doi:10.3969/j.issn.1001-4837.2025.05.005

设计计算

压水堆核电厂反应堆一回路承压管道高周热疲劳分析探讨

赵万祥[1,2],徐成杰[1,2],陈明亚[1,2],林　磊[1,2],余伟炜[1,2],彭群家[1,2],马官兵[1,2],韩姚磊[1,2]
(1.苏州热工研究院有限公司,江苏苏州 215004;2.国家核电厂安全及可靠性工程技术研究中心,江苏苏州 215004)

摘　要:针对压水堆核电厂一回路承压管道在长寿期运行中易发生高周热疲劳问题,采用数值仿真与在线监测相结合的方法进行了深入分析。数值仿真结果显示,在5×10^{-3} Hz入口温度波动频率下,焊缝附近温度变化明显;而在2×10^{-2} Hz高频波动下,温度变化被显著衰减,内壁面温度衰减率可达82.7%。研究开发了TECMAN疲劳管理分析软件,该软件能有效监测到管道内流体的热分层和热冲击现象,并成功应用于国内某大型压水堆核电机组。研究可为核电厂一回路承压管道的热疲劳管理提供科学依据和技术支撑,有助于保障核电厂的安全稳定运行。

关键词:承压管道;高周疲劳;振荡频率;裂纹萌生;裂纹扩展
中图分类号:TH49;TM623　　**文献标志码:**A

Analysis and discussion on high-cycle thermal fatigue of reactor primary loop pressure-bearing pipelines in pressurized water reactor nuclear power plants

ZHAO Wanxiang[1,2],XU Chengjie[1,2],CHEN Mingya[1,2],LIN Lei[1,2],YU Weiwei[1,2],
PENG Qunjia[1,2],MA Guanbing[1,2],HAN Yaolei[1,2]
(1.Suzhou Nuclear Power Research Institute Co.,Ltd.,Suzhou 215004,China;
2.National Nuclear Power Plant Safety and Reliability Engineering Research Center,Suzhou 215004,China)

Abstract: To address the high-cycle thermal fatigue issue easily occurring in the primary loop pressure-bearing pipelines of pressurized water reactor nuclear power plants during long-term operation, an in-depth analysis was conducted using a combination of numerical simulation and online monitoring. Numerical simulation results show that under an inlet temperature fluctuation frequency of 5×10^{-3} Hz, the temperature variation near the weld is significant; whereas under a high-frequency fluctuation of 2×10^{-2} Hz, the temperature variation is significantly attenuated, with an inner wall temperature attenuation rate of up to 82.7%. The study developed TECMAN fatigue management analysis software, which can effectively monitor thermal stratification and thermal shock phenomena of the fluid inside the pipeline, and has been successfully applied in a large domestic pressurized water reactor nuclear power unit. The research provides a scientific basis and technical support for thermal fatigue management of primary loop pressure-bearing pipelines in nuclear power plants, contributing to ensuring the safe and stable operation of nuclear power plants.

Key words: pressure-bearing pipeline; high-cycle fatigue; oscillation frequency; crack initiation; crack propagation

0　引言

压水堆核电厂一回路承压管道疲劳老化管理是保证承压边界完整性的重要工作之一[1-4],近年来,核电厂一回路管道三通处发现了多起疲劳裂纹[5]。从长寿期经济运行的角度来看,需充分管理一回路管道的疲劳问题[6]。

不同温度的流体混合引起三通管处管壁温度高频波动(热振荡),易导致该部位萌生疲劳裂纹[7-9]。混流导致三通处的疲劳损伤程度,不仅

收稿日期:2025-01-21　修回日期:2025-04-26
基金项目:国家自然科学基金项目(U21B2076,U21132076)

取决于混合流体的温差，还取决于管道几何形状和流动条件。日本机械工程师学会利用入口流速和管道内径等流动和管道条件，预测了疲劳裂纹萌生的风险[10]。然而，由于注入管线流量不稳定（且一般无流量的监测仪表），在工程实际中很难识别流动状态。对于频率较低的热振荡情况，可通过测量混合三通处管道外壁面的温度作为疲劳损伤评定的输入；对于频率较高的热振荡情况，仅能通过数值仿真或多点温度测量获得温度波动的近似特性。同时，三通处管壁温度波动的空间分布受管道和流动条件影响，分布不均匀，亟需建立一种能够基于管道外壁面在线监测、可快速计算出温度和载荷响应历程的方法，识别出温差波动最大的位置进行疲劳损伤评定[11-13]。目前，世界各国科研机构开发了多种基于瞬态参数在线监测的疲劳分析系统，如美国核电力科学研究院开发的FatiguePro疲劳分析系统、德国阿海珐开发的FAMOS疲劳分析系统、美国西屋电气公司开发的WESTEMS^{TM}疲劳分析系统[14]，中国核动力研究设计院研发的华龙1号疲劳监测和瞬态统计系统（IFT）[15]。但目前公开的这些分析系统中，尚缺乏对热振荡的高周疲劳分析的能力[16]。笔者团队开发了基于瞬态参数在线监测的核电厂一回路承压管道疲劳管理分析软件——TECMAN软件，并成功应用于国内某大型压水堆核电厂[17]。

