

压水堆滞流分支管热分层现象的数值模拟

马竞翔 董世昌 龚圣捷

(上海交通大学 上海 200240)

摘要 在核电系统热力管道内,热分层现象较为常见,会造成应力集中并引起管道结构变形,进而带来安全隐患。滞流分支管与冷却剂主管道相连接,管内流体与一回路主管道冷却剂存在较大温差,受到湍流渗透和阀门泄漏等因素的影响,分支管容易发生热分层现象。对滞流分支管热分层的温度变化特性和流动特性进行研究分析,为后续的实验研究和应力分析提供理论依据。建立了滞流分支管模型,在泄漏流量为 $0.062\text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$ 、泄漏温度为 488.15 K 、泄漏压力为 6 MPa 条件下,采用 SST $k-\omega$ 模型(Shear Stress Transport $k-\omega$ model)对滞流分支管热分层现象展开三维数值模拟研究。模拟结果表明:热分层现象容易出现在水平管段,无保温措施及大管径会加剧热分层现象,而弯管段能有效降低截面温差;滞流分支管的水平管段内存在回流现象,而大小头管段结构导致管内流场出现二次回流,回流现象不利于管道内冷热流体的混合,使热分层的影响时间更长。滞流管分支管的热分层现象与等截面管道存在明显区别。

关键词 压水堆, 滞流分支管, 热分层现象, CFD

中图分类号 TL33

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.010604

Numerical simulation of thermal stratification phenomenon in stagnant branch pipe of pressurized water reactors

MA Jingxiang DONG Shichang GONG Shengjie

(Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China)

Abstract [Background] In thermal pipelines of nuclear power systems, thermal stratification is a common phenomenon that can cause stress concentration and deformation of pipeline structures, thereby leading to safety hazards. A stagnant branch pipe is connected to the main coolant pipe, and a large temperature difference exists between the fluid in the pipe and the coolant in the main pipe of the primary circuit. Due to factors such as turbulent flow penetration and valve leakage, thermal stratification is prone to occur in the branch pipe. [Purpose] This study aims to analyze the temperature change characteristics and flow characteristics of thermal stratification in stagnant branch pipes and provide a theoretical basis for subsequent experimental research and stress analysis. [Methods] Firstly, a stagnant branch pipe model was established, and numerical simulation of thermal stratification phenomenon in stagnant branch pipes was conducted using FLUENT 2022 to analyze the temperature variation characteristics of the pipe wall and the distribution characteristics of the flow field inside the pipe. Then, the SST $k-\omega$ model was used to perform three-dimensional numerical simulation of the thermal stratification of stagnant branch pipes, with a leakage flow rate of $0.062\text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$, leakage temperature of 488.15 K , and leakage pressure of 6 MPa . [Results] Thermal stratification is prone to occur in horizontal pipe sections. Without insulation measures and a large pipe diameter, thermal stratification can be exacerbated, while the curved section can effectively reduce the temperature

第一作者: 马竞翔, 男, 1997年出生, 2020年毕业于东北大学, 现为硕士研究生, 研究方向为核电管路热分层

通信作者: 龚圣捷, E-mail: 30586697@qq.com

收稿日期: 2023-06-13, 修回日期: 2023-09-08

First author: MA Jingxiang, male, born in 1997, graduated from Northeast University in 2020, master student, focusing on thermal stratification of nuclear power lines

Corresponding author: GONG Shengjie, E-mail: 30586697@qq.com

Received date: 2023-06-13, revised date: 2023-09-08

difference of the cross-section. A backflow phenomenon occurs in the horizontal section of the stagnant branch pipe, while the structure of the large and small end pipe sections causes secondary backflow in the flow field inside the pipe. The backflow phenomenon is not conducive to the mixing of cold and hot fluids in the pipe; consequently, the influence time of thermal stratification is longer. **[Conclusions]** A significant difference in the thermal stratification phenomenon exists between the stagnant branch pipe and equal cross-section pipes.

Key words Pressurized water reactor, Stagnant branch pipe, Thermal stratification phenomenon, CFD

压水堆(Pressurized Water Reactor, PWR)核电站一回路以水为冷却介质^[1]。部分与冷却剂系统主管道相连接的分支管内流体处于滞流状态,分支管内的流体温度低而主管道内的流体温度高^[2]。由于湍流渗透或阀门泄漏等原因,主管道内的高温流体进入分支管内,从而形成热分层现象^[3]。

在水平或倾斜管道中,热流体缓慢流入冷流体管段时,由于温度不同造成的密度差,热流体浮于冷流体的上层,在重力方向上形成温度梯度,即热分层现象^[4]。热分层会导致管道壁面应力分布不均匀,并引起管道热疲劳及管道结构失效^[5]。

自20世纪80年代起,压水堆核电站管路的热分层现象被发现后就受到了广泛关注。美国核管理委员会(U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC)发布公告要求所有在役或在建核电厂必须对管路热分层现象进行分析论证,以确保管道结构的完整性^[6-7]。根据研究,压水堆核电站冷却系统的多处结构会受到热分层现象的影响,例如:蒸汽发生器的给水管线、主冷却系统热管段、高压安注管线、余热排出管线等部位^[8-9]。

