

# HDR 实验堆压力容器-水平管道系统 热分层的大涡模拟

高启丹<sup>1</sup>,程钱<sup>1</sup>,余晓菲<sup>2</sup>,周进雄<sup>1</sup>

(1. 西安交通大学航天航空学院,机械结构强度与振动国家重点实验室,710049 西安;

2. 中国核动力研究设计院,核反应堆系统设计技术重点实验室,610200 成都)

**摘 要:**热分层现象是导致压水反应堆(pressurized water reactor,PWR)管道系统热疲劳失效的主要原因之一。旨在研究反应堆结构中热分层现象引起的管道结构瞬态热分布特征,确定热疲劳敏感点。参考 HDR (Heiss Dampf Reaktor) 管道热分层实验,建立了含反应堆压力容器(reactor pressure vessel,RPV)的全尺寸 HDR 实验堆仿真模型。研究中,流场计算采用大涡模拟(large eddy simulation,LES)数值方法,以解决大尺度和小尺度的湍流运动对非稳态流动传热过程的影响,耦合固体导热方程,完成了水平管道系统共轭传热分析。结果表明:大涡模拟方法适用于热分层问题研究,对于流场及结构温度分布预测结果与实验数据吻合良好。研究确定了水平管道发生热分层现象时结构温度波动强度最大位置,该点可作为热疲劳分析敏感点。本研究数值模拟方法和分析结果可为压水堆管道系统及设备的结构完整性和安全性评估提供参考。

**关键词:**压水反应堆;热分层;大涡模拟;共轭传热

中图分类号:TL331

文献标志码:A

文章编号:1000-4939(2025)05-1148-07

## Large eddy simulation of thermal stratification in HDR pressurized vessel-horizontal piping system

GAO Qidan<sup>1</sup>,CHENG Qian<sup>1</sup>,YU Xiaofei<sup>2</sup>,ZHOU Jinxiong<sup>1</sup>

(1. State Key Laboratory for Strength and Vibration of Mechanical Structures,School of Aerospace,

Xi'an Jiaotong University,710049 Xi'an,China;2. Key Laboratory of Nuclear Reactor

System Design Technology,Nuclear Power Institute of China,610200 Chengdu,China)

**Abstract:**Thermal stratification is identified as one of the main causes of thermal fatigue failure in piping systems of pressurized water reactor (PWR). This study aimed to evaluate the transient thermal distribution caused by thermal stratification in the horizontal pipe of reactor structure and determine the thermal fatigue hotspots. Based on the Heiss Dampf Reaktor (HDR) pipeline thermal stratification experiment, a full-scale HDR simulation model containing reactor pressure vessel (RPV) was established. To resolve both large and small-scale turbulent motions, the conjugate heat transfer analysis of horizontal pipeline sys-

收稿日期:2023-03-12

基金项目:国家自然科学基金资助项目(No. 11972277);核反应堆系统设计技术重点实验室基金资助项目(No. LRSdT2021205)

通信作者:周进雄,教授。E-mail:jxzhouxx@mail.xjtu.edu.cn

引用格式:高启丹,程钱,余晓菲,等. HDR 实验堆压力容器-水平管道系统热分层的大涡模拟[J]. 应用力学学报,2025,42(5):1148-1154.

GAO Qidan, CHENG Qian, YU Xiaofei, et al. Large eddy simulation of thermal stratification in HDR pressurized vessel-horizontal piping system [J]. Chinese journal of applied mechanics, 2025, 42(5): 1148-1154.

tem was conducted by using the large eddy simulation (LES) numerical method coupling with heat equation of solid. The results indicate that the large eddy simulation method is suitable for the study of thermal stratification and that the simulation results of thermal distribution are in good agreement with measurements. Fatigue hotspots were also identified by evaluating the intensity of temperature fluctuations. The methodology and the results presented in the paper provide useful reference for the integrity and safety assessment of PWR piping system.