本文旨在分析核电厂一回路管道瞬态疲劳的管理策略，对三通管处的热振荡高周疲劳展开评定研究；探讨基于温度参数在线监测的一回路承压边界管道疲劳评定方法，并针对典型的三通管道，进行不同频率热振荡的数值仿真分析，以使开发的软件具备更精确的高周热疲劳分析能力。

1 核电厂一回路承压设备疲劳管理

一回路承压设备疲劳分析与控制过程如图1所示。可以看出，核电厂反应堆一回路管道热疲劳分析涉及多个方面。

（1）材料性能分析。不同材料和制造特性对承压部件的抗疲劳性能存在明显影响。目前，ASME和RCC-M规范仅给出了几类材料的疲劳性能曲线（*S*-*N*曲线），并未进一步区分制造等具体信息对*S*-*N*曲线的影响。同时，以日本和美国为代表，20多年的试验研究表明，反应堆一回路水环境对碳钢、低合金钢、奥氏体不锈钢和镍基合金的疲劳寿命有明显的削弱作用[5,7-11,16]。为了充分考虑压水堆核电站反应堆一回路水环境对疲劳行为的影响，各国核电站设计单位开始研究反应堆一回路水环境对寿期内设备疲劳寿命的影响[11-13]。

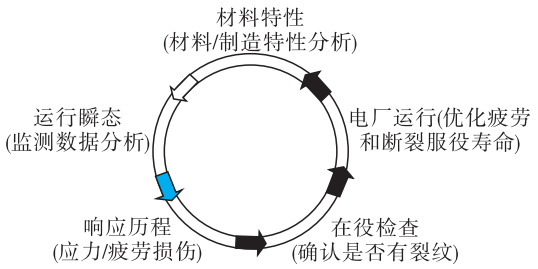


图1 一回路承压设备疲劳分析与控制过程示意

Fig.1 Schematic of fatigue analysis and control process for primary loop pressure-bearing equipment

（2）运行瞬态分析。核电厂设计中假设了偏于“保守”的瞬态，但对于局部热冲击、热分层等运行工况缺乏充分考虑。目前，FatiguePro，TECMAN等系统平台均通过在局部增加仪表（见图2）进行补充瞬态参数的监测。

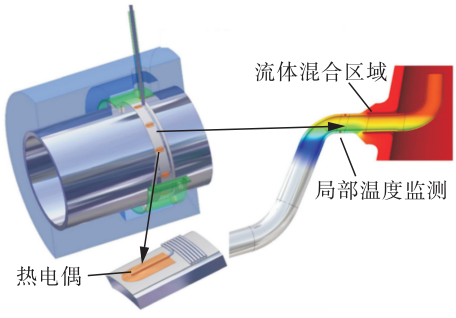


图2 管道局部温度监测仪表

Fig.2 Pipeline local temperature monitoring instrument

（3）响应历程分析。需要综合考虑压力、热位移等机械载荷与热瞬态载荷的叠加效果，通常采用的基于有限元的数值仿真方法因耗时较长，难以满足工程在线评定的需求。同时，还需考虑反应堆一回路水环境对疲劳行为的影响，在分析位置筛选和疲劳分析过程中，均需要考虑反应堆水环境的因素[18]。

（4）在役检查分析。核电厂均制定了定期的在役监测策略，在安全评定中需要基于在役检查仪器的检测精度，确定出可检测缺陷尺寸的阈值。目前，工程中采用的尖端反射法可探测出2 mm左右的裂纹。如在役检查发现超出检测阈值的缺陷，需要进行缺陷记录与专项安全评定[19]。

