



·研究堆应用技术专题·

海洋条件下自然循环铅铋反应堆偏环运行特性分析

王 旭, 赵亚楠, 赵鹏程, 于 涛

(南华大学 核科学技术学院, 湖南 衡阳 421200)

摘 要: 基于二次开发 RELAP5/MOD3.1 程序, 分析了典型海洋条件下的 10 MW 自然循环铅铋反应堆偏环运行特性。分析结果表明: 反应堆在倾斜条件下偏环运行时, 其系统参数对倾角变化敏感性较弱; 起伏条件下, 偏环运行导致流量的波动幅度降低为 9%, 出口温度降低约 16 K。起伏幅度越大、流量波动越剧烈; 起伏周期越大、流量震荡越明显, 但影响效果也在减弱; 摇摆条件下, 堆芯流量、出口温度降低, 反应堆引入更高的安全裕量; 摇摆幅度越大、摇摆周期越小, 流量波动幅度越大, 且堆芯出口温度对周期变化敏感性明显高于摇摆幅度变化。

关键词: 海洋条件; 铅铋反应堆; RELAP5; 自然循环; 偏环运行

中图分类号: TL33

文献标志码: A

doi: 10.11884/HPLPB202234.210474

Asymmetrical operation characteristics of natural circulation lead-bismuth reactor under ocean conditions

Wang Xu, Zhao Ya'nan, Zhao Pengcheng, Yu Tao

(School of Nuclear Science and Technology, University of South China, Hengyang 421200, China)

Abstract: To ensure the vitality of naval nuclear power at all times, the natural cycle lead-bismuth reactor loop will take partial loop operation when it fails under marine conditions. However, there are few studies on the partial loop operation characteristics of lead-bismuth reactor under marine conditions. Based on the secondary development of RELAP5/MOD3.1 program, the off-loop operation characteristics of a 10 MW natural cycle lead-bismuth reactor under typical oceanic conditions are analyzed. The analysis results show that the system parameters of the reactor are less sensitive to the change of tilt angle when the reactor is operating under inclined conditions. Under undulating conditions, the fluctuation of flow rate is reduced by 9% and the outlet temperature is reduced by about 16 K. The larger the undulating amplitude, the more drastic the flow rate fluctuation; the larger the undulating period, the more obvious the flow rate oscillation, but the effect is also weakening. Under rocking conditions, the core flow and outlet temperature are reduced and the reactor introduces higher safety margins. The larger the swing amplitude and the smaller the swing period, the larger the flow fluctuation, and the core outlet temperature is significantly more sensitive to the cycle change than the swing amplitude change.

Key words: ocean conditions, lead-bismuth reactor, RELAP5, natural circulation, asymmetric loop operation

自然循环铅铋反应堆具有热效率高、固有安全性强、运行性能稳定等特点, 是舰船核动力的重要的候选堆型^[1]。受海洋条件影响, 船用自然循环铅铋反应堆热工水力特性与陆基条件有较大差别。此外, 为保证舰船战时生命力, 自然循环铅铋反应堆在发生 SGTR、蒸汽发生器一次侧堵流等特定事故时会采用偏环运行模式^[2-3]。因此, 开发自然循环铅铋反应堆海洋条件热工水力分析程序, 开展海洋条件下自然循环铅铋反应堆偏环运行特性研究势在必行。

近年来, 国内外研究机构建立了多种铅铋机理实验装置, 重点对铅铋热物性和流动换热特性开展实验研究^[4-6]。随着铅铋流体物性模型和流动换热模型的不断完善, 国内外学者逐步将已有的实验成果引入铅铋反应堆系统分析

* 收稿日期: 2021-11-09; 修订日期: 2021-12-21

基金项目: 湖南省教育厅优秀青年项目(2005JY010); 湖南省科技创新团队项目(2020RC4053)

联系方式: 王 旭, wangxu117@stu.usc.edu.cn。

通信作者: 赵亚楠, chinazhaoyanan@hotmail.com。

程序的开发工作中。较为常见的方法是基于现有成熟的轻水堆热工水力系统分析程序进行二次开发,通过添加铅铋物性模型和流动换热模型,最终得到适用于铅铋反应堆的安全分析工具^[7-9]。为了发展海洋核动力,科研人员基于现有成熟的压水堆研究经验,通过修改分析程序的计算模型、搭建海洋条件实验台架,分析了海洋条件下轻水反应堆的自然循环特性^[10-14]。但目前,对海洋条件下铅铋反应堆运行特性的研究还比较欠缺。南华大学、西安交通大学开发了适用于海洋条件下小型模块化铅铋反应堆的瞬态分析程序,探讨了典型海洋条件下铅铋反应堆热工水力特性,研究了反应堆在正常工况下的参数响应特性^[15-16]。为了保障舰船的生命力,舰船核动力在发生事故时会采用偏环运行^[17]。偏环运行时,堆芯入口流量的分配不均或搅浑不充分,会改变堆芯冷却剂的温度分布,进而导致堆芯局部功率的瞬变,在复杂多变的海洋条件作用下为反应堆的安全带来极大的影响。然而目前国内外学者大多以轻水堆,如 VVER 系列为研究对象,针对铅铋反应堆偏环运行特性的研究比较欠缺^[18-20]。本文对 SNCLFR-10 自然循环铅铋反应堆建模,利用基于 RELAP5/MOD3.1 二次开发的海洋条件下铅铋反应堆分析程序,分析海洋条件下铅铋反应堆偏环运行时的热工水力特性。

1 模型开发及验证

1.1 铅铋物性、流动换热模型开发

基于 RELAP5/MOD3.1 程序开发铅铋反应堆计算程序添加的液相铅铋模型包括物性模型、换热模型与流动模型。

1.1.1 物性模型

表 1 为 OECD/NEA 所公布的《铅与铅铋合金物性手册》中所包含的铅铋物性模型^[21](适用范围: $398.15 \text{ K} < T_{\text{LBE}} < 1073.15 \text{ K}$)。