**Key words:** pressurized water reactor; thermal stratification; large eddy simulation; conjugate heat transfer

管道系统中滞止或缓慢流动着具有较大温差的冷、热两种流体时,较冷的流体密度大,占据管道下方空间;较热的流体密度小,受浮力影响占据管道上方空间,这种现象称为热分层。热分层现象造成管壁温度不均匀分布,在管道径向出现温度梯度,从而导致管道截面上产生总体弯曲应力和局部热应力,并使管道产生非预期的大位移和支撑载荷,威胁到管道系统的完整性<sup>[1-5]</sup>。在核反应堆工程领域,热分层现象广泛存在于稳压器波动管、给水管,T型三通管等管道部件中。1988年5月,在Portland电力公司的Trojan电站发现了由热分层现象导致的稳压器波动管大位移弯曲<sup>[6]</sup>。反应堆运行经验表明,热分层现象造成管道部件产生热疲劳失效和裂纹,进而由于裂纹扩展而使管道破裂,最终导致核电厂发生严重的破口失水事故,影响核反应堆及设备的运行安全。为此,美国核管会1988年发布公报(NRC, Bulletin No. 88.11)<sup>[7]</sup>,强调了热分层引起的结构疲劳问题,要求所有的在役或在建核电厂必须对稳压器波动管热分层进行分析论证,确保结构完整性。自该公报发布以来,热分层问题引起学者的广泛关注。

一些学者提出了简化方法预测热分层流动<sup>[1,8-9]</sup>。将管道热分层这种复杂的三维应力分析问题简化为一维和二维组合问题。通过一维有限元模型计算管道系统总体弯曲应力,通过二维有限元模型计算管道截面局部应力。应用上述方法,余晓菲等<sup>[10]</sup>利用SYSTUS程序和ROCOCO程序对秦山核电二期扩建工程稳压器波动管热分层的应力及疲劳进行了分析研究。分析结果表明,管道在热分层效应下的应力、疲劳强度均满足RCC-M规范相关要求。一些研究人员也使用了简化热载荷的应力分析方法,将热分层引起的热载荷分解为平均温度、温度梯度、峰值温度,在此基础上分别考虑上述热载荷导致的结构热应力<sup>[11-13]</sup>。然而,由于热分层现象会导

致非稳态热载荷,上述简化方法不足以精准预测非稳态流动传热过程。

针对热分层问题,相关学者也进行了大量实验研究。TALJA等<sup>[14-19]</sup>在高温高压条件下对德国HDR实验堆进行了一组共计25项测试,研究水平给水管中的热分层现象。实验发现,冷水的流速决定了冷水和热水之间的温度梯度大小。实验结果统计形成数据库,用于探索和验证热分层问题相关的计算代码、分析方法等。KIM等<sup>[20]</sup>通过热分层实验研究了湍流渗透导致的主冷却液管道和分支管道间的相互作用,提出了通过修正雷诺数评估湍流渗透距离的理论。YU等<sup>[21-22]</sup>测量了韩国YGN机组加热和冷却过程中波动管的温度差和位移。在此基础上建立有限元模型进行管道传热和应力分析。REZENDE等<sup>[23-25]</sup>研究了与蒸汽发生器相连的水平管道热分层问题。在实验过程中弗劳德数与核反应堆运行工况中的弗劳德数接近,并提出流体和管道壁中测量的垂直温度梯度可以作为弗劳德数的函数。

近年来,随着计算机软硬件和计算流体力学(computational fluid dynamics, CFD)技术的发展,针对热分层问题的数值方法有了很大进步,能够对热分层问题作出更精准的预测。ABOU-RJEILY等<sup>[26]</sup>使用TRIO-EF代码对稳压器波动管热分层现象进行了二维数值模拟,考虑了主管流量,使波动管的配置与核电站真实运行工况非常接近。数值计算结果与I'EXPRESS实验装置测量的实验数据吻合良好,表明数值模拟能够较好地预测波动管温度梯度,以及热分层开始的条件,验证了稳态和瞬态条件下的仿真分析方法的可行性。JO等<sup>[27]</sup>应用了基于有限体积分法的数值方法预测稳压器波动管中的流体流动和温度分布的行为。研究中采用了瞬态模拟方法,并考虑了波动管壁和流体之间的相互作用导致的共轭传热。共轭传热过程,既包含热流体和冷流体间的

对流传热,也包含与流体相邻的固体区域的热传导过程。数值计算中将流体域与固体域内的传输方程进行耦合求解<sup>[28]</sup>,通过能量方程平衡流体和固体边界面上热流的方法,称为流固共轭传热分析。结果表明,为了尽可能真实地确定厚壁管中的温度分布,需要将壁厚影响的共轭传热分析纳入管道热分层流动的数值分析中。BOROS 等<sup>[29]</sup>使用商用软件 CFX 模拟了 VVER-440 型反应堆的稳压器波动管和给水管中的热分层问题。仿真结果与真实核电厂的实验测量数据进行了比较,提供了分层流动的演变过程和分层流的温度分布,验证了计算流体力学方法可以为热分层提供一种有效的预测。研究同样指出对于热分层问题,仿真的主要困难是,流域边界处必要的参数难以实验测量导致的数值计算边界条件不确定性。JO 等<sup>[30-31]</sup>模拟了实际压水堆稳压器波动管在内部分层后的非稳态共轭传热,并对比了不同湍流模型的数值计算结果。模拟结果表明,考虑壁厚的数值计算对研究实际的瞬态传热过程具有重要意义。