（5）电厂运行优化。为了降低长寿期运行中一回路设备的疲劳损伤系数，可基于（2）中的“运

行瞬态分析”结果和多年运行数据对比，选取疲劳损伤较小的运行过程，并通过对比优化，提出后续运行的改进建议。

经过几十年的发展，当前核电厂一回路管道热疲劳分析的技术难点集中在热载荷的确定中。一回路承压设备疲劳管理过程如图3所示。

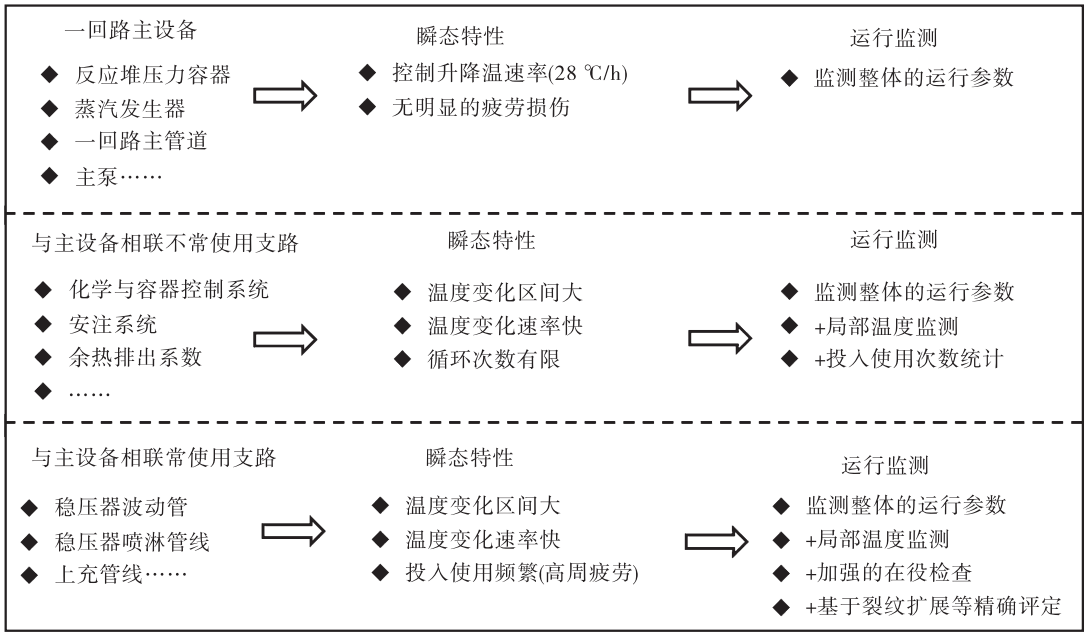


图3 一回路承压设备疲劳管理过程

Fig.3 Fatigue management process for primary loop pressure-bearing equipment

由图3可以看出，一回路承压边界设备经历的瞬态可分为如下3类。

（1）对于一回路主设备（如一回路主管道等），设计中要求运行时温度变化速率控制在28 ℃/h。在此情况下，一回路瞬态对主设备的疲劳损伤影响有限，运行中只需要关注一回路的整体运行参数，统计设计瞬态发生次数，并进行瞬态发生次数分析，保障在运行期间实际瞬态发生次数少于设计限制，便可满足疲劳老化管理的要求。

（2）对于与主设备相连但不常用的支路系统管道（如化学与容积控制系统、安注系统等），在投运过程中温差变化大、温度变化速率快，但此类瞬态发生的次数较少。在此情况下，运行中需要监测一回路的整体运行参数，并补充监测局部管嘴位置的温度，同时统计支路管线投运的次数。

（3）对于与主设备相连且常用的支路系统（如稳压器波动管、稳压器喷淋管线等），在投运过程中温差变化大、温度变化速率快，且此类瞬态发生的次数较多，通常伴有明显的热振荡、热分层等过程。在此情况下，基于监测数据的疲劳分析往往难以满足工程评定需求（外表面测点监测不到温度变化），需要补充开展加强的在役监测，同时进行假想裂纹扩展分析，并对含缺陷设备进行完整性评定。且在裂纹扩展分析中，需要考虑交变载荷（疲劳裂纹扩展）和一回路水环境（应力腐蚀裂纹扩展）的影响。

2 高周疲劳分析评定

2.1 现有工程评价方法

目前，对于与主设备相连且常用的支路系统，研究主要集中在管道的高周热疲劳问题，如三通接头位置的冷热水交汇问题。三通接头高周热疲劳分析可分为如下4个层次（对应不同评价精度与评定工作量）。

（1）热疲劳潜在风险部位筛选。基于典型管道的疲劳损伤分析计算，获得能够形成三通接头处疲劳损伤的最小热流体温差（主回路流体与支管热流体之间的温差），以此作为初步“鉴定门槛”。对于理论运行上最大的热流体温差小于“鉴定门槛”的管道，可不作热疲劳损伤进一步评定要求。

（2）基于保守假设的工程化评估。如式（1）所示，通常可假设瞬态热流体温度为正弦形式的变化过程，进行结构响应特性的疲劳损伤工程化评估，分析可获得结构疲劳损伤最大情况下的热冲击频率f_{max}，并基于此频率，进行结构的疲劳损伤评定。热冲击频率不是频率越高损伤越大，当热

冲击频率超过某一阈值，温度梯度仅存在于极浅表层，应力场可能因局部化而不足以驱动宏观裂纹扩展。此步骤中仅考虑热冲击载荷的影响，通常可忽略结构因素的影响。

$$T_{\text{fluid}} = T_{\text{fluid-ave}} + \Delta T_{\text{fluid}} \cdot \sin(2\pi f_i t + \varphi) \quad (1)$$

式中，$T_{\text{fluid-ave}}$为热冲击区域的平均流体温度，℃；ΔT_{fluid}为热冲击区域的流体温度变化幅值，℃；f_i为假设的热冲击变化频率；t为时间，s；φ为初相位，rad。

（3）基于监测的瞬态参数分析。三通接头冷热水混流区域疲劳敏感区域见图4。可在三通接头处增加局部温度测点，进行基于监测瞬态参数的详细结构应力响应分析。受热冲击频率的影响，实际应用中此方法存在一定的应用限制。

