



铅铋堆瞬态安全分析程序MPC_LBE换热器模块开发

潘麒文 欧文澜 辜峙研 龚政宇 戴嘉宁

Development of a Heat Exchanger Module for a Transient Safety Analysis MPC_LBE Program for Lead-bismuth Reactors

PAN Qiwen, OU Wenlan, GU Zhixing, GONG Zhengyu, DAI Jianing

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.40.2022125>

引用格式:

潘麒文, 欧文澜, 辜峙研, 龚政宇, 戴嘉宁. 铅铋堆瞬态安全分析程序MPC_LBE换热器模块开发[J]. *原子核物理评论*, 2023, 40(4):660–667. doi: 10.11804/NuclPhysRev.40.2022125

PAN Qiwen, OU Wenlan, GU Zhixing, GONG Zhengyu, DAI Jianing. Development of a Heat Exchanger Module for a Transient Safety Analysis MPC_LBE Program for Lead-bismuth Reactors[J]. *Nuclear Physics Review*, 2023, 40(4):660–667. doi: 10.11804/NuclPhysRev.40.2022125

您可能感兴趣的其他文章

Articles you may be interested in

CiADS中LBE散裂靶的放射性核素研究

Radionuclides Study of Lead-bismuth Eutectic Spallation Target in CiADS

原子核物理评论. 2021, 38(3): 345–354 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.38.2021009>

铅基反应堆自然循环与应急余热排出研究

Study on Natural Circulation and Residual Heat Removal Capability of the Lead-based Fast Reactor

原子核物理评论. 2020, 37(1): 109–118 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.37.2019052>

铅基反应堆燃料组件间隙横流周期性研究

Study on Periodicity of Cross Flow in Gaps of a Lead-based Fast Reactor Fuel Assembly

原子核物理评论. 2018, 35(2): 216–223 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.35.02.216>

高保真物理-热工耦合计算方法研究及应用

High-fidelity Neutronics and Thermal Hydraulics Coupling Method and Its Application

原子核物理评论. 2020, 37(3): 797–803 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.37.2019CNPC73>

新一代堆芯多群常数库制作系统的研制

Development of Group-Constants Production System for the New Generation of Reactors

原子核物理评论. 2017, 34(3): 691–698 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.34.03.691>

钍基熔盐堆用238群中子-48群光子耦合多群常数库的屏蔽基准验证

Shielding Benchmarks of the 238-Neutron and 48-gamma Ray Coupled Group Constant Library for Thorium Molten Salt Reactor

原子核物理评论. 2017, 34(3): 682–690 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.34.03.682>

文章编号: 1007-4627(2023)04-0660-08

铅铋堆瞬态安全分析程序MPC_LBE换热器模块开发

潘麒文, 欧文澜, 辜峙铎[†], 龚政宇, 戴嘉宁

(成都理工大学核技术与自动化工程学院, 成都 610059)

摘要: 铅铋堆作为第四代先进核能系统之一, 具有优良的中子经济性、固有安全性。为提高其紧凑性、安全性, 铅铋堆主冷却剂系统倾向于采用一体化池式结构设计理念, 但该设计理念同时也造成了复杂的热工水力问题。铅铋堆多物理耦合瞬态安全分析程序MPC_LBE在此背景下开发, 但该程序的换热器模块采用了定温简化模型, 无法模拟换热器一、二次侧之间的换热过程, 事故瞬态模拟过于保守, 偏离实际工况。为此, 开展了铅铋堆换热器模块数值模拟方法研究, 换热器一次侧、管壁以及二次侧均采用了一维通道等效处理手段, 构建了其数值传热模型, 编制了程序代码, 并与MPC_LBE实现了外部显式耦合。对于该数值传热模型, 单独进行了稳态验证及时间步长敏感性分析, 结果显示, 显式耦合策略的时间步长敏感性较大, 而隐式耦合策略时间步长设置对模拟结果几乎无影响。对耦合了该数值传热模型的新MPC_LBE程序, 开展了自然循环铅铋反应堆稳态模拟应用, 同时添加了以一次侧出口段的设计温度为基准的二次侧冷却剂流量调节系统。

关键词: 铅铋堆; MPC_LBE; 换热器模型; 多物理耦合

中图分类号: TL99

文献标志码: A

DOI: 10.11804/NuclPhysRev.40.2022125

0 引言

以铅基材料(铅或铅铋共晶合金)作为冷却剂的铅铋反应堆, 因其独特的优良经济性和固有安全性^[1], 被纳入了第四代先进核能系统候选堆型, 并作为其主力堆型之一^[2-3]。为提高其紧凑型、安全性, 铅铋堆主冷却剂系统倾向采用一体化池式结构设计理念, 但这一设计理念同时也造成了复杂的热工水力问题, 如上/下腔室热分层问题和气体夹带问题等。为应对池式堆中涉及的这些特殊热工水力学问题, 成都理工大学课题组^[4-6]开发了基于CFD方法的多物理耦合瞬态安全分析程序MPC_LBE。但由于MPC_LBE程序换热器模型过于粗糙, 采用了定温简化模型, 即无论换热器一次侧入口温度如何变化, 一旦其进入换热器后则立即变为人为设定值, 造成模拟结果过于保守, 尤其是事故瞬态工况, 其模拟结果与实际情况偏差较大。为解决此问题, 本文开展了铅铋堆换热器模块开发, 构建了其数值传热模型, 并将其与MPC_LBE程序进行了外部显式耦合。