在热分层现象数值模拟方面,大量研究工作仅限于使用 RANS 或 URANS 方法,该方法仅能反映流场时均特征,缺乏在多尺度下的湍流诱导应力的建模,利用 LES 湍流模型进行热分层数值模拟的工作数量非常有限。本研究针对 HDR 实验堆压力容器的水平管道热分层问题,开展了基于大涡模拟方法的共轭传热分析。数值计算考虑反应堆压力容器 (reactor pressure vessel, RPV) 对管道内流体流动的影响,建立含 RPV 的全尺寸水平管道热分层分析模型。研究工作中使用 LES 湍流模型精确捕获了水平管道及内部流场的非线性温度分布,并通过实验结果进行验证、分析了热分层现象的物理机理,定量对比管道截面温度波动强度,确定了热疲劳问题的敏感点。研究表明,基于 LES 的数值模拟方法能够正确地获取和分析压水堆水平管道热分层现象,对于研究管道系统中热分层引起的结构疲劳以及反应堆设备运行可靠性具有重要参考意义。

## 1 计算模型及仿真参数设置

### 1.1 几何模型

德国 HDR 项目中,研究人员建立了全尺寸的反应堆结构,并针对水平管路热分层现象进行了大量

实验研究。参考 HDR 实验<sup>[14-19]</sup>,建立了如图 1 所示的简化 HDR 实验堆模型。模型主要包含 3 个部分:反应堆压力容器 RPV、管道部件以及内部流域。选取水平管道 Q25 截面作为典型截面进行后续结果分析与对比。在初始时刻压力容器及管道内充满静止的高温高压流体,冷却液沿垂直管道下端注入,流过管道水平段,最后注入压力容器。

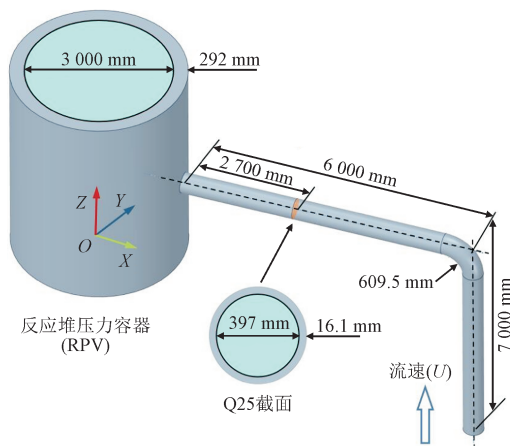


图1 HDR实验堆几何模型

Fig. 1 Geometric model of the HDR

### 1.2 网格划分

采用专业网格划分软件 ICEM CFD 对 HDR 实验堆以及内部流场区域划分高质量结构化网格。数值模拟中重点关注发生热分层现象的管道水平段,因此对管道结构及内部流场进行局部加密。考虑到大涡模拟计算要求,控制管道区域内边界层第一层网格高度为 0.1 mm,确保第一层网格高度  $y^+$  接近 2。边界层网格层数设置为 25 层,网格增长因子为 1.1。最终模型网格单元数量为 657 万,其中管道结构的网格数量为 119 万,管道内部流场区域网格数量为 470 万。模型全局网格以及弯管和管道入口处网格细节如图 2 所示。