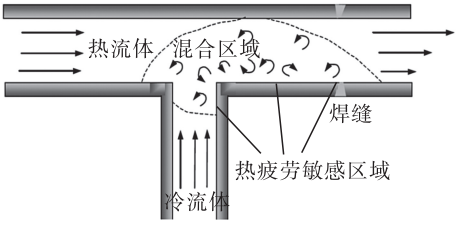


图4 三通接头冷热水混流区域疲劳敏感区域

Fig.4 Fatigue-sensitive zone in hot and cold water mixing area of T-junction

（4）基于裂纹扩展特性的评定。因热冲击形成的应力主要集中在管道表面，在裂纹扩展离开壁面1~2 mm后，管道应力将明显降低，热疲劳裂纹会在扩展到一定程度后停止扩展[20]。基于裂纹扩展特性的评定，可以明显拓展部件的可服役寿命，降低在役检查的周期要求。

同时，需参考行业的经验反馈，特别是类似电厂中因热疲劳开裂而更换部件经验反馈。这些反馈不仅能够为数值模拟结果提供工程验证，还能帮助识别潜在失效模式，为设备设计改进和运维策略制定提供参考，从而提高研究结论的工程适用性与可靠性。

2.2 三通管道热震荡案例数值仿真分析

2.2.1 分析模型

某核电厂一典型三通管嘴结构如图5所示，参照文献[20]中研究的模型进行案例分析。管道材料Z2 CN 181，主管道内直径D_m=736.6 mm，壁厚67 mm，支管内直径D_b=284.2 mm，壁厚35.7 mm。研究表明[21]，当L_m/D_m>9时，出口回流对仿真结果没有影响。因此，案例中主管长度L_m取16 000 mm，支管长度L_b取1 598.2 mm。

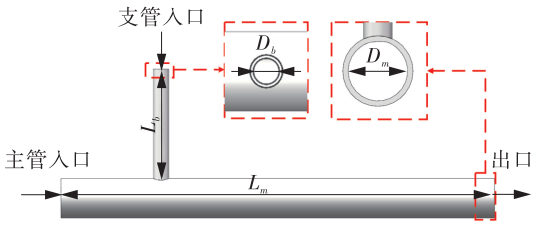
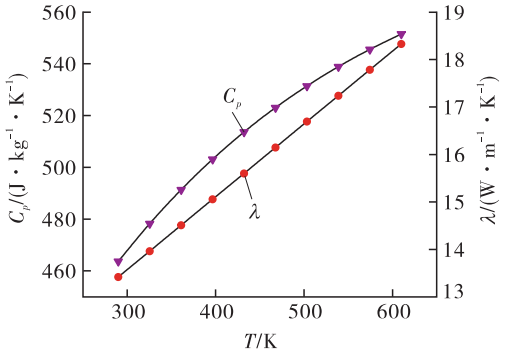


图5 管嘴结构分析模型

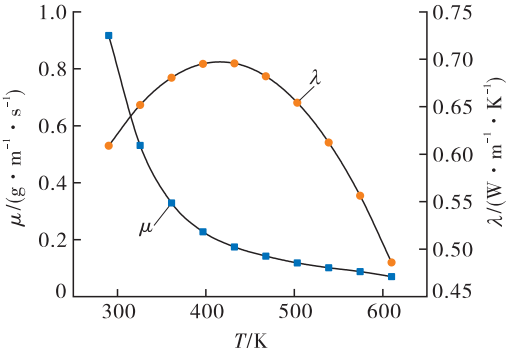
Fig.5 Nozzle structure analysis model

2.2.2 材料特性

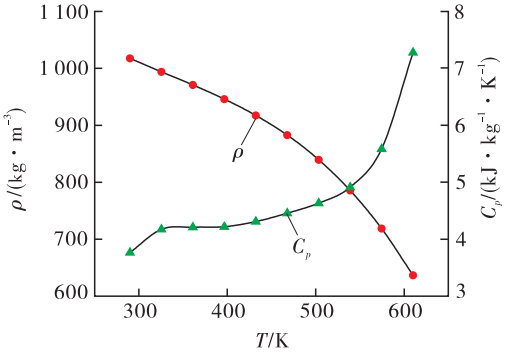
分析中重点关注管嘴高速流动中的温度周期性震荡现象，因此，需对管内流体的流动与传热情况进行高精度的瞬时分析。材料物性参数间关系曲线如图6所示。



（a）固体比热和导热系数



（b）流体黏度和导热系数



（c）流体密度和比热

图6 材料物性参数曲线

Fig.6 Material physical property parameter curves

由于模拟的温度范围较大，为了确保模拟的准确性，仿真中需设置随温度变化的物性参数（固体密度统一取值为7.8 g/cm^3[22]）。

2.2.3 瞬态特性及仿真方法

参照设计说明，主管入口流体温度为326.6 ℃，流速15.5 m/s；支管冷流体温度20 ℃，流速18.47 m/s，主支管动量比为0.43[23]。为便于对焊缝位置及温度敏感区域外壁温度进行响应分析，在主管轴向定义无量纲长度N，在2N，4N，6N，8N，10N设置分析截面。具体分析点与界面位置如图7所示。

