
Fig.6 Variation of mass flow rate of the primary loop before and after shutdown (color online)

DRACS 回路的失效原因是由于铅铋合金 (Lead-bismuth Eutectic, LBE) 冷却剂在铅铋-水换热器 (Lead-bismuth Water Heat exchanger, LWHX) 传热管中的凝固导致管道堵塞。因此, LWHX 管侧凝固层厚度的演变对研究 DRACS 回路的失效至关重要。图 8(a) 为反应堆停堆后 LWHX 管侧入口和出口处凝固层无量纲厚度 (δ^*) 的演变。分析 δ^* 的演变



可以看出,冷却剂凝固开始于反应堆停堆后的第 535 300 s (148.7 h),并在第 536 931 s (149.1 h) 达到最大值并堵塞传热管道。LWHX 的整个凝固过程仅为 0.4 h,远短于熔盐堆中典型 4~5 h 的凝固时间^[18]。出现这种显著差异的原因在于 LBE 流体与 FLiBe 流体的传热能力和冷却剂热物性的不同。具体而言, LBE 具有优良的传热能力和较低的 Pr 数,而 FLiBe 的传热能力相对较弱且 Pr 数较高。这意味着 LBE 的温度变化对传热的响应更敏感,即较小的传热功率也将导致 LBE 的温度出现较大的变化。而 FLiBe 一方面 Pr 数比 LBE 高出 2~3 个数量级,即 FLiBe 的温度变化对热功率的变化显著更低,另一方面, FLiBe 的导热性能远低于金属流体 LBE,这表明 FLiBe 凝固层将有效地降低传热管中的传热速率。因此, FLiBe 的凝固持续时间远高于 LBE 的凝固持续时间。此外,在 LFR 中 LBE 在 LWHX 管中冷却剂在发生凝固时的温度已经达到了 400.0 K,仅比 LBE 的凝固点高 2 K。相比之下,在具有相同 DRACS 几何设计的熔盐堆 (Molten Salt Reactor, MSR) 中, FLiBe 在发生凝固时的温度为 790 K,与其凝固点相差 58 K。因此,在 LFR 和 MSR 在冷却剂凝固过程中的瞬态热力学表现出显著的差异。图 8(b) 为 DRACS 失效时前一刻 LWHX 管侧的 δ^* 分布,其表明凝固层主要集中在传热管出口附近,这与 MSR 在冷却剂凝固事故中观察到的特性是一致的。

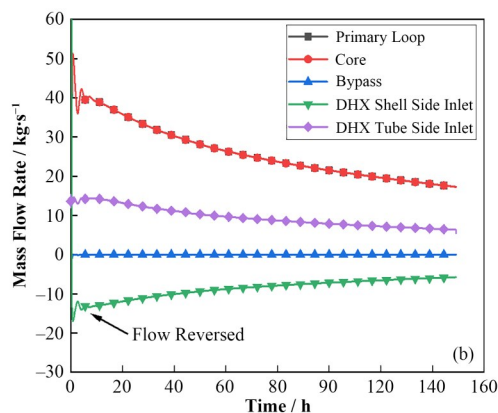


图7 反应堆停堆后系统多处的温度(a)与质量流量(b)变化(彩图见网络版)
Fig.7 Temperature evolution (a) and mass flow rate evolution (b) at multiple locations of the reactor after shutdown (color online)

综上所述, LFR-180 在反应堆停堆后 149.1 h 内的时间是具有完全非能动的安全特性。其不存在反应堆堆芯降解或熔毁的风险,无须任何外部干预操作。此外,对于 LFR 和 MSR 而言,冷却剂凝固过程中的瞬态热力学表现出显著差异。LFR 的冷却剂凝固持续时间明显短于 MSR 的典型冷却剂凝固持续时间。这主要是由于冷却剂的传热能力和冷却剂热物性的差异所导致的。

4 结语

冷却剂凝固事故已被列为上述采用高熔点冷却剂四代堆的设计基准事故之一,是反应堆设计、建造与运行必须解决的关键难题之一。一维系统分析程序是目前开展存在冷却剂凝固风险的反应堆系统设计及安全分析的重要工具。相较于 CFD 方法,一方面其计算代价小,可以满足实际工程设计要求,另一