贺斌^[10]对核电站中蒸汽发生器上水管路热分层的流动与传热机理进行了数值模拟研究。发现二次流和浮升力的作用会使得冷热流体交界面不断变化,并验证了冷热流体的相对流速和相对温差会影响流场的温度变化趋势。曹琼等^[11]对AP1000第四级卸压A管线ADS-4A的热分层开展稳态数值模拟研究。发现保温层的设置使得管道沿程的温度梯度减小;ADS-4A管线的45°弯头能够有效降低由湍流渗透作用进入管线中的热流体的流速。Jo等^[4]采用商用计算流体力学(Computational Fluid Dynamics, CFD)软件对稳压器波动管进行了波入和波出两种工况下的数值模拟工作,提出了管壁的影响,

认为计算模型包含管壁并采用共轭传热的方式,能更准确地预测管道内的热分层现象。Cai等^[12]基于Richardson数(Ri)相似,建立了1/3比例的稳压器波动管模型,开展了波入和波出两种工况条件下的模拟实验。通过实验数据与模拟结果对比发现:SST $k-\omega$ 湍流模型的精度要优于标准 $k-\varepsilon$ 湍流模型(Standard $k-\varepsilon$ Model, SKE)和雷诺应力模型(Reynolds Stress Model, RSM)。

目前,热分层现象的研究主要围绕等截面管道模型开展,而对于变截面管道的瞬态流动特性和温度变化特性的研究较少。本研究建立了存在管径变化的滞流分支管模型,开展了数值模拟工作,分析其在阀门泄漏情况下发生热分层现象时的温度变化特性和管道内的流场特性,为后续的模拟实验和管道应力分析提供理论依据。

1 滞流分支管物理建模和数值模型

1.1 滞流分支管模型尺寸

滞流分支管采用管径分别为DN100、DN200、DN350的直管段、大小头以及弯管段组成,管道只有部分位置布置有保温层。为了模拟滞流分支管因入口处阀门泄漏而引发热分层现象,管道入口位置采用封板结构与DN15的管线连接。为了避免管道出口位置发生回流现象对模拟计算造成干扰,出口位置采用相同结构与DN15的管线连接,管道物理模型见图1。不同管径管道的具体尺寸如表1所示。

1.2 滞流分支管特征温度监测点的选取

为了研究热分层现象在管道不同位置处的变化特性,在管道模型的外壁面上选择了一系列具有代表性的位置设置温度监测点,在模拟计算过程中记录监测位置的温度随时间的变化,监测位置选取见

表1 管道壁厚
Table 1 Pipe wall thickness

部件 Component	公称直径 Nominal diameter / mm	外径 Outside diameter / mm	壁厚 Wall thickness / mm
直管 Straight pipe	350	355.6	31.75
	200	219.1	15.88
	100	114.3	8.56
	15	21	3

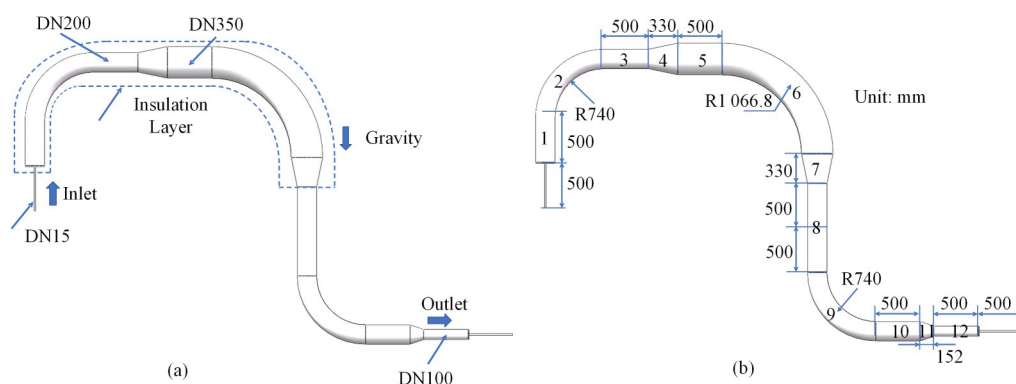


图1 滞流分支管物理模型 (a) 管道布置方式, (b) 管道模型尺寸
Fig.1 Physical model of stagnant branch pipe (a) Pipeline layout method, (b) Pipeline model size

图2。在直管段和弯管段共选择了A~E等5个温度监测截面, 每个截面在顶部和底部设置温度监测点, 分别命名为1和2。在长度为1 000 mm的垂直管段上, 等间距地设置了6个温度监测点, 分别命名为H1~H6。

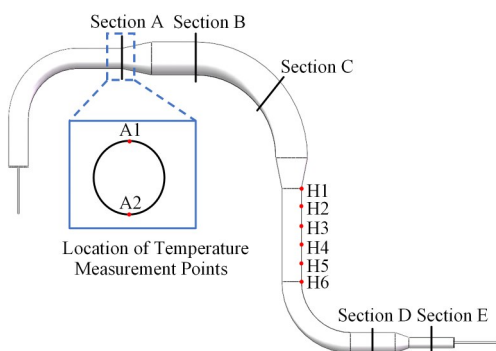


图2 特征温度监测点的位置选取
Fig.2 Location selection of characteristic temperature monitoring points