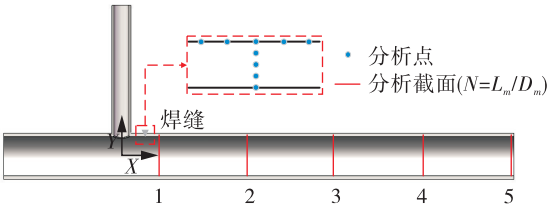


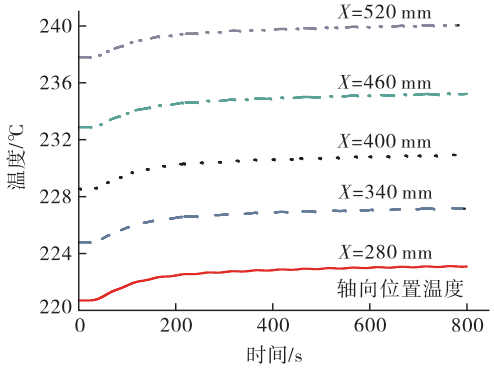
图7 焊缝位置及监测点位置分布

Fig.7 Weld position and monitoring point position distribution

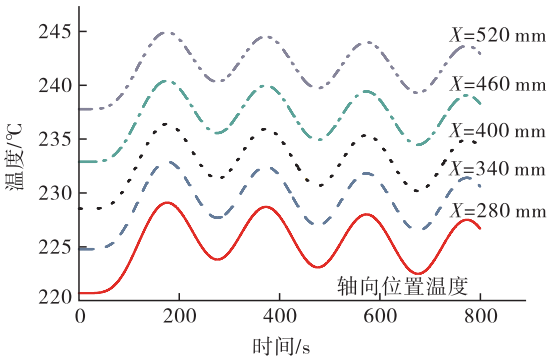
参考式(1)定义支管冷流体温度波动情况，并参照文献[24]中温度频率分布，由于案例中三通管道壁厚较厚，分析时假设f_i为5×10^{-3} Hz~2×10^{-2} Hz。管道内壁面设置为耦合边界，管道外壁对流换热系数为4.5 W/m^2·K。数值仿真中，使用标准k-ε湍流模型进行分析。能量残差控制在10^{-6}以下，其他残差项控制在10^{-4}以下，认为稳态计算已经达到了稳定收敛状态[24]。基于稳态结果开启瞬态计算，时间步长设置为0.1 s，计算步数设置为8 000步。

2.2.4 结果分析

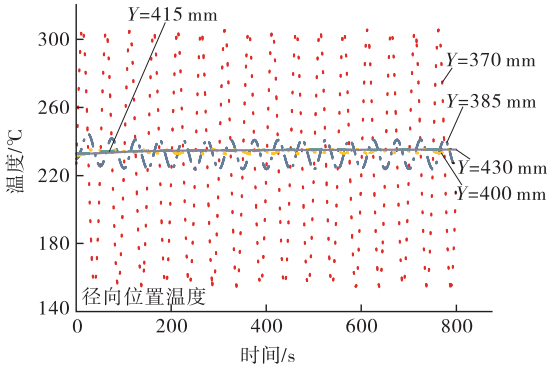
支管入口不同频率的温度波动会引起冷热流体混合后的温度波动，由此引发高周热疲劳。基于核电站的热电偶监测精度（某核电厂使用的热电偶精度为0.5 ℃[22]），同时考虑测量偏差等问题，分析中取3倍分析系数，设定外表面温度波动1.5 ℃为仪表能够反映内部流体温度发生波动的阈值。因此，对于本案例中特定的管道结构和冷热流体情况，主要研究热震荡对三通接头附近焊缝温度波动的影响。最大和最小频率下，焊缝附近处轴向、径向温度分布如图8所示。



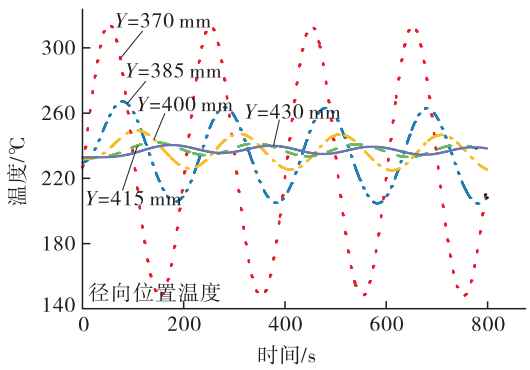
(a)2×10^{-2} Hz温度波动频率下焊缝路径方向温度



(b)5×10^{-3} Hz温度波动频率下焊缝路径方向温度



(c)2×10^{-2} Hz温度波动频率下焊缝壁厚方向温度



(d)5×10^{-3} Hz温度波动频率下焊缝壁厚方向温度

图8 最大和最小频率下焊缝附近处轴向径向温度

Fig.8 Axial and radial temperatures near the weld at maximum and minimum frequencies