本文建立的数值传热模型中的一次侧、管壁及二次侧均采用一维通道等效处理。首先对换热器仿真模块单独进行稳态验证, 评价该程序的可行性和准确性。并基

于显式和隐式两种耦合策略对换热器仿真模块进行时间步长敏感性分析。最后, 对耦合了该换热器仿真模块的MPC_LBE程序进行了自然循环铅铋堆稳态模拟应用。

1 模型与算法

1.1 模型构建

铅铋堆换热器主要分为套管式和螺管式换热器^[7-8]两大类, 本文以中国科学院核能安全技术研究所设计的双层套管式换热器进行数值计算模型构建, 其简图如图1所示, 其相关设计参数可见表1^[9-10]。在模型构建时, 对换热器的管道进行了简化处理, 即将142根管道等效为单管通道, 同时, 将其中的一次侧、管壁和二次侧以一维通道的形式表示, 二次侧则采用开式通道。一次侧铅铋和二次侧高压过冷水互为逆向流动, 且均与外界绝热, 如图2所示。一回路的高温铅铋冷却剂在换热器套管的壳程(一次侧)内流动, 将热量传递给套管管程(二次侧)内的二回路高压过冷水, 即实现一次侧与二次侧间的传热耦合。其中, 二次侧采用压力为4 MPa的加压过冷水, 入口温度为488.15 K, 出口温度为

收稿日期: 2022-12-07; 修改日期: 2023-03-08

基金项目: 四川省自然科学基金资助项目(2022NSFSC0253)

作者简介: 潘麒文(1998-), 男, 辽宁庄河人, 硕士研究生, 从事能源动力研究; E-mail: 39899382@qq.com

[†]通信作者: 辜峙铎, E-mail: guzhixing17@163.com

503.15 K。一次侧铅铋的入口设计温度为 673 K，出口的设计温度为 573 K。

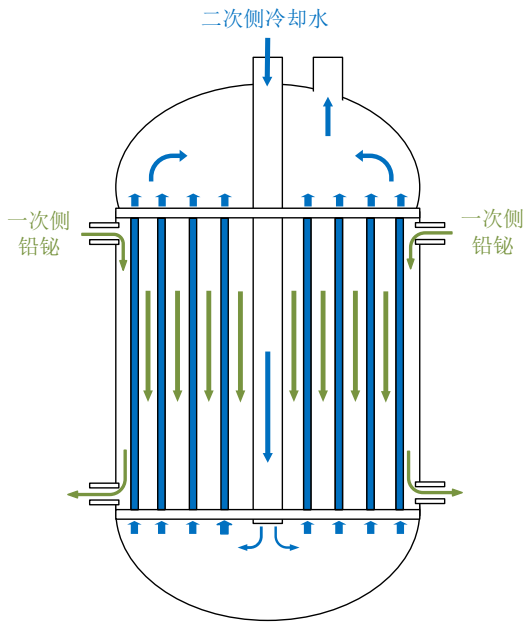


图 1 套管式换热器 (在线彩图)

表 1 铅铋堆套管式换热器的设计参数

名称	单位	壳程	管程
入口温度	K	673	488.15
出口温度	K	573	503.15
流量	kg·s ⁻¹	158.844	40.21
压降	Pa	863.33	17.503
传热面积	m	25.86	/
换热管数量	根	142	/
换热管规格	mm	外管: Ø30 × 2.5	/
	mm	内管: Ø25 × 2.5	/
换热管有效换热长度	mm	1932	/

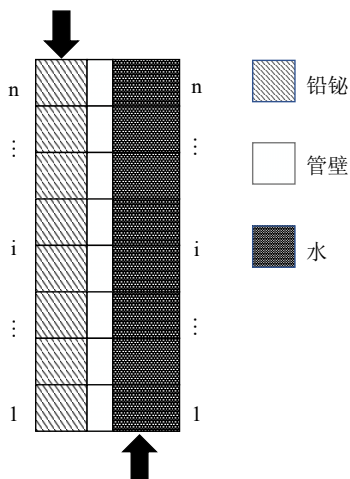


图 2 换热器网格图 (在线彩图)

1.2 控制方程

换热器套管流动换热的控制方程仅考虑能量守恒方程，一次侧、二次侧及管壁的控制方程分别如下所示：

$$\frac{\partial \rho_1 C_{p,1} T_1}{\partial t} + \frac{\partial \rho_1 C_{p,1} T_1 v_1}{\partial z} = \lambda_1 \frac{\partial^2 T_1}{\partial z^2} - q_{V,1 \rightarrow w}, \quad (1)$$

$$\frac{\partial \rho_2 C_{p,2} T_2}{\partial t} + \frac{\partial \rho_2 C_{p,2} T_2 v_2}{\partial z} = \lambda_2 \frac{\partial^2 T_2}{\partial z^2} + q_{V,w \rightarrow 2}, \quad (2)$$

$$\frac{\partial \rho_w C_{p,w} T_w}{\partial t} = \lambda_w \frac{\partial^2 T_w}{\partial z^2} + q_{V,1 \rightarrow w} - q_{V,w \rightarrow 2}, \quad (3)$$