1.3 SST $k-\omega$ 湍流模型与浮力模型

SST $k-\omega$ 湍流模型属于两方程的雷诺时均应力方程的一种, 相比于 $k-\varepsilon$ 湍流模型, 该模型更适于具有逆压梯度和分离流动的情况。该模型在动量方程中引入湍动能 k 和湍流耗散率 ω , 计算公式如下:

$$\frac{\partial(\rho k)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho k u_j)}{\partial x_j} = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_k \frac{\partial k}{\partial x_j} \right) + G_k - Y_k + S_k \quad (1)$$

$$\frac{\partial(\rho \omega)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho \omega u_j)}{\partial x_j} = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_\omega \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right) + G_\omega - Y_\omega + D_\omega + S_\omega \quad (2)$$

式中: ρ 代表密度, $\text{kg} \cdot \text{m}^{-3}$; t 代表时间, s ; u_j ($j=1, 2, 3$) 代表速度分量, $\text{m} \cdot \text{s}^{-1}$; x_j ($j=1, 2, 3$) 代表直角坐标分量, m ; G_k, G_ω 代表由湍动能和湍流耗散率产生的源项; Y_k, Y_ω 代表发散项; Γ_k, Γ_ω 代表有效扩散项; D_ω 为

对流扩散项; S_k, S_ω 为自定义的源项。

目前, 对于热浮力的计算, 主要有 Bossinesq 模型和全浮力模型两种方法。两种方法均在动量方程中添加浮力项, 不同的是: Bossinesq 模型将浮力源项中的密度差等效处理为温度差, 动量方程中的密度项按参考温度取值, 该假设仅适用于密度变化远小于密度值的情况, 见式(3); 全浮力模型采用式(4)计算流场中的浮力, 适合温差较大的流场计算^[13-14]。

$$S_{M, \text{buoy}} = (\rho - \rho_{\text{ref}}) g = -\rho_{\text{ref}} \beta (T - T_{\text{ref}}) \quad (3)$$

$$S_{M, \text{buoy}} = (\rho - \rho_{\text{ref}}) g \quad (4)$$

式中: $S_{M, \text{buoy}}$ 代表浮力源项; ρ_{ref} 代表参考密度, $\text{kg} \cdot \text{m}^{-3}$; g 代表重力加速度, $\text{m} \cdot \text{s}^{-2}$; T 代表温度, K ; T_{ref} 代表参考温度, K ; β 代表热膨胀系数, K^{-1} 。

1.4 水的物性参数

压水堆滞流分支管发生热分层时, 温差较大, 因此参考美国国家标准与技术研究院 (National Institute of Standards and Technology, NIST) 物性数据库, 将水的物性设置为与温度相关的分段线性函数^[15], 见图3。

1.5 边界条件

模拟计算中, 假定管道壁面温度及管内流场温度与空气温度相同, 均为 295.15 K。滞流分支管模型的壁面散热情况分别为有保温措施的散热和无保温措施的散热, 参考相关研究和工程设计数据^[16-18], 确定保温管段和非保温管段的壁面散热系数。详细的边界条件设置如表2所示。

1.6 物理建模与网格划分

本文采用 FLUENT 2022 对滞流分支管热分层现象进行数值模拟, 分析了管道壁面的温度变化特性和管道内的流场分布特性。

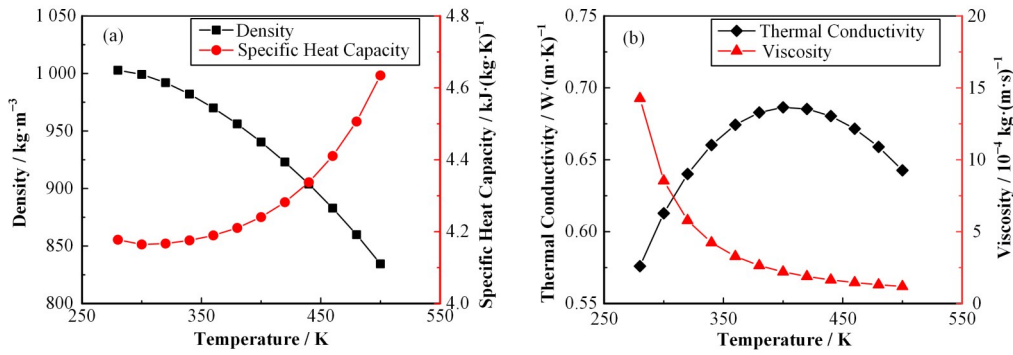


图3 水的物性参数 (a) 水的密度与比热容, (b) 水的导热系数和黏度

Fig.3 Physical properties of water (a) Density and specific heat capacity of water, (b) Thermal conductivity and viscosity of water