由图8(a)可以看出，在2×10^{-2} Hz入口温度频率波动下，焊缝附近外壁轴向位置(X为外壁轴向位置坐标)的温度没有明显变化，这是因为高频波动的周期较短，传递到表面时会被衰减得更多。相比较高频波动，即在5×10^{-3} Hz入口温度频率波动下〔见图8(b)〕，轴向位置的温度变化明显。其原因：由于低频波动温度变化周期较长，在管道材料内部和表面之间的传播时间相对较长，并最终传递到外壁面，导致外壁面温度变化较为明显。

如图8(c)(d)所示，通过在焊缝位置处布置径向监测点(Y为沿壁厚径向位置坐标)，发现内壁面的温度变化与流体温度变化较相似；随着径向距离的增加，测点温度变化产生明显的时滞性，尤其是在高频波动下表现更为明显。此外，高频波动温度的衰减明显，在距离内壁面15 mm处(Y=385 mm，坐标方向见图7)，温度衰减率达到了82.7%，导致外壁面温度基本没有变化。

图9示出不同频率下，焊缝分析点及5个截面处顶壁随时间变化的温差。可以看出，焊缝分析点温差在不同频率下变化都是最大的。由于核电站热电偶精度有限，在温差1.5 ℃以下的温度变化难以在外表进行捕捉，因此，8×10^{-3} Hz为焊缝分析点的临界频率。对于整个三通管，当频率小于5×10^{-3} Hz时，管道内部热震荡能够在外表面监测到，该频率在文献[25]中提到的温度分布范围内。

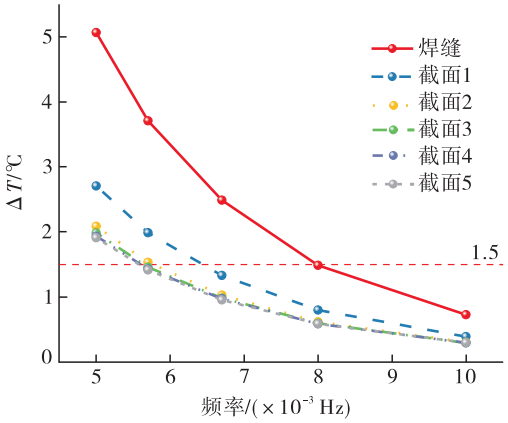


图9 焊缝分析点及顶壁温差分布曲线

Fig.9 Weld analysis points and top wall temperature difference distribution curve

2.3 基于在线监测的疲劳评定

笔者团队开发的TECMAN系统平台整体架构见图10。TECMAN系统平台主要由温度监测传感器组件、数据采集单元、光电转换单元和数据处理单元等组成，通过将监测到的数据导入热疲劳评估软件模块，自动计算出管道的实际损伤系数。

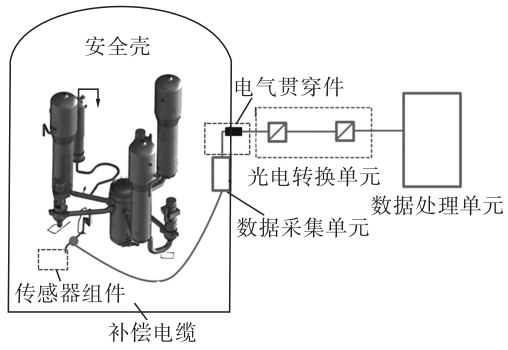


图10 TECMAN系统整体架构示意

Fig.10 The overall architecture of the TECMAN system

目前，TECMAN系统平台已在国内某核电厂稳压器波动管上开展了示范应用，稳压器启机阶段TECMAN系统监测得到的波动管内温度变化曲线见图11。成功监测到机组启动过程中形成了8次较为明显热分层循环波动和热冲击现象，这引起了稳压器波动管的热弯曲变形循环。以管道材料疲劳极限(对应10^{11}次载荷循环数据)为阈值，在此次运行过程中，分析系统共识别出超过800个载荷循环，在疲劳损伤分析中需进行相应的评定。但也应注意到，高频波动衰减性强，因此，高频温度波动难以被监测到。TECMAN系统平台尚未包含热震荡的分析功能，后续研究将进一步完善该平台在此方面的分析能力，使其拥有更精确的高周热疲劳分析功能。

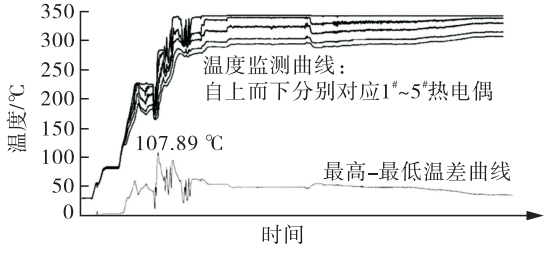


图11 稳压器启机阶段TECMAN系统监测得到的波动管内温度曲线

Fig.11 Temperature curve in surge line monitored by TECMAN system during pressurizer startup phase