表 1 RELAP5 中的液相铅铋物性关系式
Table 1 Formula of RELAP5 program for liquid LBE

parameter	thermodynamic properties
density	$\rho_{\text{LBE}}[\text{kg} \cdot \text{m}^{-3}] = 11\,096.0 - 1.303\,6 \times T_{\text{LBE}}$
saturation vapor pressure	$p_{s(\text{LBE})}[\text{Pa}] = 1.11 \times 10^{10} \cdot \exp\left(-\frac{22\,552.0}{T_{\text{LBE}}}\right)$
heat capacity	$c_{p(\text{LBE})}[\text{J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}] = 159.0 - 2.72 \times 10^{-2} \times T_{\text{LBE}} + 7.12 \times 10^{-6} \times T_{\text{LBE}}^2$
internal energy	$U_{(\text{LBE})}[\text{J} \cdot \text{kg}^{-1}] = 159.0(T_{\text{LBE}} - T_{\text{M}}) + \frac{2.72 \times 10^{-2}(T_{\text{LBE}}^2 - T_{\text{M}}^2)}{2} + \frac{7.12 \times 10^{-6}(T_{\text{LBE}}^3 - T_{\text{M}}^3)}{3}$ $T_{\text{M}} = 398.15 \text{ K}$
enthalpy	$h_{(\text{LBE})}[\text{J} \cdot \text{kg}^{-1}] = U + p v$
entropy	$S_{(\text{LBE})}[\text{J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}] = 159.0 \ln \frac{T_{\text{LBE}}}{T_{\text{M}}} + 2.72 \times 10^{-2}(T_{\text{LBE}} - T_{\text{M}}) + \frac{7.12 \times 10^{-6}(T_{\text{LBE}}^2 - T_{\text{M}}^2)}{2}$
thermal coefficient of expansion	$\beta_{(\text{LBE})}[\text{K}^{-1}] = \frac{1}{(8\,383.2 - T_{\text{LBE}})}$
pressure coefficient of expansion	$\kappa_{(\text{LBE})}[\text{Pa}^{-1}] = \frac{1}{(11\,096.0 - 1.303\,6 T_{\text{LBE}})(1\,773.0 + 0.104\,9 T_{\text{LBE}} + 2.87 \cdot 10^{-4} T_{\text{LBE}}^4)^2}$
viscosity	$\eta_{(\text{LBE})}[\text{Pa} \cdot \text{s}] = 4.94 \times 10^{-4} \times \exp\left(\frac{754.1}{T_{\text{LBE}}}\right)$
surface tension	$\sigma_{(\text{LBE})}[\text{N} \cdot \text{m}^{-1}] = 0.367 - 5.5 \cdot 10^{-5} (T_{\text{LBE}} - 1\,073.15)$
thermal conductivity	$\lambda_{(\text{LBE})}[\text{W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}] = 3.61 + 1.517 \times 10^{-2} T_{\text{LBE}} - 1.741 \times 10^{-6} T_{\text{LBE}}^2$

1.1.2 换热模型

目前在 RELAP5 程序中添加液态金属流体需要扩展的换热模型包括圆管、棒束换热模型,本文选取 RELAP5-3D 的圆管换热模型^[8,22],选取文献^[7,23]验证的棒束换热模型。

圆管换热模型关系式为

$$Nu = 5.0 + 0.025 Pe^{0.8} \quad 40 \leq Pe \leq 1150 \quad (1)$$

棒束换热模型关系式

$$Nu_{\text{lam}} = 24.15 \lg\left(-8.12 + 12.76\left(\frac{P}{D}\right) - 3.65\left(\frac{P}{D}\right)^2\right) \quad 60 \leq Pe \leq 200 \quad (2)$$

$$Nu = Nu_{Lam} + 0.0174 \left(1 - e^{-6\left(\frac{P}{D}\right)} \right) \cdot (Pe - 200)^{0.9}, \quad 200 \leq Pe \leq 2200 \quad (3)$$

式中: Nu 为努塞尔数; Pe 为佩克莱特数; Nu_{Lam} 为层流努塞尔数; P 为栅距; D 为燃料棒外径。

1.1.3 流动模型

RELAP5 程序无法根据流道类型计算摩擦阻力系数, 但铅铋流体在棒束区域的流动特性与轻水具有较大区别, 故本文采用国内外学者修正的 Rehme 模型, 对摩擦阻力系数进行计算^[24-25]

$$f = \frac{64}{Re} F^{0.5} + \frac{0.0816}{Re^{0.133}} F^{0.9355} \frac{N_r(D_r + D_w)}{A} \quad (4)$$

$$F = \left(\frac{P}{D} \right)^{0.5} + \left[7.6 \frac{D + D_w}{H} \left(\frac{P}{D} \right) \right]^{2.16} \quad (5)$$

式中: D_r 为棒外径; H 为螺距; D_w 为绕丝直径; N_r 为燃料棒数目; F 为考虑绕丝结构的几何因子。该关系式的适用范围为: $1.1 \leq P/D \leq 1.42$, $5 \leq H/D \leq 50$ 。

1.2 海洋条件下的数学模型

舰船处于海洋条件下受风浪的影响复杂发生倾斜、起伏、摇摆等运动情况, 舰船反应堆也会受到同样的影响。本文根据三种典型海洋条件的特点采用正弦三角函数来模拟海洋运动条件。

(1) 起伏条件: RELAP5 程序中的重力加速度 g 为全局变量, 可以改变重力加速度在流体流动方向上的分量来模拟起伏条件, 该分量可以表示为

$$B_e = \left[1 + F \sin\left(\frac{2\pi T}{T_f}\right) \right] \mathbf{g} \cdot \mathbf{e}_v \quad (6)$$

式中: B_e 为质量力, F 为起伏幅度; T_f 为周期, \mathbf{e}_v 为流体质点在流动方向上的单位矢量, \mathbf{g} 为重力加速度。

(2) 倾斜与摇摆条件: 倾斜与摇摆条件都会改变动量方程中质量力, 可以将二者共同考虑。摇摆条件下的角加速度、角速度、角位移分别为

$$\beta(T) = -\frac{4\pi^2}{T_r^2} [\phi(T) - \phi_0] \quad (7)$$

$$\omega(T) = \frac{2\pi\phi_m}{T_r} \cos\left(\frac{2\pi T}{T_r}\right) \quad (8)$$

$$\phi(T) = \phi_0 + \phi_m \sin\left(\frac{2\pi T}{T_r}\right) \quad (9)$$

式中: ϕ_0 为稳定角度; ϕ_m 为摇摆幅度; T_r 为摇摆周期, $\phi_m=0$ 时表倾斜条件; $\phi_0=0$ 时表摇摆条件。

1.3 铅铋流体计算程序验证

为了验证铅铋流体模型的正确性, 本文基于 KTH 搭建的 TALL-3D 实验装置, 分别应用扩展程序、RELAP5-3D 程序建模计算并与实验数据对比验证^[26]。图 1(a)、1(b) 为实验装置的结构简图与节点图, 装置包括加热器、换热器、膨胀箱等。MH 加热器(MH)与 3D 加热器(TS)的功率分别为 3.2 kW, 4.0 kW^[27-29]。

表 2 为系统自然循环稳态时流量、温度对比。由表可知, 扩展程序与 RELAP5-3D 程序对实验装置的模拟精度较高。前者计算的温度误差最大值小于 1.2%、流量误差最大值小于 1.7%, 满足后续铅铋反应堆瞬态分析要求。

1.4 海洋条件计算程序验证

本文基于文献 [30] 中的单相流动摇摆实验验证摇摆计算模型, 摇摆周期为 12.5 s, 幅度为 20°。对比文献 [31] 中 RETRAN-02-GRAV 程序对“陆奥”号计算的仿真结果, 验证起伏条件计算模型, 起伏周期为 15 s, 幅度为 0.6g。由图 2、3 可知, 仿真获得的回路流量与实验、文献结果对比, 变化趋势较吻合, 计算误差最大不超过 5%。因此可以认为, 本文建立的海洋条件计算模型是可靠的, 可以实现对海洋工况较为正确的仿真。

2 偏环运行特性分析

2.1 10 MW 铅铋反应堆建模

本文选取中国科学技术大学的 10 MW 铅铋反应堆 SNCLFR-10 作为瞬态分析对象^[16]。该反应堆结构紧凑、系统简单、安全性高。如图 4(a) 所示, 反应堆主要由堆芯, 热铅池、冷铅池、换热器以及隔热板等组成。