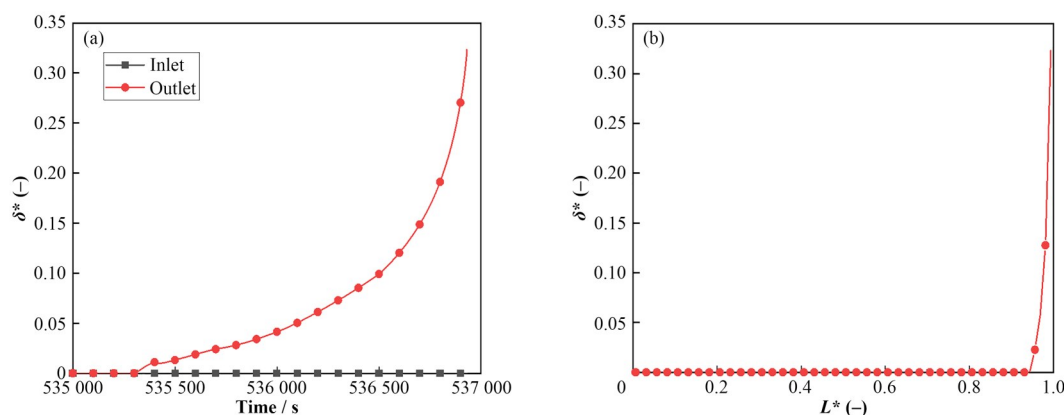


图8 LWHX管侧入口和出口处凝固层无量纲厚度(δ^*)的演变(a)和DRACS失效时前一刻LWHX管侧的 δ^* 分布(b)
Fig.8 Evolution of the dimensionless thickness of the solidified layer (δ^*) in LWHX tube side at the inlet and outlet (a) and the distribution of δ^* in the LWHX tube side at the moment just before the failure time (b)

方面也相对系统分析程序而言更易实现。因此本文系统全面地介绍了一维凝固模型的开发、验证和应用,旨在为采用高熔点冷却剂四代堆中冷却剂凝固事故的安全特性分析提供基础与思路。具体地,本文先通过建立凝固层的能量守恒方程首先获得了凝固层厚度模型。在此基础上,考虑到当流体为化合物或存在杂质时,在凝固相变过程中将会出现糊状区。糊状区是介于纯固相和纯液相之间的中间相,由于糊状区位置与速度和温度边界层位置重叠,因此其对于凝固过程中的传热与阻力特性有着显著影响。为了研究糊状区对凝固的影响,在动量方程中引入了糊状区源项,并通过体积平均的方式一维化了糊状区源项。为了求解该糊状区源项,结合现有的速度边界层、温度边界层分布模型和边界层理论,建立了速度分布模型和温度分布模型。在此基础上根据铅铋凝固实验验证了一维凝固机理模型,并简要介绍了其在铅铋快堆LFR-180全厂断电事故中的应用。本文首次开发了误差小于12%的工程实用工具,其相较于现有的Brun模型,模拟误差从40%显著降低至12%,并且适用场景拓展至含糊状区的非纯流体。但需要指出的是,本文所开发的凝固模型目前仅适用于圆管内湍流的凝固模拟,未来将陆续开发针对不同流道的凝固机理模型开发,如矩形流道、横掠管束流道等。