式中： ρ 为密度，单位为 kg/m^3 ； C_p 为比热容， $\text{J}/(\text{kg}\cdot\text{K})$ ； T 为温度； z 为单位结点长度，单位为 m ； v 为流体流动速度，单位为 kg/m ； λ 为热导率，单位为 $\text{J}/(\text{m}\cdot\text{K})$ ； t 为时间； q 为对流换热项(下标 1、 w 和 2 分别对应换热器一次侧铅铋、管壁和二次侧高压过冷水)。

1.3 对流换热模型

在套管式换热器中有两个对流换热模型，分别为一次侧与管壁之间的对流换热模型式(4)及管壁与二次侧之间的对流换热模型式(5)[11]：

$$q_{V,1 \rightarrow w} = h_1 S_{1,w} (T_1 - T_w), \quad (4)$$

$$q_{V,w \rightarrow 2} = h_2 S_{2,w} (T_w - T_2). \quad (5)$$

其中：铅铋与管壁之间的努塞尔数关系式表示如下[12-15]：

$$Nu_1 = 4.5 + 0.018 \times Pe_1^{0.8}. \quad (6)$$

过冷水与管壁之间的努塞尔数关系式如下[16-20]：

$$Nu_2 = 0.023 \times Re_2^{0.8} Pr_2^{0.4}, \quad (7)$$

式中： h 为对流换热系数； Nu 为努塞尔数； Re 为雷诺数； Pe 为贝克莱数； Pr 为普朗特数。

1.4 物性模型

液态铅铋的密度、动力粘度及热导率等物性参数均来自公开发表的拟合公式[21]，依次表示如下：

$$\rho_1 = 11113.6 - 1.34 T_1, \quad (8)$$

$$\mu_1 = 4.94 \times 10^{-4} \times \exp\left(\frac{757.1}{T_1}\right), \quad (9)$$

$$\lambda_1 = 4.21 + 1.2 \times 10^{-2} \times T_1, \quad (10)$$

$$C_{p,1} = 143.919. \quad (11)$$

管壁材质为不锈钢，二次侧过冷水和管壁的相关物性参数均为常数，分别如表 2 和表 3 所列^[7-8]。

表 2 二次侧水的物性参数

参数	数值
$\rho_2 / (\text{g}\cdot\text{m}^{-3})$	1 000
$C_{p,2} / [\text{J}\cdot(\text{kg}\cdot\text{K})^{-1}]$	4.2×10^3
$\lambda_2 / [\text{W}\cdot(\text{m}\cdot\text{K})^{-1}]$	0.645
$\mu_2 (\text{Pa}\cdot\text{s})$	124.6×10^{-6}

表 3 管壁材料的物性参数

参数	数值
$\rho_w / (\text{g}\cdot\text{m}^{-3})$	7.93×10^3
$C_{p,w} / [\text{J}\cdot(\text{kg}\cdot\text{K})^{-1}]$	4.6×10^3
$\lambda_w / [\text{W}\cdot(\text{m}\cdot\text{K})^{-1}]$	21.5

1.5 数值算法

从前述方程 (1)、(2) 及 (3) 中可看出，一次侧液态铅铋、管壁和二次侧水三者温度是相互耦合关联的，对此本文采用了显式耦合、隐式耦合两种方案。显式耦合和隐式耦合在算法上的不同主要表现在三个能量守恒方程中对流换热项离散化的形式不同，且在同一时间步长下显式耦合算法是一次侧、管壁和二次侧依次单独迭代计算求解，如图 3 所示。而隐式耦合则是将三个能量守恒方程同时进行迭代计算求解，因此隐式耦合算法比显

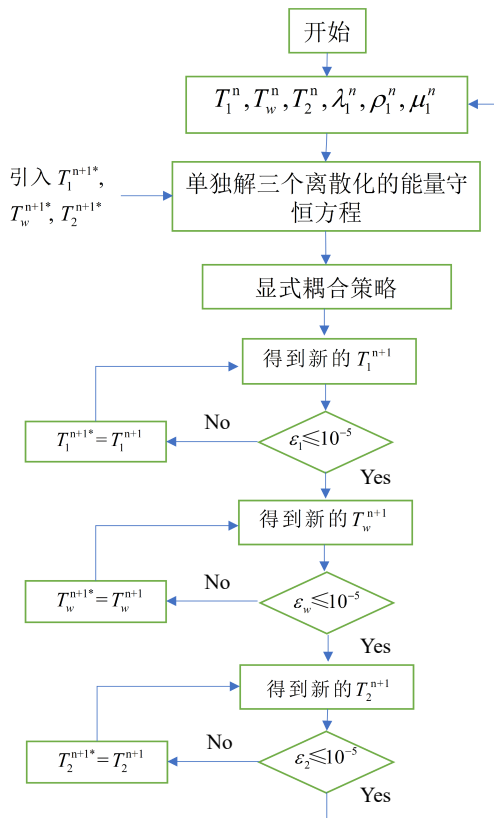


图 3 显式耦合算法 (在线彩图)