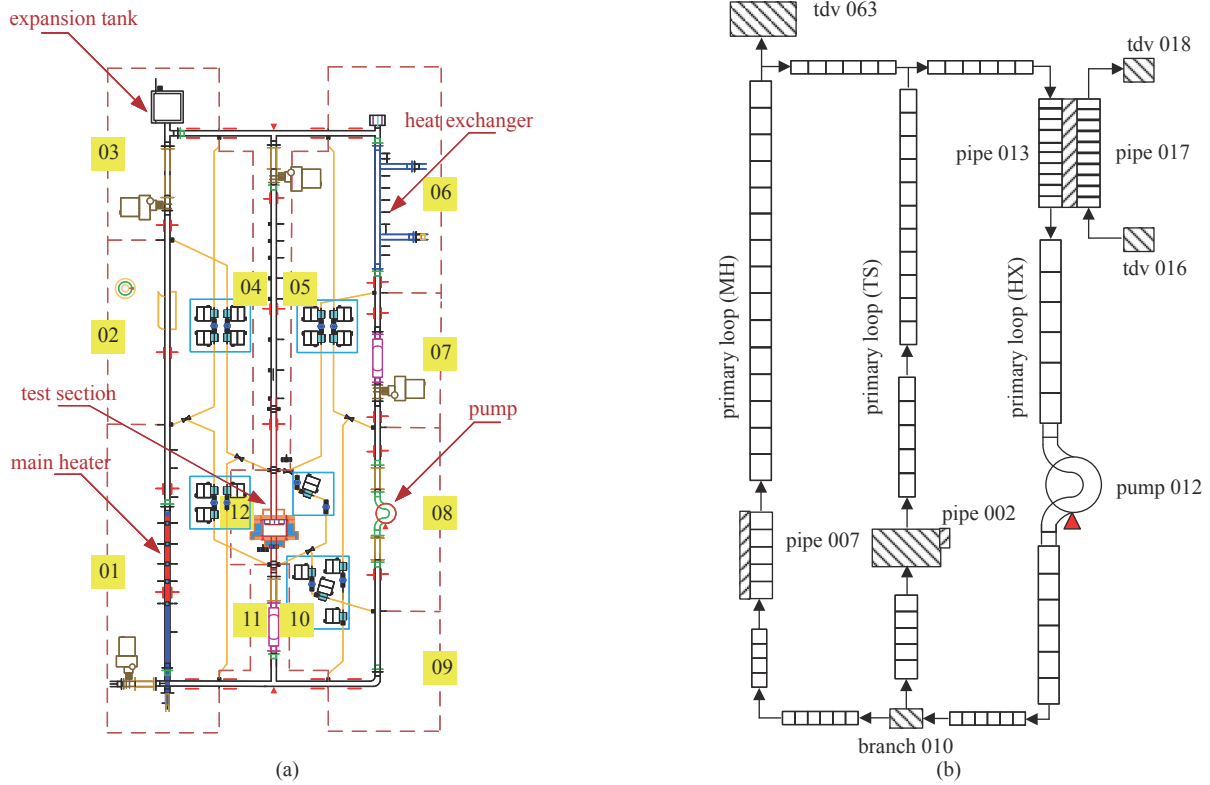


Fig. 1 Schematic diagram of TALL-3D experimental device (a) and node diagram (b)

图 1 TALL-3D 实验装置图(a)与节点图(b)

表 2 自然循环实验值与计算值对比

Table 2 Comparison of experimental value and calculated value of natural circulation

parameter	MH	TS	total	MH inlet	MH outlet	TS inlet	TS outlet
	flow/(kg/s)	flow/(kg/s)	flow/(kg/s)	temperature/K	temperature/K	temperature/K	temperature/K
experiment	0.238	0.293	0.533	473.28	556.63	457.53	567.14
extension	0.242	0.29	0.533	473.19	559.99	473.19	565.44
error/%	-1.68	1.023	0	0.019	-0.603	0.492	0.300
RELAP5-3D	0.238	0.296	0.534	473.2	561.23	473.2	561.75
error/%	0	-1.023	-0.187	0.017	-0.826	0.490	0.950

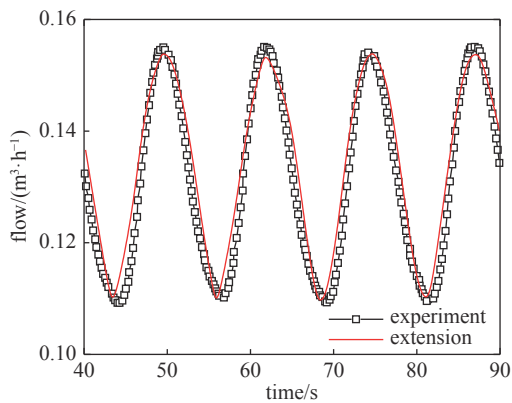


Fig. 2 Rolling flow comparison

图 2 摇摆流量对比

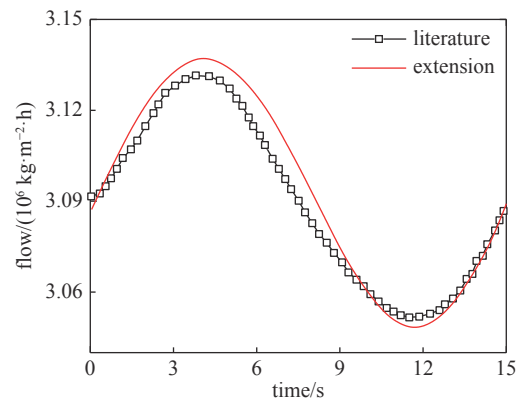


Fig. 3 Heaving flow comparison

图 3 起伏流量对比

堆芯采用常规反应堆堆芯的建模方法,图 4(b)中, p026, p024, p022 分别模拟热通道、平均通道、旁流通道,水力学部件与热构件划分了 10 个节点。tdv150, tdv250 模拟二回路的给水边界, p035, p155 以及 p036, p255 模拟热交换器。系统初始时刻处于满功率 100%FP 稳定运行的自然循环工况,设计参数与扩展程序、RELAP5-3D 计算值对

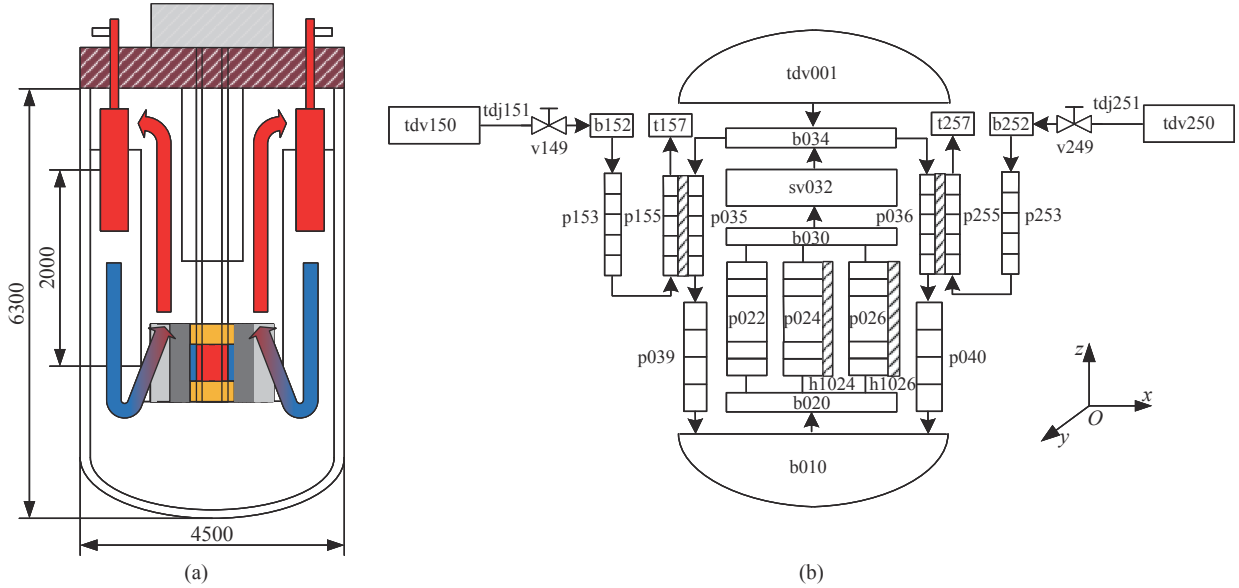


Fig. 4 SNCLFR-10 reactor structure sketch (a) and node diagram (b)