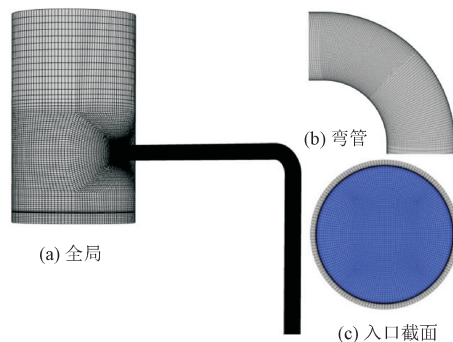


图2 数值计算网格示意图

Fig. 2 Mesh for the numerical simulation

### 1.3 边界条件与求解参数设置

数值模拟工况参考 HDR T33.19 组实验<sup>[19]</sup>,实验初始时刻,压力容器及管道内充满静止的 210 ℃ 高温流体,工作压强为 2.24 MPa,并达到稳定状态。某一时刻开始,低温冷却液从垂直管道下端入口注入,其温度为 60.5 ℃,平均流速 0.106 m/s。针对上述运行工况,数值计算的边界条件设置如下:垂直管下端为速度入口边界条件,并通过涡方法引入随机扰动,入口边界条件温度设置为恒温。压力容器上端出口设置为压力出口边界条件,设置表压为零,出口回流温度为 210 ℃,参考压力为 2.24 MPa,参考压力坐标点位置为压力容器上端出口中心。管道内同时存在热流体和冷流体。热流体对管道进行加热,冷流体流过被加热的管道带走部分热量。由于内部流体温度远远大于外部环境气体,且流体导热系数远远大于外部环境气体。因此管道与外部环境气体热量交换较少,可以忽略,固体外壁面均采用绝热边界条件。热量从高温流体到固体再到低温流体,管道内部流体和管道发生耦合热交换,因此流固界面采用共轭传热边界条件。

数值分析时间步长通过式(1)的库朗条件确定

$$CFL = u \frac{dt}{dx} < 1 \quad (1)$$

式中:  $u$  为入口平均流速;  $dt$  为仿真计算时间步长;  $dx$  为沿流向最小网格尺寸;计算物理时长为 280 s;时间步为 0.01 s。数值计算采用 SIMPLE 算法,压力插值格式选用 PRESTO!, 动量方程、能量方程离散格式采用有界中心差分方法。湍流模型为大涡模拟,其亚格子模型为动态 Smagorinsky-Lilly 模型。动量方程和连续性方程收敛残差设置为  $10^{-5}$ , 能量方程收敛残差为  $10^{-6}$ 。

所研究工况中冷热流体温差较大,工作介质密度变化剧烈, Boussinesq 假设不成立。为了精确地模拟不同温度流体密度差异的强效应,模拟采用全浮力模型,流体密度、黏度、比热容、导热系数被设置为关于温度的多项式函数<sup>[30]</sup>。2.24 MPa 下,流体的物理性质随温度的变化曲线如图 3 所示。固体材料选用贝氏体钢,其在 200 ℃ 下密度为  $7850 \text{ kg} \cdot \text{m}^{-3}$ ,比热容为  $510 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ ,导热系数为  $46.4 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ 。

参考 HDR 实验热电偶的布置位置,在 Q25 截面内布置 8 个监测点,布置方案如图 4 所示。监测点分为两类:第一类监测点位于近壁面流场中,距离管

道内壁面法向距离为 10 mm;第二类监测点位于管道内壁面上;其中周向角度  $\theta$  代表监测点在 YZ 平面的方位。对管道横截面高度方向进行如下定义:管道内壁面底部为零参考点,距离参考点沿 Z 轴方向的垂直距离定义为高度,即图中  $H$  所示。