式耦合算法更复杂，但计算结果更准确，算法步骤如图 4 所示。

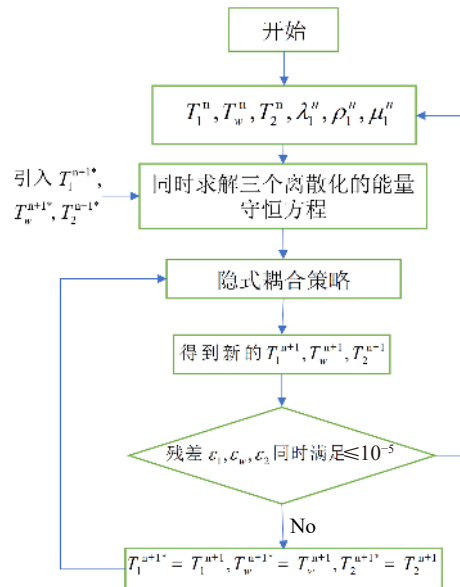


图 4 隐式耦合算法 (在线彩图)

2 程序验证与评价

在验证方法上采用铅铋堆换热器的稳态运行参数进行程序验证，换热器一、二次侧入口设置为边界条件，因此验证的关注点便是换热器的一、二次侧出口温度。为评价耦合方案的性能，采用了 0.01, 0.10 s 两种时间步长开展时间步长敏感性分析。

2.1 显式耦合

图 5 给出了在两种时间步长下换热器出口面一次侧、管壁、二次侧的温度随时间的变化情况，当时间达到 50 s 时，三者的温度基本达到稳定。稳态下换热器一次侧、管壁、二次侧的轴向温度分布如图 6 所示，均与设计值符合较好。同时，由图 6 可以看出显式耦合方案的时间步长敏感性较为显著，尤其是一次侧及管壁温度。

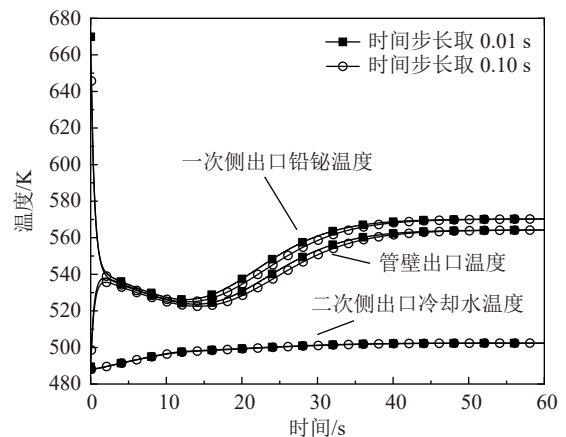


图 5 显式耦合方案下换热器温度的演化过程

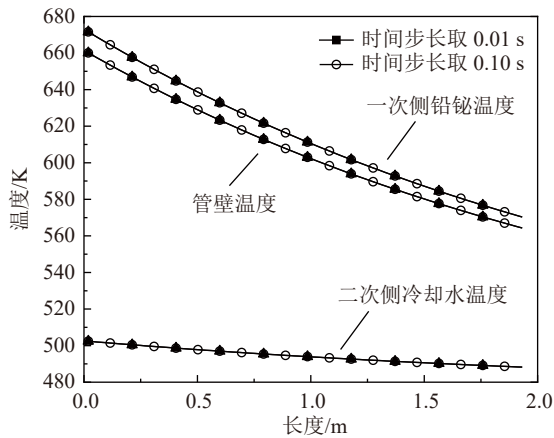


图 6 显式耦合方案下换热器稳态温度分布

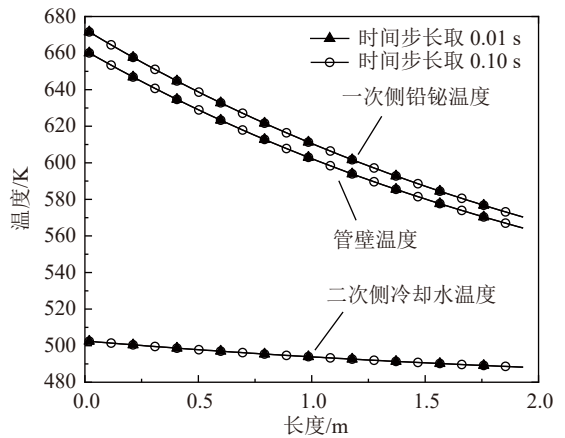


图 8 隐式耦合方案下换热器稳态温度分布

2.2 隐式耦合

图 7 给出了在两种时间步长下换热器出口面一次侧、管壁、二次侧的温度随时间的变化情况，当时间达到 50 s 时，三者的温度基本达到稳定。稳态下换热器一次侧、管壁、二次侧的轴向温度分布如图 8 所示，同样，均与设计值符合较好，且可以看出隐式耦合方案几乎不存在时间步长敏感性问题的。