图4 SNCLFR-10反应堆结构简图(a)与节点图(b)

比如表3所示。计算结果表明,本文针对10 MW小型铅铋反应堆建模正确,扩展程序与RELAP5-3D计算结果吻合良好,且具有较高的模拟精度,可进一步应用于海洋条件瞬态过程分析。

表3 堆芯关键参数设计值与计算值对比

Table 3 Comparison of design values and calculated values of key parameters in core

parameter	power/MW	inlet temperature/K	outlet temperature/K	flow/(kg/s)	flow rate(m/s)
design value	10	533	663	529.4	0.123 56
extension	10	533.52	659.63	529.28	0.121 33
error/%	0	-0.098	0.508	0.022	1.804
RELAP5-3D	10	533.34	659.1	529.84	0.121 23
error/%	0	-0.064	0.588	-0.083	1.886

2.2 陆基条件下偏环运行特性

偏环运行是反应堆服役过程中不可避免的运行工况。为了便于对比分析海洋条件下铅铋反应堆偏环运行特性,首先对陆基条件下铅铋反应堆偏环运行展开模拟研究,系统在2500 s时隔离右侧环路,手动调节控制棒,使功率120 s内线性降低为50%FP。

图5、图6为陆基条件下反应堆偏环运行时,自然循环流量、堆芯进出口温度变化。计算结果表明:双环路切换至单环路运行过程中,隔离环路流量迅速降至0 kg/s。反应堆功率降至50% FP后,系统约在3000 s时重新建立自然循环,此时左侧环路流量升高,在略大于1/2堆芯流量处维持稳定。温度的变化具有一定延迟效应,环路切换

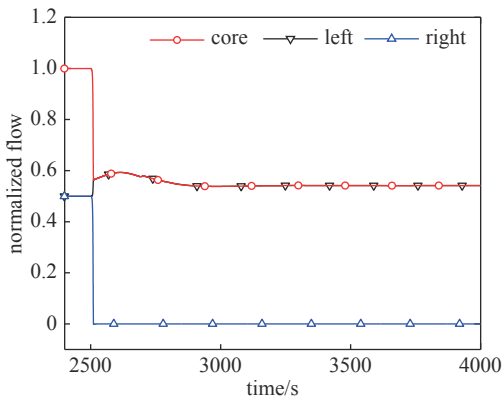


Fig. 5 Natural circulation flow

图5 自然循环流量

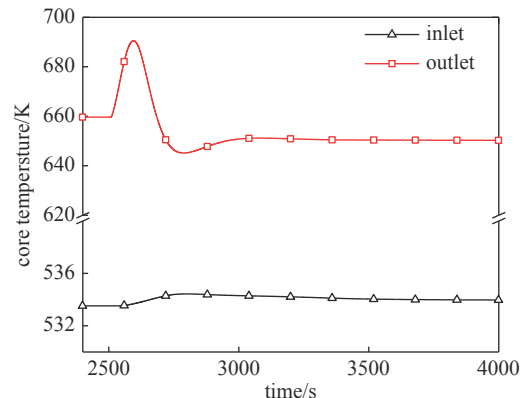


Fig. 6 Temperature of the core

图6 堆芯温度变化

过程中堆芯等效传热面积增加,进口温度升幅较小、出口温度升幅较大且达到峰值温度后降低,较稳态温度下降 10 K。

2.3 倾斜条件下运行特性

2.3.1 倾斜条件下非偏环运行特性

系统初始状态为陆基条件下的自然循环运行工况,2000 s 时反应堆向右倾斜 30°。倾斜过程中,左环路循环高度增加且大于右环路,堆芯热源位置变化较小。图 7 为倾斜条件下反应堆满环运行时环路流量变化,由图 7 可知,引入倾斜条件 150 s 后反应堆重新建立自然循环,左环路流量高于右环路,堆芯流量降低约 7%。图 8 为系统在倾斜运动中达到稳态时,反应堆流量与堆芯出口温度随倾斜角度变化的归一化处理,由图 8 可知,随着倾角增加堆芯流量降低、堆芯出口温度升高。同倾角增幅下,系统参数变化敏感性增加。极端工况下(倾角为 60°),流量降低了 25% 以上,温升约 50 K,短时间内大幅度的温升为反应堆安全带来一定影响。

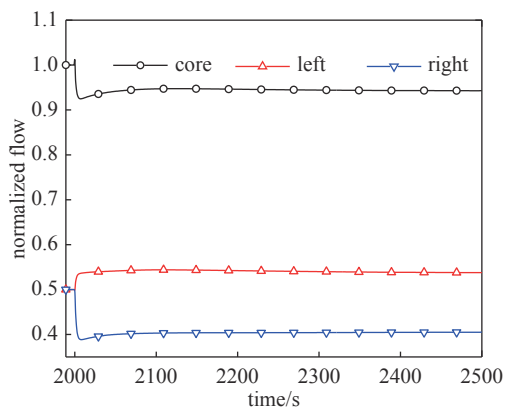


Fig. 7 Natural circulation flow under inclined condition
图 7 倾斜条件下自然循环流量

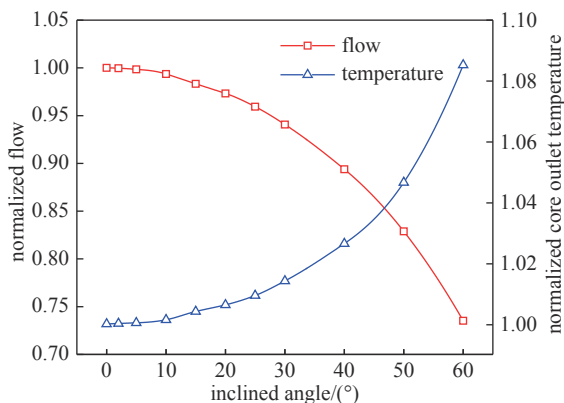


Fig. 8 Effect of inclined angle on core parameters
图 8 倾角对堆芯参数的影响

2.3.2 倾斜条件下偏环运行特性

假设系统向右倾斜 500 s 后,某环路因故障被隔离。图 9 为反应堆向右倾斜时,分别偏左(run left loop)、偏右(run right loop)环路运行时,反应堆堆芯出口温度与环路自然循环流量变化示意图。由图 9 可知,流量变化趋势与陆基反应堆偏环运行相似,倾斜过程中,偏左环路运行(图中简称为 L)工况下的流量较偏右(图中简称为 R)时上升约 10%,堆芯出口温度降低约 20 K。对比分析可知,反应堆采用与倾斜方向相反的偏环路运行时,反应堆安全性得到明显提升。图 10 为不同倾角下反应堆偏环运行时的自然循环流量、出口温度变化,参数变化趋势与倾斜条件相似。反应堆偏环运行后,参数对倾斜角度变化的敏感性降低,不同倾角下流量降幅、温度波动幅度减小,为舰船反应堆补偿了一定的安全裕量。