作者贡献声明 刘茂龙负责研究设计,经费支持;曾陈负责论文撰写与修改;沈聪负责数据分析;严亚伦、毛玉龙负责结果验证。

参考文献

- Wang G, Niu S Q, Cao R F. Summary of severe accident issues of LBE-cooled reactors[J]. Annals of Nuclear Energy, 2018, **121**: 531 - 539. DOI: 10.1016/j.anucene.2018.08.015.
- Pylchenkov E. The issue of freezing-defreezing lead-bismuth liquid metal coolant in reactor facilities circuit[J]. Proceeding HLMC1998, Obninsk, Russia, October 5-9, 1998.
- 王喆, 曹学武. 圆管中 UO_2 凝固过程的机理研究[J]. 核动力工程, 2007, **28**(2): 56 - 61. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0926.2007.02.013.
- 彭程, 佟立丽, 曹学武. 高熔点物质与冷却剂相互作用的机理研究[J]. 核科学与工程, 2017, **37**(4): 540 - 544. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2017.04.004.
- Yuan L F, Li Z A, Wang C L, et al. Experimental and model development of lead-bismuth eutectic solidification phenomenon flowing inside the tube[J]. Progress in Nuclear Energy, 2025, **179**: 105540. DOI: 10.1016/j.pnucene.2024.105540.
- Roelofs F, Gerschenfeld A, Tarantino M, et al. Thermal-hydraulic challenges in liquid-metal-cooled reactors[M]. Thermal Hydraulics Aspects of Liquid Metal Cooled Nuclear Reactors. Amsterdam: Elsevier, 2019: 17 - 43. DOI: 10.1016/b978-0-08-101980-1.00002-8.
- Niccolo L B. Phase change of molten-salt flows in energy systems[D]. London, UK: Imperial College London, 2016.
- Le Brun N, Hewitt G F, Markides C N. Transient freezing

- of molten salts in pipe-flow systems: Application to the direct reactor auxiliary cooling system (DRACS) [J]. *Applied Energy*, 2017, **186**: 56 – 67. DOI: 10.1016/j.apenergy.2016.09.099.
- 9 Sugawara M, Komatsu Y, Beer H. Three-dimensional freezing of flowing water in a tube cooled by air flow[J]. *Heat and Mass Transfer*, 2015, **51**(5): 703 – 711. DOI: 10.1007/s00231-014-1444-8.
- 10 Reistad O C, Ølgaard P L. Inventory and source term evaluation of Russian nuclear power plants for marine applications[R]. Roskilde, Denmark: Nordisk Kernesikkerhedsforskning, 2006.
- 11 Alemberti A, Tucek K, Takahashi M, *et al.* Lead-cooled fast reactor (LFR) system safety assessment[R]. Paris, France: Generation IV International Forum, 2020.
- 12 Wilson D, Iacovides H, Tatli E, *et al.* CFD modelling of lead solidification and natural convection for the Westinghouse lead-cooled fast reactor[C]. 20th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-20). August 20-25, 2023. Washington D C. American Nuclear Society, 2023: 11. DOI: 10.13182/nureth20-40003.
- 13 Achuthan N, Melichar T, Profir M, *et al.* Computational fluid dynamics modelling of lead natural convection and solidification in a pool type geometry[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2021, **376**: 111104. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2021.111104.
- 14 王溪, 孟召灿, 程旭. 基于 OpenFOAM 的熔融池自然对流传热与凝固数值研究[J]. *原子能科学技术*, 2015, **49**(8): 1393 – 1398. DOI: 10.7538/yzk.2015.49.08.1393.
WANG Xi, MENG Zhaoan, CHENG Xu. Numerical investigation on natural convection and solidification of molten pool with OpenFOAM[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2015, **49**(8): 1393 – 1398. DOI: 10.7538/yzk.2015.49.08.1393.
- 15 Tarantino M, Roelofs F, Shams A, *et al.* SESAME project: advancements in liquid metal thermal hydraulics experiments and simulations[J]. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*, 2020, **6**: 18. DOI: 10.1051/epjn/2019046.
- 16 Liu M L, Hughes J, Ali A, *et al.* Conceptual design of a freeze-tolerant direct reactor auxiliary cooling system for fluoride-salt-cooled high-temperature reactors[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2018, **335**: 54 – 70. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2018.04.019.
- 17 Liu M L, Zeng C, Liu L M, *et al.* Evaluation of a freeze-tolerant decay heat removal system redundancy for fluoride salt-cooled high-temperature reactors (FHR) [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2022, **165**: 108681. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108681.
- 18 Zeng C, Chu X, Liu L M, *et al.* Performance evaluation of DRACS system of molten salt reactors using a transient solidification model[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2022, **386**: 111565. DOI: 10.1016/j.nucengdes. 2021. 111565.
- 19 Zeng C, Liu M L, Zhang W H, *et al.* Development and validation of a one-dimensional solidification model: Part I: analytical model[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2023, **193**: 110057. DOI: 10.1016/j.anucene.2023.110057.
- 20 Kumar M, Krishna D J. Influence of mushy zone constant on thermohydraulics of a PCM[J]. *Energy Procedia*, 2017, **109**: 314 – 321. DOI: 10.1016/j.egypro.2017.03.074.
- 21 Rappaz M. Modelling of microstructure formation in solidification processes[J]. *International Materials Reviews*, 1989, **34**(3): 93 – 123. DOI: 10.1179/imr.1989. 34.1.93.
- 22 Hills R N, Loper D E, Roberts P H. A thermodynamically consistent model of a mushy zone[J]. *The Quarterly Journal of Mechanics and Applied Mathematics*, 1983, **36**(4): 505 – 540. DOI: 10.1093/qjmam/36.4.505.
- 23 König-Haagen A, Franquet E, Pernot E, *et al.* A comprehensive benchmark of fixed-grid methods for the modeling of melting[J]. *International Journal of Thermal Sciences*, 2017, **118**: 69 – 103. DOI: 10.1016/j.ijthermalsci.2017.04.008.
- 24 Zeng C, Liu M L, Zhang W H, *et al.* Development and validation of a one-dimensional solidification model: Part II: model validation for molten lead-bismuth[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2023, **193**: 110058. DOI: 10.1016/j.anucene.2023.110058.
- 25 Dupleac D, Nistor-Vlad R M, Allison C, *et al.* Development of the ASYST ver. 3. x LWR/HPWR best estimate integral code[C]. 2021 10th International Conference on Energy and Environment (CIEM). October 14-15, 2021. Bucharest, Romania. IEEE, 2021: 1 – 5. DOI: 10.1109/ciem52821.2021.9614801.
- 26 Allison C, Hohorst J, Ezzidi A, *et al.* Development and Preliminary Assessment of the new ASYST-ISA Integral Analysis BEPU Code using the PBF SFD-ST Bundle Heating and Melting Experiment, a Typical BWR Under Fukushima-Daiichi-Accident-Like Thermal Hydraulic Conditions and PWR for a Steam Line Break in the Containment[C]. *Proceedings of ICAPP*, 2020: 15 – 19.