3 结论

(1)疲劳分析的关键技术难点在于准确确定热载荷，尤其是一回路承压边界设备经历的瞬态，因此，研究提出根据设备使用频率和温度变化速率将疲劳管路分为三类，每类将采用不通的老化

管理和分析方法。

（2）针对核电厂某一典型接管的管嘴结构，进行了不同频率热振荡的数值仿真分析，发现高频波动温度的衰减非常强烈，在2×10^{-2} Hz温度波动频率下，靠近内壁面处温度衰减率已达到82.7%。焊缝分析点温差在不同频率下变化都是最大的，属于热震荡敏感区域，存在疲劳开裂风险。

（3）分析了基于瞬态参数在线监测的承压管道疲劳分析流程，以及开发的核电厂一回路承压管道疲劳管理平台。后续研究将进一步提升TECMAN系统平台的能力，使其具备更精确的高周热疲劳分析功能。

参考文献：

[1] 赵传礼，施少波，栾兴峰，等.稳压器波动管疲劳状态分析及对策[J].核动力工程，2022，43（增刊1）：11-15.
ZHAO C L，SHI S B，LUAN X F，et al. Fatigue analysis and countermeasure of pressurizer surge line [J]. Nuclear Power Engineering，2022，43（Sup. 1）：11-15.

[2] 陈明亚，余伟炜，薛飞，等.基于三维应力分量的管道热疲劳监测数据分析[J].压力容器，2020，37（1）：20-26.
CHEN M Y，YU W W，XUE F，et al. Analysis of thermal fatigue monitoring data of piping based on three-dimensional stress component [J]. Pressure Vessel Technology，2020，37（1）：20-26.

[3] 庚明达，邵雪娇，蒲卓，等.类裂纹不连续区高温蠕变疲劳评价方法对比[J].压力容器，2023，40（10）：38-46.
YU M D，SHAO X J，PU Z，et al.Comparative research on creep-fatigue damage assessment methods for the crack-like discontinuity [J]. Pressure Vessel Technology，2023，40（10）：38-46.

[4] 王磊，谈建平，于新海，等.热力耦合作用下阀门高温结构蠕变疲劳损伤研究[J].机电工程，2023，40（5）：633-643.
WANG L，TAN J P，YU X H，et al. Creep fatigue damage of high-temperature structure of valve under thermal-mechanical interaction [J]. Journal of Mechanical & Electrical Engineering，2023，40（5）：633-643.

[5] CHAPULIOT S，GOURDIN C，PAYEN T，et al. Hydro-thermal-mechanical analysis of thermal fatigue in a mixing tee[J]. Nuclear Engineering and Design，2005，235（5）：575-596.

[6] Electric Power Research Institute. Environmentally assisted fatigue screening-process and technical basis for identifying EAF limiting locations[R]. Palo Alto：Electric Power Research Institute，2012：31-69.

[7] Generic Aging Lessons Learned（GALL）Report. NUREG-1801，Revision 2[R]. Washington，DC：U.S. Nuclear Regulatory Commission，2010：2-32.

[8] 刘明利，夏莹沛，张辉仁，等.TMD技术在核电站立式泵组结构共振处理中的应用[J].流体机械，2023，51（6）：98-104.
LIU M L，XIA Y P，ZHANG H R，et al.Application of TMD technology in structural resonance treatment of vertical pump in nuclear power plant [J]. Fluid Machinery，2023，51（6）：98-104.

[9] 颜炳良，金辉，黄冲，等.常规岛汽机旁路调节阀流激共振研究[J].流体机械，2023，51（9）：27-33.
YAN B L，JIN H，HUANG C，et al. Research on flow-induced resonance of conventional island steam turbine bypass control valve [J]. Fluid Machinery，2023，51（9）：27-33.

[10] MIYOSHI K，KAMAYA M. Monitoring procedure for wall temperature fluctuation by temperature measurement of pipe outer surface at mixing Tee[C]// Proceedings of ICAPP 2017. Fukui and Kyoto，Japan，2017.

[11] GRIESBACH T J，RICCARDELLA P C，GOSSELIN S R. Application of fatigue monitoring to the evaluation of pressurizer surge lines [J]. Nuclear Engineering and Design，1991，129（2）：163-176.

[12] CHEN M，GAO H，LIN L，et al. Research on the on-line fracture assessment of cracked primary loop pipes in NPPs [J]. Annals of Nuclear Energy，2023，180：109489.

[13] 张珂，胡凌宽，阎卫增.考虑游隙变化的圆柱滚子轴承疲劳寿命分析[J].机电工程，2024，41（8）：1317-1329.
ZHANG K，HU L K，YAN W Z.Fatigue life analysis of cylindrical roller bearings considering clearance variation [J]. Journal of Mechanical & Electrical Engineering，2024，41（8）：1317-1329.