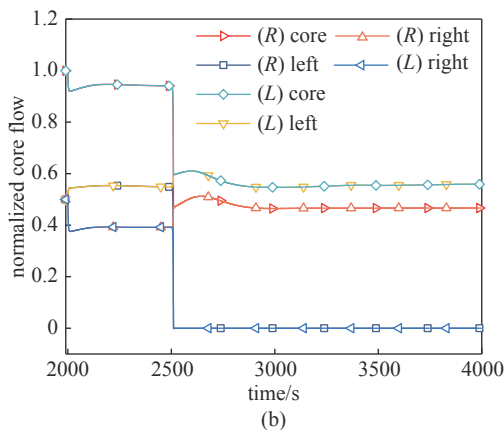
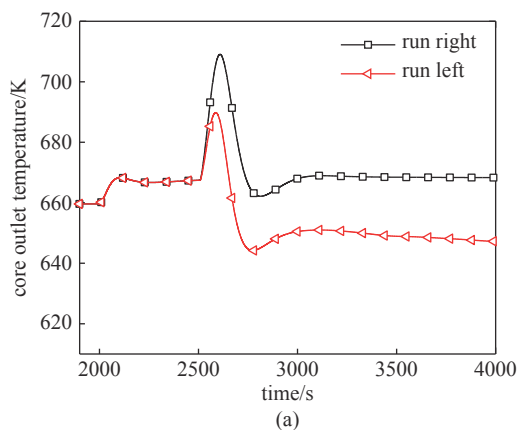


Fig. 9 Variation of core outlet temperature (a) and flow (b)
图 9 堆芯出口温度(a)、流量(b)变化

2.4 起伏条件下运行特性

2.4.1 起伏条件下非偏环运行特性

固定起伏幅度 0.5g,起伏周期 5 s。图 11 示出起伏条件下,反应堆内自然循环流量变化。由图 11 可知,起伏条

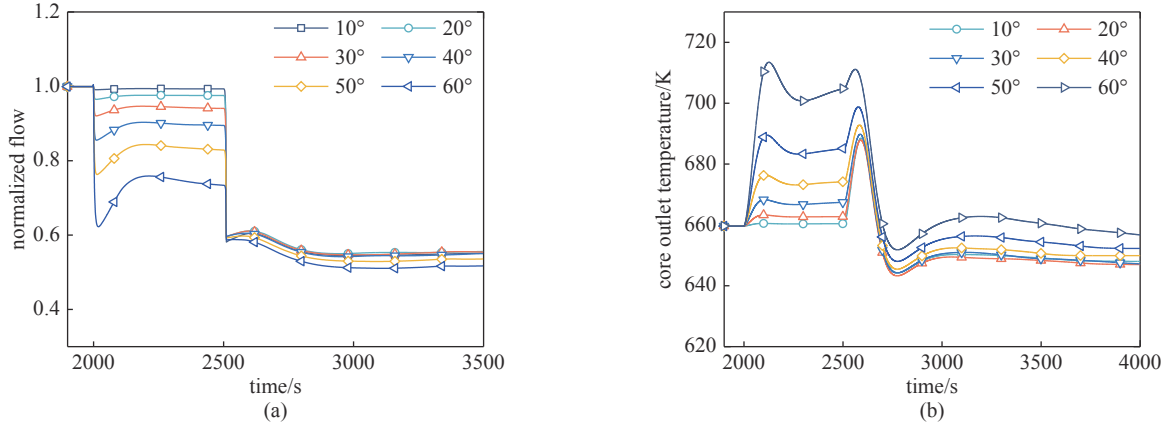


Fig. 10 Effect of inclination angle on core flow (a) and outlet temperature(b)

图 10 不同倾角下堆芯流量(a)、出口温度(b)变化

件下流量波动周期与起伏周期一致,对称环路流量的波动趋势完全相同。堆芯流量最大波动幅度最大为 67 kg/s,波动范围约为稳态流量的 24%。图 12 为不同起伏周期,不同起伏幅度下堆芯流量变化。

2.4.2 起伏条件下偏环运行特性

2500 s 时反应堆切换为偏环运行,图 13 为堆芯进出口温度与回路流量变化。系统稳定时,流量最大波动幅度为 25 kg/s,波动范围约为稳态流量的 9%,其波动幅度相较于满环起伏运动大幅度下降;堆芯出口温度较满环运行工况相比,下降约 16 K。偏环运行反应堆弥补的安全裕量促使反应堆可以忽略起伏条件对堆芯出口温度造成的波动。图 14 给出起伏周期、幅度对自然循环流量的影响,由图可知,反应堆偏环运行时起伏幅度、周期对流量的影响趋势类似于起伏工况。对于起伏幅度一定的运动,起伏周期越大,流量波动范围越大。当周期增加到一定程度后,流量波动范围升幅降低且基本不再受起伏周期的影响。对于频率一定的起伏运动,起伏幅度越大,流量波动范围越大,二者呈线性关系。

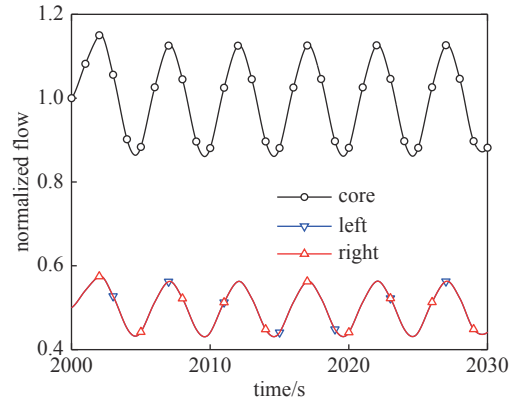


Fig. 11 Natural circulation flow under heaving condition

图 11 起伏条件下自然循环流量

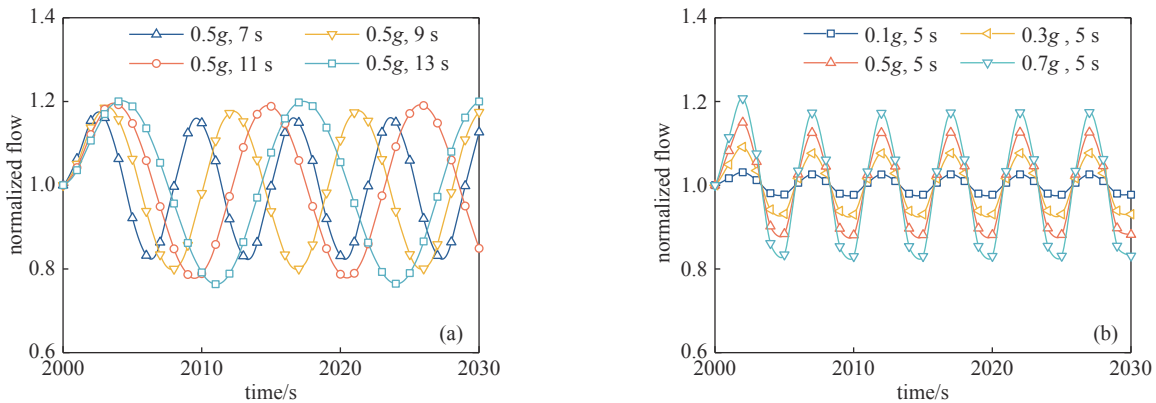


Fig. 12 Effect of heaving period (a) and amplitude(b) on flow

图 12 起伏周期(a)、幅度(b)对流量的影响

2.5 摇摆条件下运行特性

2.5.1 摇摆条件下非偏环运行特性

2000 s 时反应堆以 y 轴为摇摆轴,引入摇摆周期与幅度分别为 15 s, 8° 的摇摆运动。图 15 示出反应堆回路流量变化,对称环路流量波动范围约为 40%,波动周期与摇摆周期完全一致。堆芯流量受对称环路的相互抵消作用,