表2 边界条件
Table 2 Boundary conditions

边界类型 Boundary type	参数 Parameters	数值 Values
入口 Inlet	质量流量入口 Mass flow inlet	$0.062\text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$
	温度 Temperature	488.15 K
出口 Outlet	相对压力 Gauge pressure	0 MPa
	参考压力 Reference pressure	6 MPa
外壁面 Outer wall surface	保温段外壁面散热 Heat dissipation on the outer wall surface of pipe sections with insulation layer	$0.3\text{ W}\cdot(\text{m}^2\cdot\text{K})^{-1}$
	非保温段外壁面散热 Heat dissipation on the outer wall surface of pipe sections without insulation layer	$17\text{ W}\cdot(\text{m}^2\cdot\text{K})^{-1}$
内壁面 Inner wall surface	壁面影响 Wall impact	无滑移 No slip
	壁面换热 Wall heat exchange	流固耦合换热 Coupled heat transfer

计算模型的网格数量同时影响模拟计算的准确性和计算效率,因此在开展正式的研究前有必要进行网格无关性验证。对滞流分支管采用不同的网格划分方式得到了17万、42万、63万、91万网格4种方案,分别采用4种网格方案在同一工况下进行瞬态计算。选取B截面的温度监测点B1和B2的温度数据用于对照,如图4所示。由4种网格方案计算得到的B1监测点温度上升曲线近乎重合,但17万网格计算的B2监测点温度数据与其余3种网格方案存在较大区别。由此,63万网格的方案兼具计算速度与计算准确性两方面优势,最终确定网格数量为63万,平均网格质量为0.9197。整体网格结构与局部网格划分情况见图5。

1.7 湍流模型的选择

对于管道热分层的数值模拟工作,广泛采用的湍流模型有两方程的Realizable $k-\varepsilon$ (RKE)湍流模型和SST $k-\omega$ (SST KW)湍流模型,这两种湍流模型具有收敛性好、内存需求低的优点。此外,本文也考虑了四方程的Transition SST湍流模型(Transition Shear Stress Transport model, TSST),其常用于模拟湍流转捩过程,在滞流分支管管径存在变化导致流

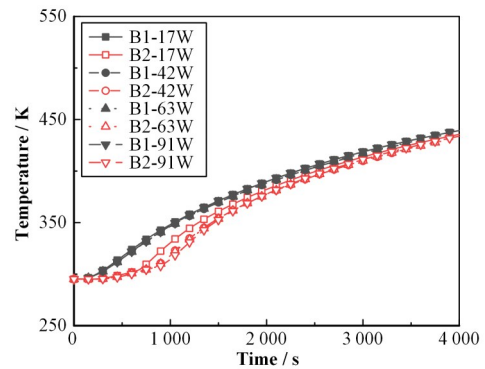


图4 网格无关性验证

Fig.4 Mesh independence verification

场雷诺数跨度较大时,该模型能够更好地捕捉流场特性。为了比较三种湍流模型在管道热分层数值模拟中的适用性和准确性,本文分别采用RKE模型、SST KW模型和TSST模型在同一工况下开展瞬态计算,选择B截面的温度监测点B1和B2用于数据对照,计算结果如图6所示。根据研究结果,在发生热分层现象的管道中,竖直方向上存在的涡流现象会影响冷热流体的换热过程,导致截面温差的增大。三种湍流模型中,采用RKE湍流模型计算得到的B1和B2监测点的温度差值相对较小,即截面温差相对

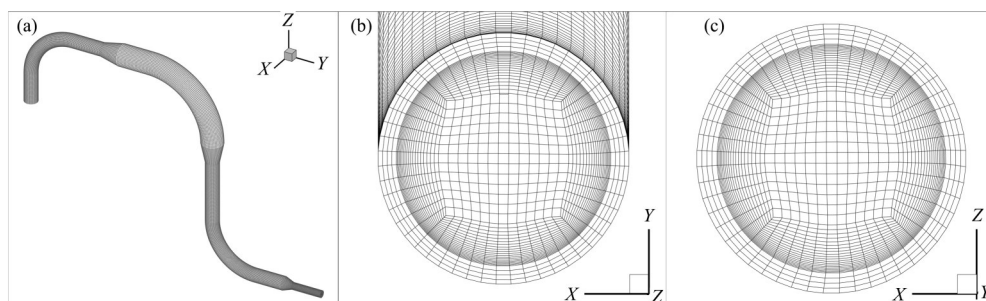


图5 滞流分支管网格模型图 (a) 整体网格结构, (b) 入口端面网格, (c) 出口端面网格
Fig.5 Grid model of stagnant branch pipe (a) Overall grid structure, (b) Inlet face grid, (c) Outlet face grid

较小。表明该模型不能很好地模拟管内流场在竖直方向上存在的涡流现象。因此, SST KW 模型和 TSST 模型更适用于滞流分支管热分层现象的模拟计算。而两方程的 SST KW 湍流模型在计算结果方面与四方程的 TSST 湍流模型较为接近, 同时, 其计算效率更高。所以, 本文选用 SST KW 湍流模型进行模拟计算。