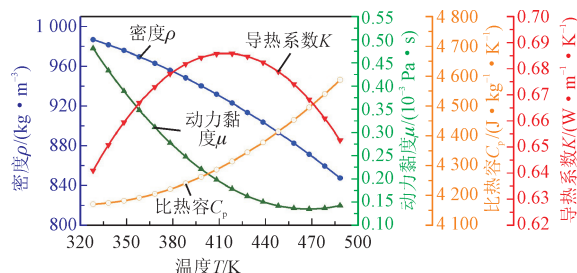


图3 2.24 MPa 轻水材料参数<sup>[30]</sup>

Fig. 3 Light water properties at the pressure of 2.24 MPa<sup>[30]</sup>

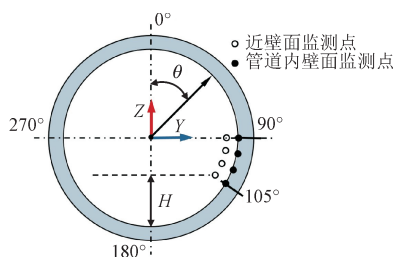


图4 Q25 截面监测点分布示意图

Fig. 4 Distribution of monitoring points at Q25 cross-section

## 2 数值计算结果及分析

不同时刻的水平管道中间截面温度分布结果如图 5 所示,揭示了管道内分层流动的演变过程。 $t = 70 \text{ s}$  时刻,冷流体在重力的作用下,沉积到管道下方,沿管道下方流动,管道横截面径向出现温度梯度。 $t = 80 \text{ s}$  时刻,水平管道中出现明显热分层现象,冷流体沿着管道下方流动,热流体受浮力影响占据水平管道上方空间。在冷热液体交界面出现不规则流动轮廓,水平管道在发生热分层现象时伴随着热波纹现象,造成冷热交界面温度快速振荡。 $t = 160 \text{ s}$ 、 $t = 260 \text{ s}$  两个时刻管道对称面温度分布云图中,冷热流体交界面温度轮廓更加光滑,并且冷热流体混合层高度近似恒定,管道内形成较稳定的分层流动,温度波动幅值较小。在水平管道系统冷水注入过程,热分层现象发生(约 70 s 左右)后持续存在,直到冷水注入停止。计算的总物理时长为 280 s;文中热分层现象存在于 70 ~ 280 s 时间段内。

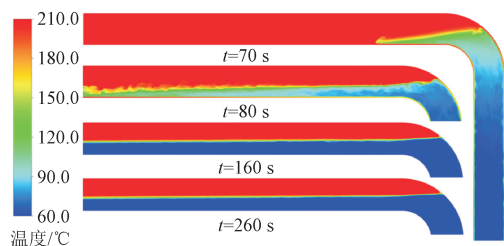
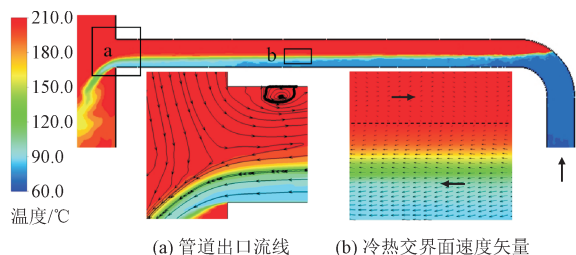


图5 不同时刻管道中间截面温度云图

Fig. 5 Temperature contours of mid-plane at different time points

图6展示了典型时刻 $t = 100$  s,管道内热分层现象的流动特征。图6(a)为水平管道出口流线图,在管道出口下方,冷流体流出,进入RPV容器中,并向容器底部沉积;在管道出口上方,热流体产生回流,流入水平管道上方空间。图6(b)为冷热流体交界面区域速度矢量图(箭头长短代表速度矢量大小),管道中虚线下方空间冷流体以较大速度流向管道出口,由于冷、热流体间相对速度较大,交界面区域存在剪切层,导致高速冷流体带动部分热流体流向管道出口。图6揭示了水平管道发生热分层现象时,管道上方空间的热流体形成流动循环,管道热分层随着时间发展最终趋于稳态,保持分层高度近似恒定,与WOLF等<sup>[15,19]</sup>实验现象一致。

图6  $t = 100$  s时刻管道热分层现象Fig. 6 Thermal stratification of the pipe at  $t = 100$  s streamlines at pipe outlet

对水平管道Q25截面温度分布规律进行研究,图7展示了该截面处近壁面流体平均温度随监测点的高度的变化曲线。其中数值计算结果选取240 s到280 s温度的统计平均值。在高度 $H = 140 \sim 200$  mm范围内,流场存在较大温度梯度,近壁面流体平均温度随高度的增加急剧增大,表明冷热流体在该区域内发生混合现象。温度分布曲线两端近似水平,高温流体位于管道上方,低温流体位于管道下方,在这两个区域内壁面流体平均温度近似恒定。数值计算结果与WOLF等<sup>[19]</sup>实验结果对比良好,说明基于大涡模拟方法的共轭传热分析能精准预测管道横截面温度分布规律,验证LES数值计算的准确

性和可靠性。

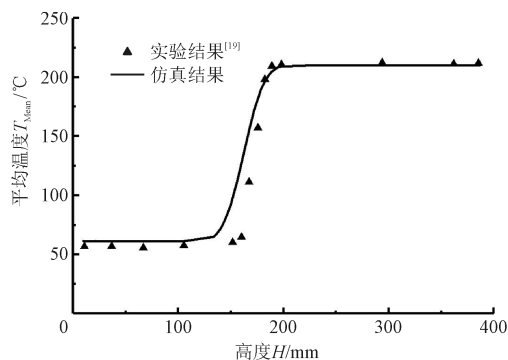
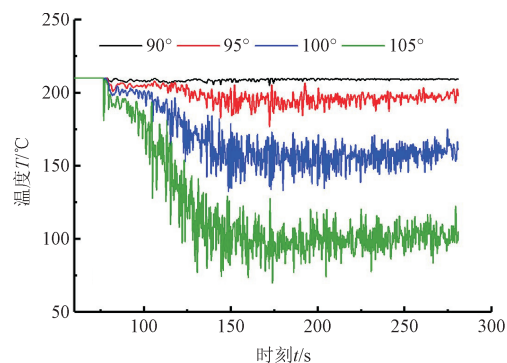