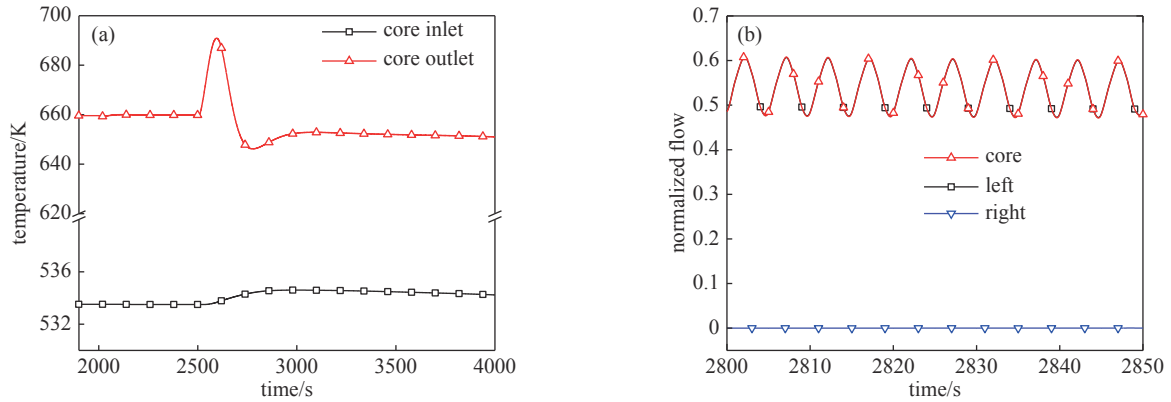


Fig. 13 Variation of core temperature (a) and natural circulation flow (b)

图 13 堆芯温度(a)和自然循环流量(b)变化

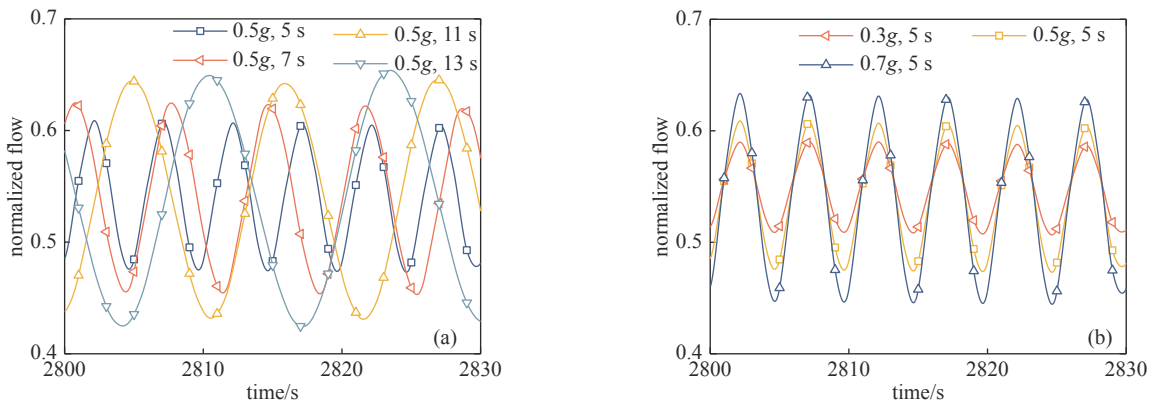


Fig. 14 Effect of heaving period (a) and amplitude(b) on flow

图 14 起伏周期(a)和幅度(b)对流量的影响

波动幅仅为 5%，减幅约为 2%。图 16 关注不同摇摆参数对自然循环流量的影响，由图可知，摇摆幅度越大，流量波动越剧烈，与起伏条件影响规律类似；但摇摆周期越大，流量波动范围反而越小，影响规律与起伏条件相反。

2.5.2 摇摆条件下偏环运行特性

2500 s 时，反应堆切换为偏环运行，回路流量变化规律与起伏运动相似。堆芯进出口温度与自然循环流量变化如图 17 所示，环路流量波动幅度约为 35%，较摇摆条件下降约 27 kg/s。堆芯出口温度经两次增加后维持在 650 K 左右。与起伏条件相似，偏环运行在转换过程中减弱了摇摆条件为反应堆带来的影响，保障了反应堆的安全运行。

图 18、图 19 示出不同摇摆周期与幅度对自然循环流量与堆芯出口温度的影响。由图 18 可知，周期与幅度对反应堆的影响规律与非偏环运行相同，摇摆周期越小、摇摆幅度越大，流量波动范围越大，堆芯出口温度首次增幅越大。图 18 中，反应堆偏环运行时，堆芯出口温度对摇摆周期变化敏感度明显高于摇摆幅度变化，但此时的堆芯出口温度仍满足安全设计准则，在反应堆正常运行时影响较小。

3 结论

本文结合了 10 MW 铅铋反应堆的结构特点，基于二次开发的 RELAP5/MOD3.1 程序，展开海洋条件下自然循环铅铋反应堆偏环运行特性分析，得到以下结论：(1) 本文二次开发的 RELAP5 程序可实现海洋条件下自然循环铅