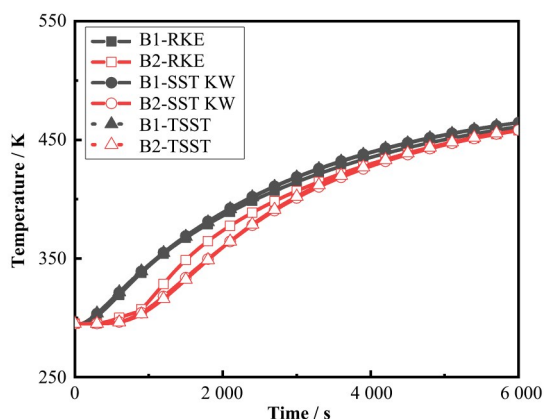


图6 不同湍流模型的瞬态计算结果
Fig.6 Transient calculation results using different turbulent models

2 结果与讨论

基于上述滞流分支管模型开展模拟计算, 分析管道壁面的温度变化特性以及管道内流体的流动特性。

2.1 水平管段的热分层现象

2.1.1 管道截面的温差变化

根据当前研究, 热分层现象容易出现在水平管段。滞流分支管模型中, 水平管段包括 DN100、DN200 和 DN350 三种管径, 且不同管段分为有保温措施和无保温措施两种情况, 因此, 水平管段内的热分层现象在不同位置处表现出差异。本文选取 A、B、D 和 E 4 个测温截面, 研究水平管段的热分层现象。在每个测温截面上, 分别在管道顶部和底部设

置温度监测点, 以两个监测点的温度差值代表截面温差。采用管道截面温差作为热分层强度的特征参数, 模拟得到 A、B、D 和 E 4 个截面上管道顶部和底部的温差随时间的变化过程, 如图 7 所示。

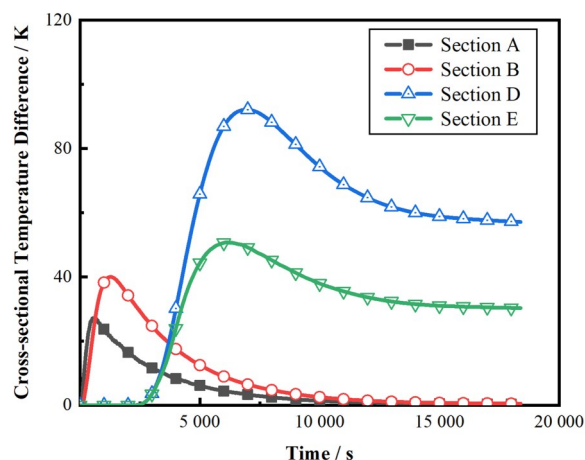


图7 水平管段的各测温截面最大截面温差随时间的变化
Fig.7 Variation of the maximum cross-sectional temperature difference for each temperature measurement section in a horizontal pipe section over time

水平管段的截面温差总体上呈现先增大后减小的趋势。然而, 对于采取了保温措施的管段, 其截面温差最终趋近于 0, 截面 A 和截面 B 所在管段的热分层现象逐渐消失。相比之下, 未采取保温措施的管段, 由于管道内流体温度的持续升高, 管壁与空气间的换热作用逐渐增强。这种热量散失作用导致截面上的温差持续存在, 截面 D 和截面 E 在瞬态计算达到稳定时, 所属管段仍存在稳定的热分层现象, 这会对管道结构施加持续的应力。

在瞬态过程中, 不同管段处热分层作用的严重程度存在差异。对于采取保温措施的 A 截面和 B 截面而言, 其最大截面温差明显低于 D 截面和 E 截面的对应值。同时, 需要注意的是, D 截面和 E 截面所在管段的热分层现象是持续存在的。

此外, 在保温条件相同的情况下, 管径也会影响截面最大温差。具体而言, 截面 B 的最大温差高于

截面A,截面D的最大温差高于截面E。这是因为管径会影响截面上热量传递的距离,管径越大时,传热距离越远,从而导致截面温差越大。

2.1.2 水平管段的热分层流动

根据研究^[19],当热流体涌入充满冷水的管道中,分层流的压力分布导致两层流体的反向流动。在滞流分支管模型中,水平管段存在管径变化,而管道结构也会对流动产生影响。

当时间 $t=1\ 200\ \text{s}$ 时,截面B的温差接近最大值,此时管道内出现了明显的热分层现象。图8展示了在该时刻,大小头位置的速度场和温度场分布。由于大小头管段流动截面收缩造成的阻力作用,部分冷流体的流动方向发生改变,在管道底部产生与热流体同反的流动。大小头的管段结构对热分层流动产生了影响,在直径为DN350的直管段内,流场存在水平层内的回流现象,将延缓管截面热分层温度梯度减缓的进程。