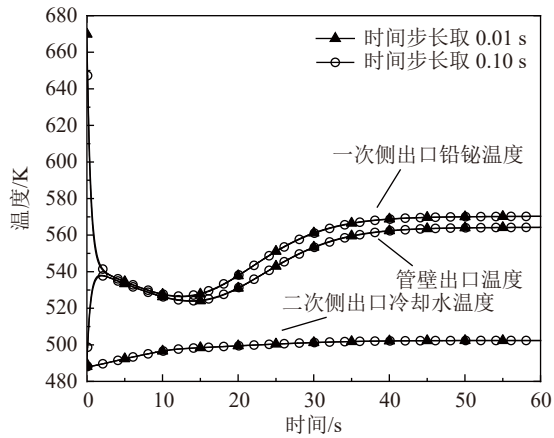


图 7 隐式耦合方案下换热器温度的演化过程

3 MPC_LBE 与换热器模块耦合

3.1 MPC_LBE 程序介绍及其耦合策略

MPC_LBE 是对铅铋池式反应堆进行整体热工水力模拟的多物理耦合程序 [22]，该程序耦合了中子动力学、燃料棒导热以及冷却剂流动传热三大物理过程，如图 9 所示，中子动力学模块采用点堆动力学理论，通过基于欧拉-麦克劳林近似的半解析方法求解 [23]。燃料棒导热模块采用基于二维轴对称圆柱坐标系的非稳态、非线性热传导微分方程理论，使用了变物性全隐式迭代算法。冷却剂流动传热模块采用不可压缩单相流体动力学理论，使用了典型的 SIMPLE 求解算法。在前期工作中，完成了该程序的验证，具体包括中子动力学模块、CFD 模块以及整个耦合系统的验证 [4]。

将开发完成的铅铋堆换热器程序模块与 MPC_LBE 主程序进行外部显式耦合，两个程序均独立运行，分别在上述两程序内添加数据交换模块及控制模块，在外部开展数据的交换。添加控制模块的目的是保障两个程序物理运行时间保持一致，两个程序的时间步长均控制

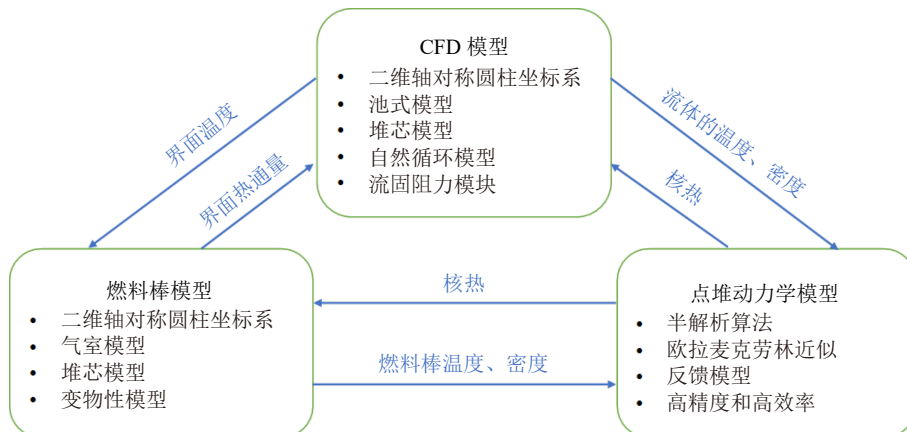


图 9 MPC_LBE 主程序模块的主体框架 (在线彩图)

在 0.01 s。就数据交换而言，一回路程序 MPC_LBE 向换热器程序一次侧模块传递铅铋的温度数据，换热器模块的程序对其开展运算，得到新的一次侧、管壁、二次侧的温度数据，运算完成后换热器将新的一次侧温度再传递给 MPC_LBE 程序，再进行下一时间步的运算。

3.2 耦合框架下的稳态模拟

由于 MPC_LBE 主程序在换热器一次侧部分一共设立了 10 条通道，因此换热器二次侧通道数量也应设置为 10 条，同时为了使自动控制技术得到应用，换热器的二次侧程序添加了冷却剂流速调节系统，调节系统在反应堆运行到 130.0 s 时开始运行，每条换热管道的流速调节系统均独立运行，其调节标准为换热器一次侧出口温度与设计温度 573 K 的差值。如果差值为正，调节系统就会增大当前换热管道二次侧的流速；如差值为负，则减小当前管道二次侧的流速。根据差值的绝对值大小将调节机制分为三个档位，粗调、细调和微调。当绝对值大于 10 K 时进行粗调，粗调是以当前管道冷却水流速的 10 % 对其进行调节，每 10.0 s 进行一次；当绝对值大于 1 K 时进行细调，细调则是以当前二次侧管道冷却水流速的 0.3 % 对其进行调节，每 1.0 s 进行一次；当绝对值大于 0.01 K 时进行微调，微调则是以当前二次侧管道冷却水流速的 0.02 % 对其进行调节，每 0.1 s 进行一次。

MPC_LBE 程序的时间步长与换热器模块的时间步长保持一致，均为 0.01 s。图 10 给出了稳态建立过程中堆芯 4 号通道中平面位置燃料芯块内表面、燃料芯块外表面温度，以及 4 号通道出口平面冷却剂温度随时间的变化情况。如图所示，在耦合框架下各参数在 600 s 时已经近似趋于稳定了。