- 27 Trivedi A K, Novog D R, Allison C. Implementation of solar salt as fluid in ASYST 4.1 and validation for a natural circulation loop[C]. 2021 28th International Conference on Nuclear Engineering, August 4-6, 2021, Virtual, 2021. DOI: 10.1115/ICONE28-64703.
- 28 张伟豪, 刘茂龙, 曾陈, 等. 熔盐堆冷却剂凝固行为的实验及数值模拟研究[J]. 核技术, 2025, 48(4): 040603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.230405. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.230405. ZHANG Weihao, LIU Maolong, ZENG Chen, *et al.* Experimental and numerical simulation study on the solidification behavior of molten salt reactor coolants[J]. Nuclear Techniques, 2025, 48(4): 040603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.230405. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.230405.
- 29 Zeng C, Shen C, Jin X, *et al.* Transient thermal hydraulic analysis of a small passive lead - bismuth eutectic cooled fast reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2025, 210: 110884. DOI: 10.1016/j.anucene.2024.110884.
- 30 Yoshioka R, Mitachi K, Shimazu Y, *et al.* Safety criteria and guidelines for MSR accident analysis[C]. Proceeding of the International Conference on Physics of Reactors (PHYSOR2014), Kyoto, CD-ROM, 2014.
- 31 Schulz T L. Westinghouse AP1000 advanced passive plant [J]. Nuclear Engineering and Design, 2006, 236(14 - 16): 1547 - 1557. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2006.03.049.
- 32 Xing J, Song D Y, Wu Y X. HPR1000: advanced pressurized water reactor with active and passive safety [J]. Engineering, 2016, 2(1): 79 - 87. DOI: 10.1016/J.ENG.2016.01.017.