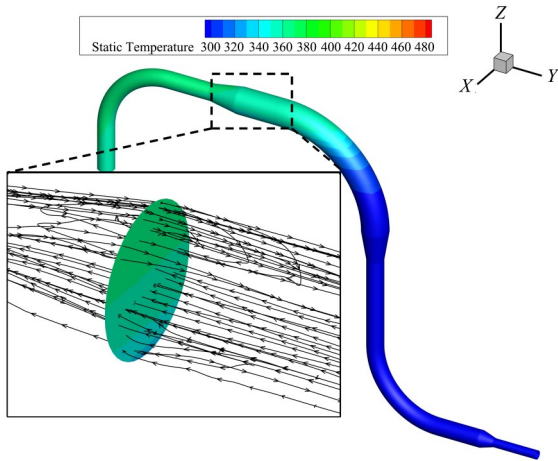


图8 $t=1\ 200\ \text{s}$ 时,大小头管段的温度场和流场分布
Fig.8 Distributions of temperature field and flow field in the small and large end pipe section of transition pipe at 1 200 s

2.2 弯管段的热分层现象

2.2.1 管道截面的温差变化

弯管结构对热分层现象具有一定的影响。当热流体通过弯头时,其流动方向发生改变,从而影响管道截面上冷热流体的换热过程。以截面C所在的弯管段与截面B所在的水平管段为例,通过对比弯管段与水平管段的截面温差随时间的变化,可以看出二者存在差异。B、C截面所在管段管径均为DN355,仅存在位置上的差异。截面温差总体上的趋势均表现为先增大后减小,最终趋于0。但是在热分层的发展过程中,B截面始终具有更高的温差,且上升趋势更加明显,如图9所示。

2.2.2 弯管段的热分层流动

当时间 $t=2\ 000\ \text{s}$ 时,C截面的温差接近最大值,

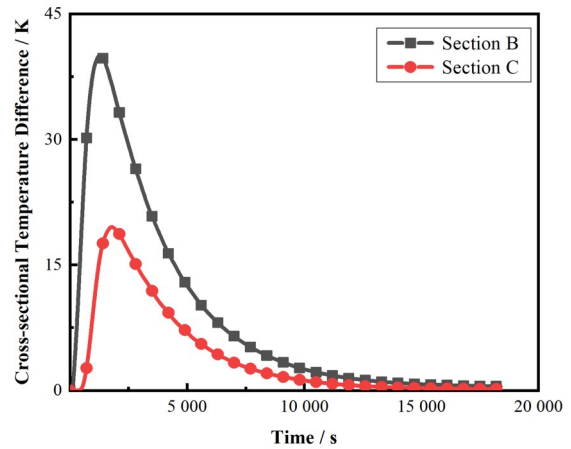


图9 B、C截面温差随时间的变化
Fig.9 Variation of temperature difference between sections B and C over time

此时弯管段的流场如图10所示。当热流体流动至弯管段时,由于流动方向的改变,沿管道轴线方向的速度分量减小,而沿管道截面径向的速度分量增加,促进了同一截面上冷热流体的混合过程。因此,弯管段有效地减小了截面温差。而在另一方面,由于热流体沿管道轴线方向的速度分量减小,且浮力对热流体的流动产生阻碍作用。因此,在竖直方向上冷热流体的换热过程受到影响,在图10中可以看到竖直方向上有明显的热分层现象。

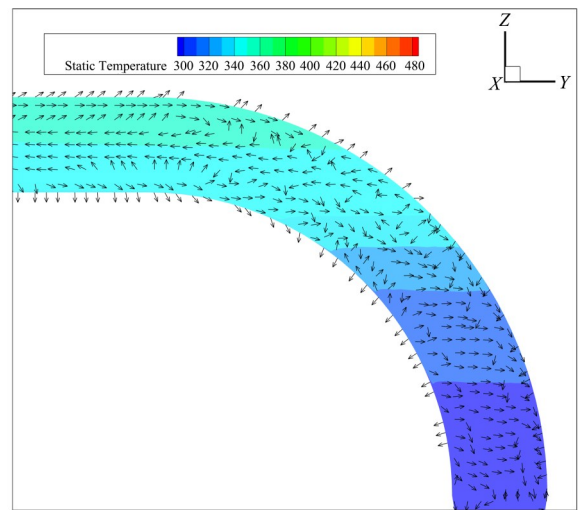


图10 $t=2\ 000\ \text{s}$ 时,弯管段内流场
Fig.10 Flow field of curved pipe section at 2 000 s

2.3 竖直管道内的热分层现象

当热流体流动至竖直管段时,浮升力和惯性力的作用方向平行,管道截面上冷热流体的换热过程受浮力的影响程度降低,截面上的热分层现象减弱。而在管道的轴线方向上,浮力对向下流动的热流体产生了阻碍作用,冷热流体温度均一化的进程被延缓,导致沿管道轴线方向上出现了热分层现象,如图