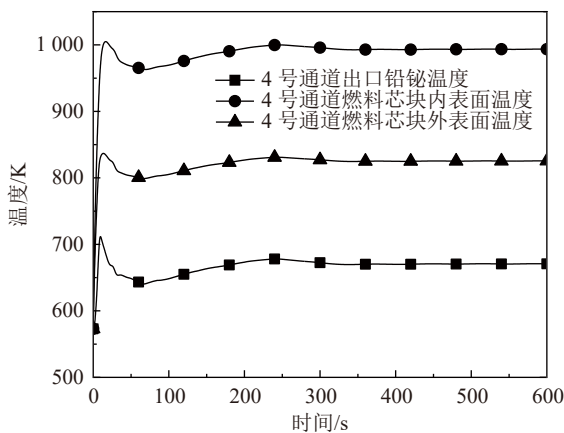


图 10 MPC_LBE 主程序 4 号通道温度演化过程

图 11 给出了稳态建立过程中该铅铋堆换热器区域内一次侧液态铅铋温度随时间的变化情况，具体包括一

次侧入口、出口以及中平面温度。如图所示，在耦合框架下各参数在 600 s 时已经近似趋于稳定了，出口温度与设计值符合得较好。

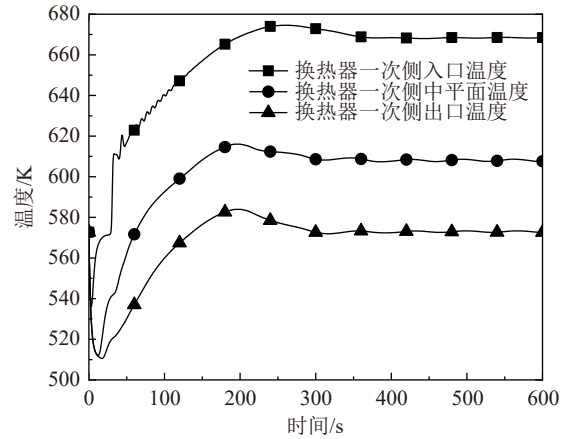


图 11 换热器一次侧温度演化过程

从图 10、图 11 中可知在物理时间达到 600 s 时稳态基本建立，图 12 给出了稳态条件下铅铋堆主回路系统冷却剂液态铅铋温度的分布情况，图 13 为 MPC_LBE 原始程序主回路稳态温度分布情况，值得注意的是，铅铋堆主容器为池式结构，两个图展示的并非当前模拟的反应堆主容器的真实尺寸比例，而是其二维轴对称情况。图 13 中的靛蓝色区域是当前模拟的铅铋堆的冷池部分，发现在没有耦合二回路程序的情况下，可以很清楚地看出冷池区域内的温度基本无差异。与图 13 相比，图 12 中的换热器处的 10 条管道呈现出温度梯度，表明换热器模块与 MPC_LBE 主程序耦合后实现了从一次侧到二次侧的热量传递，在冷池的右下角的靛蓝色区域，由于此区域的铅铋流量很低，导致换热过程很慢。

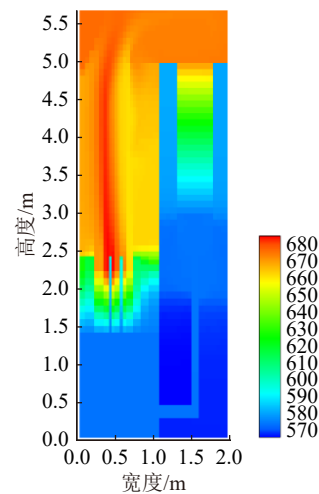


图 12 MPC_LBE 与换热器耦合稳态时一回路铅铋温度分布 (在线彩图)

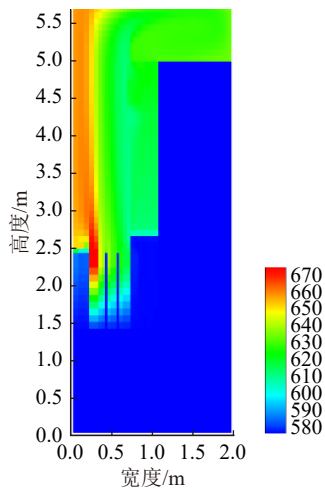


图 13 MPC_LBE 未与换热器耦合稳态时一回路铅铋温度分布(在线彩图)

图 14 给出了稳态时堆芯 4 号通道燃料棒温度的分布情况, 其同样也是以二维轴对称形式展示, 如图所示, 右侧温度偏低的部分是燃料棒的包壳部分, 包壳部分的温度沿着轴向逐渐上升, 且燃料芯块的最高温度并没有出现在中心位置而是中心偏上的位置, 这是由于在轴向方向燃料棒与冷却剂的温差不同所导致的, 在燃料棒中心偏下区域比中心偏上区域的温差大, 因此燃料棒中心偏下区域的传热能力更强, 从而使燃料棒的最高温区域上移。

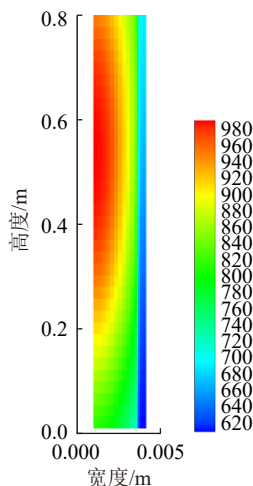


图 14 稳态时堆芯 4 号通道燃料棒温度分布(在线彩图)