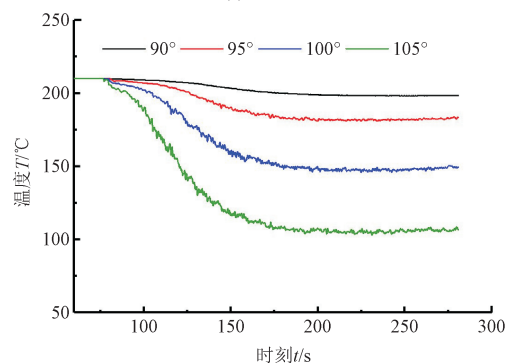
图7 Q25截面平均温度随高度的变化曲线

Fig. 7 Mean temperature of Q25 cross-section variation with the height

图8给出了Q25截面的近壁面区域与管道内壁面的不同监测点的温度时程曲线。从图8中可看出,Q25截面温差呈现先增大后趋于稳定的趋势。流动开始后, $t = 70$  s左右,冷流体到达Q25截面,95°、100°、105°监测点温度开始下降,靠近水平管道下方的监测点温度下降的速度更快,最终监测点温度达到稳态,在稳定值附近波动。对比图8(a)、图8(b)可知,近壁面区域流体温度的波动使得壁面温度也产生了脉动,但与流体温度相比,管道内壁面温度波动被显著削弱。



(a) 近壁面区域



(b) 管道内壁面

图8 温度时程曲线

Fig. 8 Time history of temperature

温度的波动情况由式(2)所定义的均方根温度  $T_{\text{RMS}}$  确定,其大小代表温度波动强度。

$$T_{\text{RMS}} = \sqrt{\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n (T - T_{\text{mean}})^2} \quad (2)$$

选取 240 ~ 280 s 之间近壁面区域流体和管道内壁面温度计算均方根温度,如图 9 所示。随着周向角度  $\theta$  增大,温度波动强度先增大后减小。在  $105^\circ$  左右,近壁面区域流体和管道内壁面温度波动同时达到最大值,且管道内壁面温度波动远小于近壁面流体温度波动。 $105^\circ$  位置处的高度  $H$  为 147.1 mm,由图 7 可知,温度波动强度最大位置位于冷热流体间的混合区域,且靠近管道下方的冷流体层。热分层现象发生时,冷热流体间存在剪切层,开尔文-亥姆霍兹不稳定性理论指出这种剪切层会导致混合区域流体的热波纹现象,引起温度波动<sup>[19,32]</sup>。管道下方的冷流体具有较高流速,湍流漩涡导致靠近冷流体区域的流体产生更大的温度波动。因此在管道横截面  $105^\circ$  位置处流体温度波动最剧烈。管壁的温度波动会导致结构热应力的瞬态变化,波动强度较大时,会引起结构热疲劳,管道结构破裂等问题,影响管道服役寿命,危害反应堆正常运行,因此对于温度波动的研究具有重要意义。在核工程中往往关注最易发生疲劳问题的位置,通过图 9 可以确定热分层现象发生后,管道典型横截面 Q25 温度波动最剧烈区域为  $105^\circ$  位置处,即为管道该截面热疲劳敏感点。应用上述分析方法对管道不同截面进行分析,可以获得不同截面温度波动最大位置,从而最终确定该运行工况下的热疲劳敏感点。

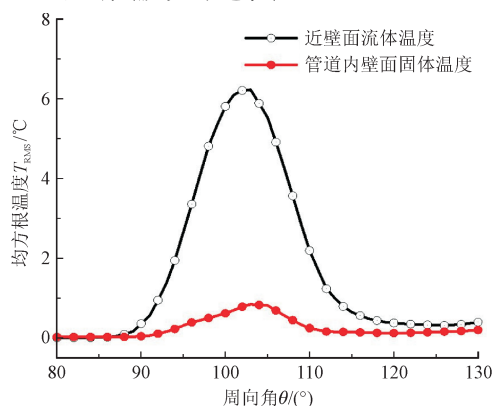


图9 不同周向角度处温度波动均方根值

Fig. 9 RMS temperature at different circumferential angles

### 3 结 论

本研究基于大涡模拟方法,对 HDR 实验堆水平

管道的热分层现象进行了共轭传热分析,正确捕捉了管道结构非定常温度分布特征。结论如下。

1) 基于大涡模拟的方法进行水平管道热分层现象共轭传热分析,可以较好地预测截面温度分布,并正确捕捉流场及管壁温度波动信息,验证了大涡模拟方法在管道热分层问题研究中的可靠性。