11所示。此时,管道内的流动被称为活塞流^[20]。

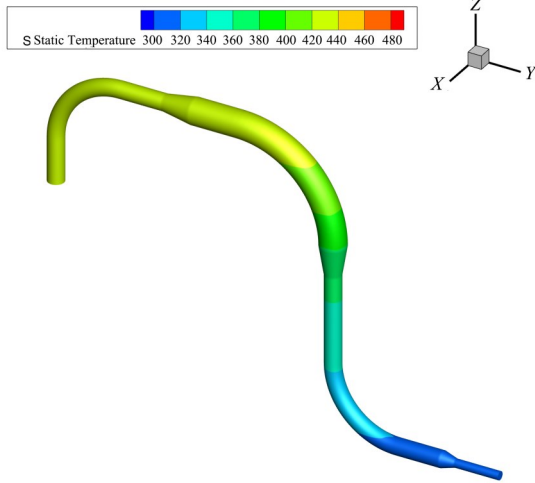


图11 $t=3800\text{ s}$ 时,流场的温度分布

Fig.11 Temperature distribution of the flow field at 3 800 s

在模拟计算中,本研究在垂直管道的同一侧外壁面上等间距设置了一系列的温度监测点,用于观察垂直管道上的温度变化,测点的温度数据如图12所示。图中H代表垂直管段的总长度, H_i 代表任一温度测点到H1测点间的距离。垂直方向上的温度梯度总体上表现为先增大后减小的趋势。当 $t=3800\text{ s}$ 时,管道内的流场在垂直方向上的温度跨度达到最大,为26 K。由于垂直管段未布置保温层,管道壁面与空气间存在较强的对流换热,当瞬态模拟计算达到稳定时,温度监测点H1与H6间存在恒定温差。

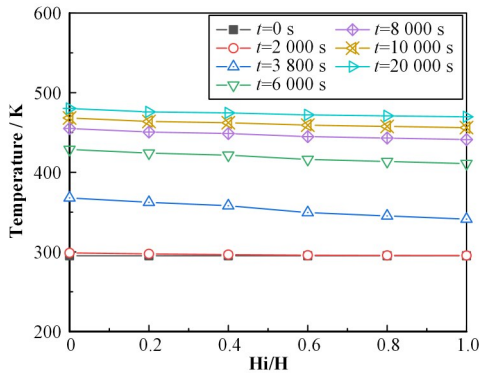


图12 垂直管道上的测点温度

Fig.12 Temperature data obtained at measurement points on the vertical pipe section

3 结语

本文以压水堆中与主回路连接的滞流分支管道为研究对象,利用数值模拟分析了由阀门泄漏引起的管道热分层现象,总结了热分层现象的温度变化特性以及流动变化特性分析,得出以下结论:

1)滞流分支管中的热分层现象受到管段位置、管径大小以及管道保温条件的影响。热分层现象容易发生在水平管段,弯头会削弱热分层的影响,截面温差的大小与管径大小正相关。未采取保温措施的管段,其截面温差相对较大,且分层现象会持续存在。

2)滞流分支管模型存在管径上的变化,变截面的管道结构对管内流场产生影响,在大小头管段存在两层方向相反的回流,导致分层作用的影响时间更长。

作者贡献声明 马竞翔负责数值模拟研究执行,数据分析,文章撰写;董世昌负责文章审阅,内容校核;龚圣捷负责提出研究思路、理论指导,对文章作批评性审阅。

参考文献

- 刘彤,王雪彩,衣书宾. 压水堆稳压器波动管热分层现象的流固耦合传热数值模拟[J]. 中国电机工程学报, 2013, **33**(2): 79 - 85, 15. DOI: [10.13334/j.0258-8013.pcsee.2013.02.011](https://doi.org/10.13334/j.0258-8013.pcsee.2013.02.011).
- LIU Tong, WANG Xuecai, YI Shubin. Fluid-solid conjugate heat transfer numerical simulation of pressurized water reactor pressurizer surge line subjected to thermal stratification[J]. Proceedings of the CSEE, 2013, **33**(2): 79 - 85, 15. DOI: [10.13334/j.0258-8013.pcsee.2013.02.011](https://doi.org/10.13334/j.0258-8013.pcsee.2013.02.011).
- 秦洁. 反应堆冷却剂系统不可隔离滞流分支管热疲劳瞬态的CFD研究[J]. 核动力工程, 2011, **32**(S1): 149 - 151, 161.
- QIN Jie. CFD research on normally stagnant non-isolable branch lines attached to RCS loop piping[J]. Nuclear Power Engineering, 2011, **32**(S1): 149 - 151, 161.
- Do Kweon H, Kim J S, Lee K Y. Fatigue design of nuclear Class 1 piping considering thermal stratification [J]. Nuclear Engineering and Design, 2008, **238**(6): 1265 - 1274. DOI: [10.1016/j.nucengdes.2007.11.009](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2007.11.009).
- Jo J C, Kang D G. CFD analysis of thermally stratified flow and conjugate heat transfer in a PWR pressurizer surgeline[J]. Journal of Pressure Vessel Technology, 2010, **132**(2): 1. DOI: [10.1115/1.4000727](https://doi.org/10.1115/1.4000727).
- Zhang Y, Lu T, Jiang P X, *et al.* Investigation on thermal stratification and turbulent penetration in a pressurizer surge line with an overall out-surge flow[J]. Annals of Nuclear Energy, 2016, **90**: 212 - 233. DOI: [10.1016/j.anucene.2015.12.006](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.12.006).
- NRC U. Thermal stresses in piping connected to reactor