[14] 陈明亚，孙兴悦，刘晗，等.压水堆核电厂稳压器波动管热分层分析关键技术探讨[J].压力容器，2023，40（9）：55-61.
CHEN M Y，SUN X Y，LIU H，et al.Discussion on the key technology for thermal stratification analysis of pressurizer surge tube in pressurized water reactor

plant[J]. Pressure Vessel Technology，2023，40(9)：55-61.

[15] 崔怀明，唐传宝，白晓明，等，华龙一号疲劳监测和瞬态统计系统研制[J]. 核动力工程，2023，44(5)：80-84.
CUI H M，TANG C B，BAI X M，et al. Development of fatigue monitoring and transient counting system in HPR1000 [J]. Nuclear Power Engineering，2023，44(5)：80-84.

[16] 赵传礼，陈银强，许锋，等，核电厂疲劳监测系统开发方法研究[J]. 核动力工程，2017，38(增刊2)：175-178.
ZHAO C L，CHEN Y Q，XU F，et al. Research on fatigue monitoring system development for nuclear power plants [J]. Nuclear Power Engineering，2017，38(Sup.2)：175-178.

[17] 张彦召，朱斌，陈明亚，等. 核电厂热疲劳监测系统开发与应用[J]. 装备环境工程，2022，19(1)：65-70.
ZHANG Y Z，ZHU B，CHEN M Y，et al. Development and application of thermal fatigue monitoring system in nuclear power plant[J]. Equipment Environmental Engineering，2022，19(1)：65-70.

[18] CHEN M，LIU H，ZHAO W，et al. Development of the environmental assisted fatigue assessment method for nuclear plants in digital twin[J]. Nuclear Engineering and Technology，2025，57(6)：103402.

[19] 陈明亚. 压水堆核电站一回路管道结构完整性评定研究[D]. 济南：山东大学，2022.
CHEN M Y. Research on structural integrity assessment of primary loop pipes in pressurized water reactor nuclear power plants [D]. Jinan：Shandong University，2022.

[20] 陈明亚，余伟炜，薛飞，等. 基于RCC-M规范快速计算管道热冲击应力的探讨[J]. 压力容器，2019，36(10)：16-21.
CHEN M Y，YU W W，XUE F，et al. Discussion on rapid calculation of thermal shock stress based on RCC-M code[J]. Pressure Vessel Technology，2019，36(10)：16-21.

[21] 余汇涛，刘海鑫，杨威，等. T型三通管冷热流体混合过程的热疲劳特性数值模拟[J]. 武汉理工大学学报，2016，38(8)：49-55.
YU H T，LIU H X，YANG W，et al. Numerical simulation on the thermal fatigue of a T-junction during hot-cold fluid mixing process [J]. Journal of Wuhan University of Technology，2016，38 (8)：49-55.

[22] 李勇. T型管内冷热流体搅混过程实验研究[D]. 济南：山东大学，2020.
LI Y. Experimental studty on thermal mixing characteristics of cold and hot flows in the T-junction [D]. Jinan：Shandong University，2020.

[23] 王明毓，刘锐，李春锦. T型三通管道冷热流体混合作用下循环热疲劳评估方法[J]. 压力容器，2024，41(2)：43-48.
WANG M Y，LIU R，LI C J. An assessment method of thermal cycling induced fatigue of T-shaped junctions under combined action of hot and cold fluid [J]. Pressure Vessel Technology，2024，41(2)：43-48.

[24] 董晓梅. 基于温度场分析的核管道安注管线阀门内漏监测方法研究[D]. 天津：河北工业大学，2019.
DONG X M. STUDY on the monitoring methodfor in-leakage of valve in nuclear safety injection piping based on temperature field analysis [D]. Tianjin：Hebei University of Technology，2019.

[25] FUKUSHIMA N，FUKAGATA K，KASAGI N，et al. Numerical and experimental study on turbulent thermal mixing in a T-junction flow [C]//The 6th ASME-JSME Thermal Engineering Joint Conference. Hawaii，2003：16-20.

作者简介：赵万祥(1979)，男，高级工程师，主要从事电厂腐蚀管理研究工作，通信地址：215004江苏省苏州市西环路1688号苏州热工研究院有限公司，E-mail：zhaowanxiang@cgnpc.com.cn。

通信作者：陈明亚(1985)，男，正高级工程师，研究方向为反应堆结构力学评定，通信地址：215004江苏省苏州市西环路1688号苏州热工研究院有限公司，E-mail：chenmingya200852@163.com。

本文引用格式：
赵万祥，徐成杰，陈明亚，等. 压水堆核电厂反应堆一回路承压管道高周热疲劳分析探讨[J]. 压力容器，2025，42(5)：38-45.
ZHAO Wanxiang，XU Chengjie，CHEN Mingya，et al. Analysis and discussion on high-cycle thermal fatigue of reactor primary loop pressure-bearing pipelines in pressurized water reactor nuclear power plants[J]. Pressure Vessel Technology，2025，42(5)：38-45.