2) 基于当前计算模型,能够合理预测水平管道发生热分层现象时管道截面温度波动最大的位置,考虑局部热应力与温度震荡成正比,确定热疲劳敏感点,计算结果可以为后续管道热应力分析以及疲劳寿命评估提供参考。本研究的数值模拟方法和分析结果可为核反应堆管道系统及部件的热疲劳分析和结构可靠性评估提供可借鉴的参考依据。

### 参考文献:

- [1] 张毅雄, 杨宇. 稳压器波动管热分层分析[J]. 核动力工程, 2006, 27(6): 13-17.  
ZHANG Yixiong, YANG Yu. Thermal stratification study for pressurizer surge line[J]. Nuclear power engineering, 2006, 27(6): 13-17 (in Chinese).
- [2] 唐鹏, 刘志伟, 乔红威, 等. 稳压器波动管热分层应力强度可靠性分析[J]. 核动力工程, 2019, 40(增刊1): 100-103.  
TANG Peng, LIU Zhiwei, QIAO Hongwei, et al. Reliability analysis for stress intensity of pressurizer surge line subjected to thermal stratification phenomenon[J]. Nuclear power engineering, 2019, 40(S1): 100-103 (in Chinese).
- [3] 范书淳, 王建军, 郑洪涛, 等. 核电厂稳压器波动管内热分层效应分析[J]. 核动力工程, 2015, 36(3): 28-30.  
FAN Shuchun, WANG Jianjun, ZHENG Hongtao, et al. Analysis of thermal stratification effect in surge line of pressurizer in nuclear power plants[J]. Nuclear power engineering, 2015, 36(3): 28-30 (in Chinese).
- [4] 郭超, 温丽晶, 刘宇生, 等. 瞬态工况下压水堆稳压器波动管热分层现象数值模拟[J]. 原子能科学技术, 2015, 49(1): 58-63.  
GUO Chao, WEN Lijing, LIU Yusheng, et al. Numerical simulation of thermal stratification in pressurized water reactor pressurizer surge line under transient condition[J]. Atomic energy science and technology, 2015, 49(1): 58-63 (in Chinese).
- [5] 王新军, 艾红雷, 张毅雄, 等. 导热反问题在波动管热分层试验分析中的应用研究[J]. 核动力工程, 2020, 41(增刊2): 74-78.  
WANG Xinjun, AI Honglei, ZHANG Yixiong, et al. Application of heat conduction inverse problem in thermal stratification test for pressurizer surge line[J]. Nuclear power engineering, 2020, 41(S2): 74-78 (in Chinese).
- [6] NRC U S. Thermal stresses in piping connected to reactor coolant systems[J]. NRC Bulletin, 1988(88-08): 2-3.
- [7] NRC U S. Pressurizer surge line thermal stratification[J]. NRC Bulletin, 1988(88-11): 3-4.