- coolant systems[R]. NRC Bulletin No.8, 1988: 88.
- 7 NRC U. Pressurizer surge line thermal stratification[S]. 1988.
- 8 Kim Y J, Kim M W, Ko E, *et al.* Effect of heat-up transient condition on the thermal stratification in nuclear power plant surgeline[C]//Proceedings of ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Conference. July 26-30, 2009, Prague, Czech Republic. 2010: 99 - 104. DOI: [10.1115/PVP2009-78041](https://doi.org/10.1115/PVP2009-78041).
- 9 Ahn J S, Bluck M, Eaton M, *et al.* A validation of RELAP on predicting nuclear power plant phenomena; proceedings of the International Conference on Nuclear Engineering, F[C]. American Society of Mechanical Engineers, 2018. DOI: [10.1115/ICONE26-81424](https://doi.org/10.1115/ICONE26-81424).
- 10 贺斌. 核电站蒸汽发生器上水管路热分层流动与传热机理研究[D]. 北京: 北京化工大学, 2016.
- HE Bin. Research on the flow and heat transfer of thermal stratification in an injection pipeline of steam generator [D]. Beijing: Beijing University of Chemical Technology, 2016.
- 11 曹琼, 陆道纲, 张钰浩, 等. AP1000第四级卸压A管热分层数值模拟研究[C]. 第十五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学术年会, 2017: 15-22.
- CAO Qiong, LU Daogang, ZHANG Yuhao, *et al.* Numerical study on thermal stratification of AP1000 ADS-4 A-pipeline[C]. The 15th National Reactor Thermal Fluid Academic Conference and the Annual Academic Conference of the Key Laboratory of Nuclear Reactor Thermal Hydraulic Technology of China, 2017: 15-22.
- 12 Cai B A, Gu H F, Weng Y, *et al.* Numerical investigation on the thermal stratification in a pressurizer surge line[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2017, **101**: 293 - 300. DOI: [10.1016/j.anucene.2016.11.024](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.11.024).
- 13 Wang M J, Feng T T, Fang D, *et al.* Numerical study on the thermal stratification characteristics of AP1000 pressurizer surge line[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019, **130**: 8 - 19. DOI: [10.1016/j.anucene.2019.01.054](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.01.054).
- 14 Lu T, Zhang Y, Xu K L, *et al.* Investigation on mixing behavior and heat transfer in a horizontally arranged tee pipe under turbulent mixing of hot and cold fluid[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019, **127**: 139 - 155. DOI: [10.1016/j.anucene.2018.11.040](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.11.040).
- 15 Tang B, Zhou Y. Numerical investigation on turbulent penetration and thermal stratification for the in-surge case of the AP1000 pressurizer surge line[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2021, **378**: 111176. DOI: [10.1016/j.nucengdes.2021.111176](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111176).
- 16 于德勇, 段永强, 曹思民, 等. 核电厂自动卸压排放管道热分层分析研究[J]. *科技视界*, 2017(2): 1 - 2. DOI: [10.19694/j.cnki.issn2095-2457.2017.02.001](https://doi.org/10.19694/j.cnki.issn2095-2457.2017.02.001).
- YU Deyong, DUAN Yongqiang, CAO Simin, *et al.* Thermal stratification analysis of NPP automatic depressurization discharge pipe[J]. *Science & Technology Vision*, 2017(2): 1 - 2. DOI: [10.19694/j.cnki.issn2095-2457.2017.02.001](https://doi.org/10.19694/j.cnki.issn2095-2457.2017.02.001).
- 17 丁玉栋, 王强, 王宏, 等. 工业设备及管道绝热结构外表面换热系数取值的探讨[J]. *化工设计*, 2011, **21**(4): 37 - 45, 1. DOI: [10.15910/j.cnki.1007-6247.2011.04.005](https://doi.org/10.15910/j.cnki.1007-6247.2011.04.005).
- DING Yudong, WANG Qiang, WANG Hong, *et al.* Discussion on heat transfer coefficient value of external surfaces of heat insulation structure for industrial equipment and pipe[J]. *Chemical Engineering Design*, 2011, **21**(4): 37 - 45, 1. DOI: [10.15910/j.cnki.1007-6247.2011.04.005](https://doi.org/10.15910/j.cnki.1007-6247.2011.04.005).
- 18 中国石油和化工勘察设计协会, 中国成达工程有限公司. 工业设备及管道绝热工程设计规范[Z]. 中华人民共和国住房和城乡建设部, 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. 2013: 121.
- China Petroleum and Chemical Survey and Design Association, China Chengda Engineering Co., Ltd. Code for design of industrial equipment and pipeline insulation engineering[Z]. Ministry of Housing and Urban Rural Development of the People's Republic of China, General Administration of Quality Supervision, Inspection and Quarantine of the People's Republic of China. 2013: 121.
- 19 Xing L M, Zhuo W B, Chen B D, *et al.* Analysis of the velocity field of thermal stratification in pipes[C]// Proceedings of 2013 21st International Conference on Nuclear Engineering. July 29-August 2, 2013, Chengdu, China. 2014. DOI: [10.1115/ICONE21-16265](https://doi.org/10.1115/ICONE21-16265).
- 20 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. DOI: [10.1016/S0029-5493\(99\)00007-2](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(99)00007-2).