图 15 给出了稳态工况下反应堆主回路系统内冷却剂液态铅铋速度矢量的分布情况, 换热器下部由于泵的存在冷却剂速度加快, 在堆芯中通道截面减小, 冷却剂速度加快。一次侧冷却剂在冷池与热池之间循环, 将堆芯的热量通过换热器传递给了二次侧高压过冷水, 实现了堆芯的冷却。

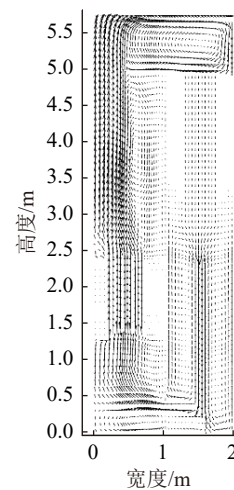


图 15 稳态时一回路冷却剂矢量图

4 结论

鉴于铅铋堆多物理耦合瞬态安全分析程序 MPC_LBE 换热器模块采用了定温简化模型, 其物理模型过于粗糙, 模拟结果过于保守, 无法模拟换热器内换热过程, 为此本文开展了换热器模块开发, 并与 MPC_LBE 实现了外部显式耦合。

通过稳态模拟的结果可得出, 使用显式耦合方案时时间步长取 0.01 s 时, 一次侧及二次侧出口温度的相对误差分别为 0.467 57%, 0.151 96%; 取 0.10 s 时, 一次侧、二次侧出口温度的相对误差分别为 0.467 59%, 0.151 96%。使用隐式耦合方案时, 时间步长取 0.01 s 时, 一次侧及二次侧出口温度的相对误差均分别为 0.467 57%, 0.151 96%; 时间步长取 0.10 s 时, 一次侧及二次侧出口温度的相对误差均分别为 0.467 57%, 0.151 96%, 两者基本无差异。因此显式耦合方案的时间步长敏感性偏大, 隐式耦合方案的时间步长敏感性几乎不存在, 且隐式耦合算法更加精确。在换热器与 MPC_LBE 主程序进行外部显式耦合方面, 一次侧出口温度的相对误差为 0.058 28%, 与设计值符合得较好。

参考文献:

- [1] WU Yican. *Engineering*, 2016, 2(1): 262.
- [2] WU Yican, WANG Minghuang, HUANG Qunying, et al. *Nuclear Science and Engineering*, 2015, 35(2): 213. (in Chinese) (吴宜灿, 王明煌, 黄群英, 等. *核科学与工程*, 2015, 35(2): 213.)
- [3] WU Yican, BAI Yunqing, SONG Yong, et al. *Nuclear Science and Engineering*, 2014, 34(2): 201. (in Chinese) (吴宜灿, 柏云清, 宋勇, 等. *核科学与工程*, 2014, 34(2): 201.)
- [4] GU Zhixing, ZHANG Qingxian, GU Yi, et al. *Nuclear Science and Techniques*, 2021, 32(5): 86.
- [5] ZHANG Ling, GU Zhixing, DAI Jianing, et al. *Nuclear Techniques*, 2022, 45(10): 87. (in Chinese)