- [8] ENSEL C, COLAS A, BARTHEZ M. Stress analysis of a 900 MW pressurizer surge line including stratification effects[J]. Nuclear engineering and design, 1995, 153(2/3):197-203.
- [9] BIENIUSSA K W, RECK H. Piping specific analysis of stresses due to thermal stratification[J]. Nuclear engineering and design, 1999, 190(1/2):239-249.
- [10] 余晓菲, 张毅雄. 稳压器波动管热分层应力及疲劳分析[J]. 核动力工程, 2011, 32(1):6-9, 20.  
YU Xiaofei, ZHANG Yixiong. Thermal stratification and fatigue stress analysis for pressurizer surge line[J]. Nuclear power engineering, 2011, 32(1):6-9, 20 (in Chinese).
- [11] SAUER G. Simple formulae for the approximate computation of axial stresses in pipes due to thermal stratification[J]. International journal of pressure vessels and piping, 1996, 69(3):213-223.
- [12] KAMAYA M. Assessment of thermal fatigue damage caused by local fluid temperature fluctuation (part I: characteristics of constraint and stress caused by thermal stratification and stratification)[J]. Nuclear engineering and design, 2014, 268:121-138.
- [13] KUMAR R, JADHAV P A, GUPTA S K, et al. Evaluation of thermal stratification induced stress in pipe and its impact on fatigue design[J]. Procedia engineering, 2014, 86:342-349.
- [14] TALJA A, HANSJOSTEN E. Results of thermal stratification tests in a horizontal pipe line at the HDR-facility[J]. Nuclear engineering and design, 1990, 118(1):29-41.
- [15] WOLF L. Thermal stratification tests in horizontal feedwater piping lines[C]//15th US NRC Water Reactor Safety Information Meeting. [S. l.]:[s. n.], 1987:437-464.
- [16] WOLF L, SCHYGULLA U. Experimental results of HDR-TEM thermal stratification test in horizontal feedwater lines[C]//Transactions of the 9th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology. London, UK: IASMiRT, 1987:361-366.
- [17] WOLF L, SCHYGULLA U, HÄFFNER W, et al. Results of thermal mixing tests at the HDR-facility and comparisons with best-estimate and simple codes[J]. Nuclear engineering and design, 1987, 99:287-304.
- [18] HÄFFNER W, WOLF L. Derivation of mixing parameters from the HDR-thermal mixing experiments[J]. International journal of pressure vessels and piping, 1988, 33(1):41-57.
- [19] WOLF L, HÄFFNER W, GEISS M, et al. Results of HDR-experiments for pipe loads under thermally stratified flow conditions[J]. Nuclear engineering and design, 1992, 137(3):387-404.
- [20] KIM J H, ROIDT R M, DEARDORFF A F. Thermal stratification and reactor piping integrity[J]. Nuclear engineering and design, 1993, 139(1):83-95.
- [21] YU Y J, LEE T H, SOHN Y S, et al. Thermal stratification of surge line in PWR nuclear power plant[R]. New York, NY (United States): American Society of Mechanical Engineers, 1995.
- [22] YU Y J, PARK S H, SOHN G H, et al. Structural evaluation of thermal stratification for PWR surge line[J]. Nuclear engineering and design, 1997, 178(2):211-220.
- [23] REZENDE H C, NAVARRO M A. Thermal stratification in nuclear reactor piping system[C]//Annals of the Assembly for International Heat Transfer Conference. [S. l.]:[s. n.], 2006.
- [24] NAVARRO M A, REZENDE H C, DOS SANTOS A A C, et al. Numerical and experimental simulation of the thermal stratification in a horizontal pipe[J]. International journal of transport phenomena, 2008, 10(3):215-221.
- [25] REZENDE H C, SANTOS A A C, NAVARRO M A, et al. Verification and validation of a thermal stratification experiment CFD simulation[J]. Nuclear engineering and design, 2012, 248:72-81.
- [26] ABOU-RJEILY Y, BAROIS G. Numerical prediction of stratified pipe flows in PWRs[J]. Nuclear engineering and design, 1994, 147(1):47-51.
- [27] JO J C, KIM Y I, CHOI S K. Numerical analysis of thermal stratification in a circular pipe[J]. Journal of pressure vessel technology, 2001, 123(4):517-524.
- [28] 马富银, 吴九汇, 王广基. 双向流固耦合动态换热的分析方法[J]. 应用力学学报, 2013(6):894-898.  
MA Fuyin, WU Jiuhui, WANG Guangji. Double-sided fluid-structure coupling dynamic thermal analysis method[J]. Chinese journal of applied mechanics, 2013(6):894-898 (in Chinese).
- [29] BOROS I, ASZÓDI A. Analysis of thermal stratification in the primary circuit of a VVER-440 reactor with the CFX code[J]. Nuclear engineering and design, 2008, 238(3):453-459.
- [30] JO J C, KANG D G. CFD analysis of thermally stratified flow and conjugate heat transfer in a PWR pressurizer surge line[J]. Journal of pressure vessel technology, 2010, 132(2):021301.
- [31] KANG D G, JHUNG M J, CHANG S H. Fluid-structure interaction analysis for pressurizer surge line subjected to thermal stratification[J]. Nuclear engineering and design, 2011, 241(1):257-269.
- [32] OREA D, VAGHETTO R, NGUYEN T, et al. Experimental measurements of flow mixing in cold leg of a pressurized water reactor[J]. Annals of nuclear energy, 2020, 140:107137.

(编辑 张璐)