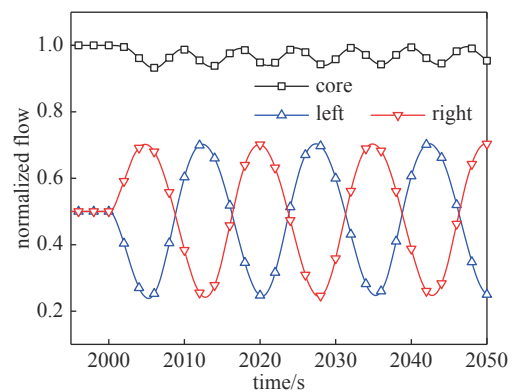


Fig. 15 Natural circulation flow under rolling condition

图 15 摇摆条件下自然循环流量

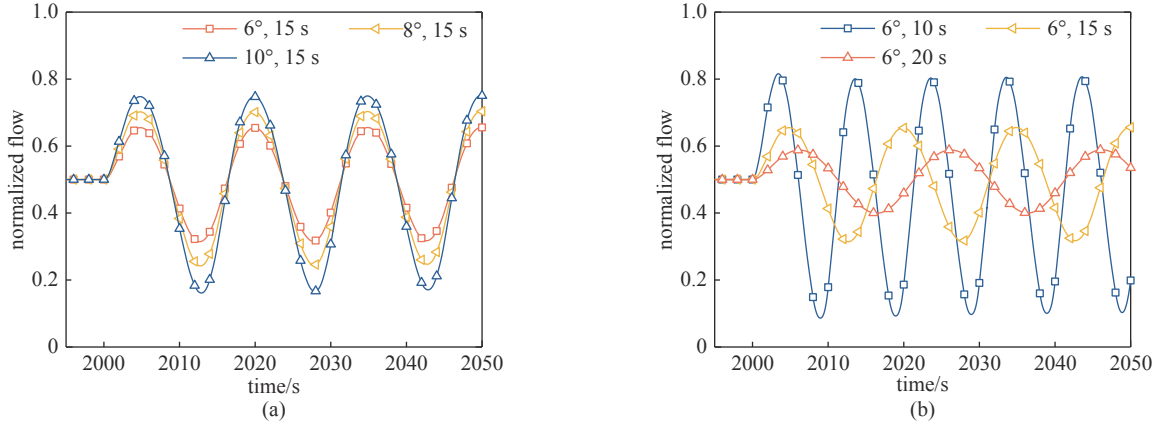


Fig. 16 Effect of rolling amplitude (a) and period (b) on flow

图 16 摇摆幅度 (a) 和周期 (b) 对流量的影响

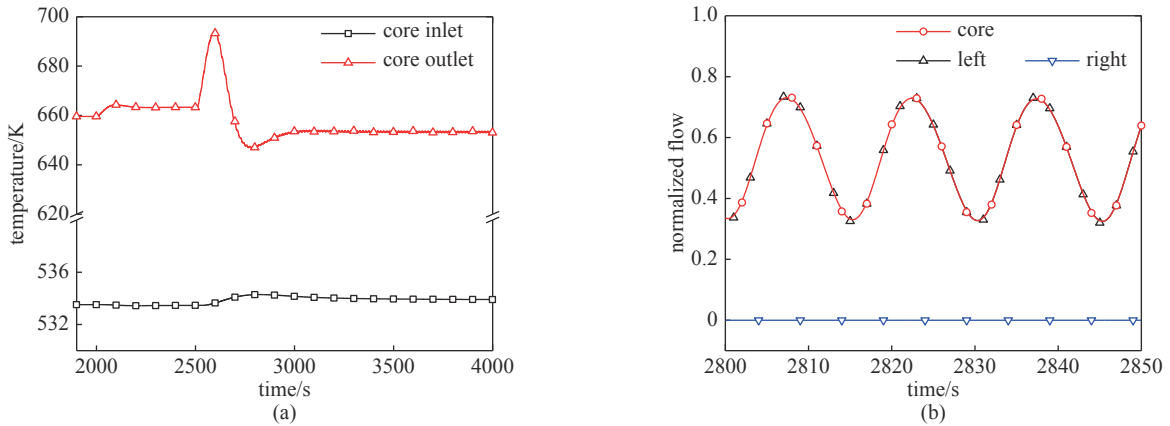


Fig. 17 Variation of core temperature (a) and natural circulation flow (b) change

图 17 堆芯温度 (a) 和自然循环流量 (b) 变化

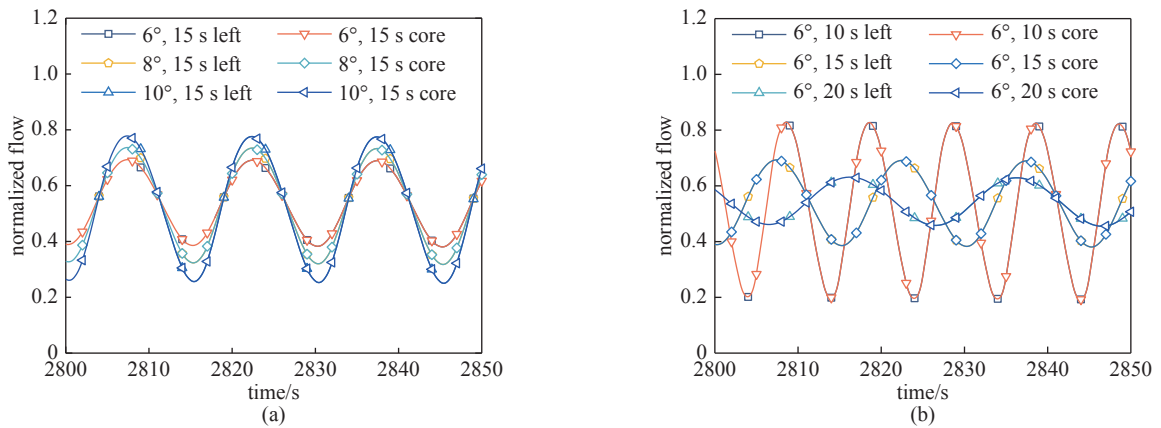


Fig. 18 Effect of rolling amplitude (a) and period (b) on flow

图 18 摇摆幅度 (a) 和周期 (b) 对流量的影响

铋反应堆运行特性分析,能够较好地模拟反应堆偏环运行工况;(2)倾斜条件工况下,铅铋反应堆偏环运行时堆芯出口温度降低,反应堆流量略大于初始流量的 1/2,且循环高度越大,流量越大,偏环运行降低了堆内流量、出口温度对倾角变化的敏感性以及变化范围;(3)起伏条件下偏环运行时发现,堆芯流量波动范围降至 9%,堆芯出口温度降低约 16 K,相较于非偏环运行工况提高了起伏条件下反应堆安全裕量。且起伏幅度越大、流量波动越剧烈;起伏周期越大、流量震荡越明显,但震荡效果也随之减弱;(4)摇摆条件下铅铋反应堆偏环运行时,摇摆幅度越大、摇摆周期越小,流量波动幅度越大,堆芯出口温度对周期变化敏感性明显高于摇摆幅度变化。但偏环运行时堆芯流量与出口温度的降低,弱化了海洋条件为反应堆带来的影响。

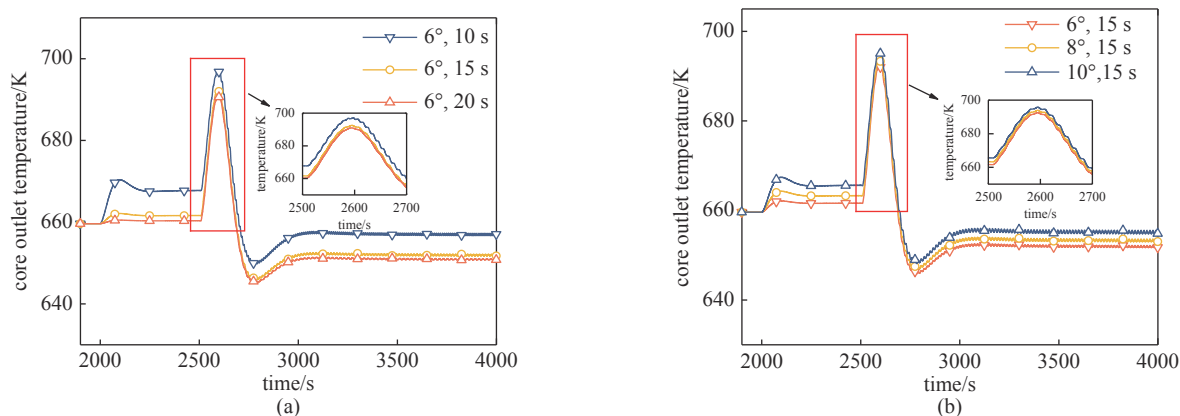


Fig. 19 Effect of rolling period (a) and amplitude (b) on core outlet temperature