- (张玲, 辜峙研, 戴嘉宁, 等. *核技术*, 2022, 45(10): 87.)
- [6] ZHANG L, SONG T, GU Z, et al. *Kerntechnik*, 2023, 88(2): 240.
- [7] ZHANG Wei, LI Jingsong, SHI Huilie. *Nuclear Power Engineering*, 2022, 43(3): 38. (in Chinese)
(张巍, 李净松, 施慧烈. *核动力工程*, 2022, 43(3): 38.)
- [8] DING Xueyou, CHEN Zhiqiang, WEN Qinglong. *Nuclear Power Engineering*, 2021, 42(4): 21. (in Chinese)
(丁雪友, 陈志强, 文青龙. *核动力工程*, 2021, 42(4): 21.)
- [9] CHEN Sen. Unprotected Transient Analysis of Accelerator Driven LBE-Cooled Natural Circulation Sub-critical Reactor [D]. Hefei: University of Science and Technology of China, 2014. (in Chinese)
(陈森. 加速器驱动铅铋冷却自然循环次临界堆无保护瞬态分析研究[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2014.)
- [10] XI Wenxua. Investigation on Flow and Heat Transfer Characteristics of High Efficiency Heat Exchangers Based on Special Medium [D]. University of Chinese Academy of Sciences(Institute of Engineering Thermophysics, Chinese Academy of Sciences), 2018. (in Chinese)
(席文宣. 基于特殊介质的高效换热器流动传热特性研究[D]. 合肥: 中国科学院大学(中国科学院工程热物理研究所), 2018.)
- [11] DING Xueyou, WEN Qinglong, RUAN Shenhui. A thermal Hydraulic Model for a Helical Coiled Tube Once Through Steam Generator of Lead Cooled Fast Reactor[C]//Proceedings of the 16th National Conference on Reactor Thermal Fluids and the 2019 Annual Conference of the Key Laboratory of Thermal and Hydraulic Technology of Nuclear Reactors. 2019: 196. (in Chinese)
(丁雪友, 文青龙, 阮神辉. 铅铋快堆螺旋管直流蒸汽发生器热工水力模型研究[C]//第十六届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室 2019 年学术年会论文集. 2019: 196.)
- [12] GUO Zheng, YIN Jixiang, YI Wenjie. *China Sciencepaper*, 2021, 16(2): 217. (in Chinese)
(郭政, 阴继翔, 易文杰. *中国科技论文*, 2021, 16(2): 217.)
- [13] XING Haikun. The Simulation Model and Research on the Dynamic Characteristics of U-tube Steam Generator[D]. Beijing: North China Electric Power University, 2014. (in Chinese)
(邢海坤. U型管蒸汽发生器仿真模型及动态特性研究[D]. 北京: 华北电力大学, 2014.)
- [14] CHEN Jiayue. Numerical Simulation of Natural Circulation Steam Generator's Thermal-hydraulic Process[D]. Guangzhou: South China University of Technology, 2013. (in Chinese)
(陈佳跃. 自然循环蒸汽发生器热工水力过程的数值仿真[D]. 广州: 华南理工大学, 2013.)
- [15] ZHANG Yu, SUN Baozhi, ZHANG Guolei. *Atomic Energy Science and Technology*, 2012, 46(1): 57. (in Chinese)
(张羽, 孙宝芝, 张国磊. *原子能科学技术*, 2012, 46(1): 57.)
- [16] LIU Le, CHEN Wenzhen, HUANG Wen. *Nuclear Science and Engineering*, 2020, 40(4): 596. (in Chinese)
(刘乐, 陈文振, 黄文. *核科学与工程*, 2020, 40(4): 596.)
- [17] CHAN Afang. Modeling and Simulation of U-Tube Steam Generator in PWR Nuclear Power Plant[D]. Beijing: North China Electric Power University, 2012. (in Chinese)
(缠阿芳. 压水堆核电站U型管蒸汽发生器建模与仿真[D]. 北京: 华北电力大学, 2012.)
- [18] CHENG Caiyang. *Shanxi Chemical Industry*, 1982(2): 53. (in Chinese)
(程蔡阳. *山西化工*, 1982(2): 53.)
- [19] HE Xiaofeng, YANG Xiaohua, HE Jinqiao. *Journal of the University of South China (Natural Science Edition)*, 2006, 20(2): 47. (in Chinese)
(何啸峰, 阳小华, 何金桥. *南华大学学报(自然科学版)*, 2006, 20(2): 47.)
- [20] YANG Ruichang, QIN Shiwei, LIU Ruolei. *Journal of Engineering Thermophysics*, 2006(1): 130. (in Chinese)
(杨瑞昌, 覃世伟, 刘若雷. *工程热物理学报*, 2006(1): 130.)
- [21] SU Ziwei, ZHOU Tao, LIU Mengying, et al. *Nuclear Techniques*, 2013, 36(9): 090205. (in Chinese)
(苏子威, 周涛, 刘梦影, 等. *核技术*, 2013, 36(9): 090205.)
- [22] GU Zhixing, LI Fei, GE Liangquan, et al. *Annals of Nuclear Energy*, 2019, 133: 491.
- [23] XIAO Yulong, GU Zhixing, ZHANG Qingxian, et al. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 141: 107308.

Development of a Heat Exchanger Module for a Transient Safety Analysis MPC_LBE Program for Lead-bismuth Reactors

PAN Qiwen, OU Wenlan, GU Zhixing[†], GONG Zhengyu, DAI Jianing

(College of Nuclear Technology and Automatic Engineering, Chengdu University of Technology, Chengdu 610059, China)

Abstract: As one of the fourth-generation advanced nuclear energy systems, Lead-Bismuth Eutectic(LBE) cooled reactor has excellent neutron economy and inherent safety. To improve its compactness and safety, the main coolant system of LBE-cooled reactor tends to adopt the integrated pool structure design concept, but this design concept also introduces complex thermal hydraulic problems. To solve the above issues, the multi-physics coupling transient safety analysis code for LBE-cooled reactor MPC_LBE was developed, but this code uses a constant temperature simplified model which are not able to simulate the heat exchange process between the first and second circuits, and the accident transient simulation is rather conservative which deviating from the actual condition. To solve this problem, the numerical simulation method of the heat exchanger module for LBE-cooled reactor was carried out in this paper. A one-dimensional numerical calculation models were employed for the primary side, pipe wall and secondary side of heat exchanger, and the numerical heat transfer model was constructed. Finally, the heat exchanger module was coupled with the MPC_LBE code by external explicit means. For the heat exchanger numerical calculation module, steady-state verification and time step sensitivity analysis were performed separately, and the results show that the time step sensitivity of the explicit coupling strategy is large, while the time step setting of the implicit coupling strategy has almost no effect on the simulation results. For the new MPC_LBE program coupled with the numerical calculation module of the heat exchanger, the steady-state simulation application of the natural cycle lead-bismuth reactor was carried out.

Key words: lead-bismuth reactors; MPC_LBE; heat exchanger model; multi-physics coupling.

Received date: 07 Dec. 2022; **Revised date:** 08 Mar. 2023

Foundation item: Natural Science Foundation of Sichuan Province(2022NSFSC0253)

† Corresponding author: GU Zhixing, E-mail: guzhixing17@163.com