图 19 摇摆周期(a)和幅度(b)对堆芯出口温度的影响

参考文献:

- [1] 吴宜灿, 王明煌, 黄群英, 等. 铅基反应堆研究现状与发展前景[J]. *核科学与工程*, 2015, 35(2): 213-221. (Wu Yican, Wang Minghuang, Huang Qunying, et al. Development status and prospects of lead-based reactors[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2015, 35(2): 213-221)
- [2] 王泽鸣. VVER-1000偏环运行蒸汽发生器换热特性数值模拟研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工业大学, 2016. (Wang Zeming. Numerical simulation of steam generator heat transfer characteristics in VVER-1000 asymmetric operation[D]. Harbin: Harbin Institute of Technology, 2016)
- [3] 程建平. 基于CFD的四环路压水堆偏环运行数值模拟[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工业大学, 2015. (Cheng Jianping. Numerical simulation on four-loop PWR at asymmetric operation conditions based on CFD[D]. Harbin: Harbin Institute of Technology, 2015)
- [4] 王苏豪, 黄善清, 高胜, 等. 液态铅铋实验回路KYLIN-II热平衡理论分析研究[J]. *核科学与工程*, 2013, 33(4): 409-413,428. (Wang Suhao, Huang Shanqing, Gao Sheng, et al. Analysis on heat balance for liquid lead-bismuth experimental loop KYLIN-II[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2013, 33(4): 409-413,428)
- [5] Orlova E E, Smirnov V P, Vlasenko A E, et al. Celsist subchannel module aided simulation of liquid-metal coolant flow in experimental FA[J]. *Atomic Energy*, 2020, 128(2): 71-77.
- [6] Martelli D, Forgione N, Di Piazza I, et al. HLM fuel pin bundle experiments in the CIRCE pool facility[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, 292: 76-86.
- [7] 张家心, 王成龙, 赵寒冰, 等. RELAP5铅铋快堆模型拓展及验证[J]. *原子能科学技术*, 2021, 55(7): 1260-1267. (Zhang Jiixin, Wang Chenglong, Zhao Hanbing, et al. RELAP5 modification and verification for lead-bismuth fast reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2021, 55(7): 1260-1267)
- [8] Kumari I, Khanna A. Preliminary validation of RELAP5/Mod4.0 code for LBE cooled NACIE facility[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 314: 217-226.
- [9] Angelucci M, Martelli D, Barone G, et al. STH-CFD codes coupled calculations applied to HLM loop and pool systems[J]. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2017, 2017: 1936894.
- [10] Ishida I, Tomiai I. Development of analysis code for thermal hydro-dynamics of marine reactor under multi-dimensional ship motions, RETRAN-02/GRAV[R]. Tokyo: Atomic Energy Research Inst, 1992: 135.
- [11] 王冰. 海洋条件下核反应堆热工水力分析程序开发[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2017. (Wang Bing. The development of a thermal hydraulic analysis code of nuclear reactor under ocean conditions[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2017)
- [12] 谭思超, 高璞珍, 苏光辉. 摇摆运动条件下自然循环复合型脉动的实验研究[J]. *原子能科学技术*, 2008, 42(11): 1007-1011. (Tan Sichao, Gao Puzhen, Su Guanghui. Experimental research on natural circulation complex oscillations under rolling motion conditions[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2008, 42(11): 1007-1011)
- [13] Murata H, Sawada K I, Kobayashi M. Experimental investigation of natural convection in a core of a marine reactor in rolling motion[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2000, 37(6): 509-517.
- [14] Ishida T, Yoritsune T. Effects of ship motions on natural circulation of deep sea research reactor DRX[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2002, 215(1/2): 51-67.
- [15] 刘志鹏, 王成龙, 张大林, 等. 运动条件下铅铋反应堆热工水力特性研究[J]. *原子能科学技术*, 2021, 55(5): 811-821. (Liu Zhipeng, Wang Chenglong, Zhang Dalin, et al. Thermal-hydraulic analysis of lead-bismuth reactor under moving condition[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2021, 55(5): 811-821)
- [16] 刘佩琪. 摇摆条件下一体化自然循环铅基快堆物理-热工耦合特性初步研究[D]. 衡阳: 南华大学, 2019. (Liu Peiqi. Preliminary study on physical-thermal coupling technology of integrated reactor under rolling conditions[D]. Hengyang: University of South China, 2019)
- [17] 郑云涛. 小型核反应堆非对称运行数值分析[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2014. (Zheng Yuntao. A numerical analysis of asymmetric operation on the small nuclear reactors[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2014)
- [18] Um K S, Ryu S H, Choi Y S, et al. Experimental and computational study of the core inlet temperature pattern under asymmetric loop conditions[J]. *Nuclear Technology*, 1999, 125(3): 305-315.

- [19] Grudev P, Pavlova M. Simulation of loss-of-flow transient in a VVER-1000 nuclear power plant with RELAP5/MOD3.2[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2004, 45(1): 1-10.
- [20] Espinoza S, Hugo V, Böttcher M. Investigations of the VVER-1000 coolant transient benchmark phase 1 with the coupled system code RELAP5/PARCS[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2006, 48(8): 865-879.
- [21] Fazio C, Sobolev V, Aerts A, et al. Handbook on lead-bismuth eutectic alloy and lead properties, materials compatibility, thermal-hydraulics and technologies[R]. ISBN 978-92-64-99002-9. OECD/NEA, 2015.
- [22] The RELAP5-3D Code Development Team. RELAP5-3D code manual volume IV: models and correlations[R]. INEEL-EXT-98-00834.
- [23] Borishanskii V M, Gotovskii M A, Firsova É V. Heat transfer to liquid metals in longitudinally wetted bundles of rods[J]. *Soviet Atomic Energy*, 1969, 27(6): 1347-1350.
- [24] Rehme K. Pressure drop performance of rod bundles in hexagonal arrangements[J]. *International Journal of Heat and Mass Transfer*, 1972, 15(12): 2499-2517.
- [25] 文俊. CiADS铅基反应堆堆芯流量分配设计与优化[D]. 兰州: 中国科学院大学(中国科学院近代物理研究所), 2021. (Wen Jun. Analysis and optimization of flow distribution for the CiADS lead-based reactor core[D]. Lanzhou: University of Chinese Academy of Sciences (Institute of Modern Physics, Chinese Academy of Sciences, 2021)
- [26] Grishchenko D, Jeltsov M, Kööp K, et al. The TALL-3D facility design and commissioning tests for validation of coupled STH and CFD codes[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, 290: 144-153.
- [27] Papukchiev A, Jeltsov M, Kööp K, et al. Comparison of different coupling CFD-STH approaches for pre-test analysis of a TALL-3D experiment[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, 290: 135-143.
- [28] Kööp K. Application of a system thermal-hydraulics code to development of validation process for coupled STH-CFD codes[D]. ISBN 978-91-7729-727-7 , 2018.
- [29] Grishchenko D, Papukchiev A, Liu Chunyu, et al. TALL-3D open and blind benchmark on natural circulation instability[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2020, 358: 110386.
- [30] 王占伟. 摇摆运动下冷却剂低流速流动、传热特性研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2013. (Wang Zhanwei. The flow and heat transfer characteristics for low flow rate flow under rolling motion conditions[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2013)
- [31] Ishida I, Kusunoki T, Murata H, et al. Thermal-hydraulic behavior of a marine reactor during oscillations[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1990, 120(2/3): 213-225.