

## 核电厂厚壁承压管道异种钢焊缝的焊接残余应力数值仿真研究

陈明亚<sup>1,2</sup> 余伟炜<sup>1,2</sup> 韩姚磊<sup>1,2</sup> 林磊<sup>1,2</sup> 彭群家<sup>1,2</sup> 史芳杰<sup>1,2</sup> 赵万祥<sup>1,2</sup>

(1. 苏州热工研究院有限公司, 苏州 215004)

(2. 国家核电厂安全及可靠性工程技术研究中心, 苏州 215004)

**摘要:** 压水堆核电厂反应堆压力容器(Reactor Pressure Vessel, RPV)、蒸汽发生器(Steam Generator, SG)、主泵等大型碳钢设备的容器管嘴与奥氏体钢管道通过异种钢焊缝(Dissimilar Metal Weld, DMW)相连接。厚壁DMW存在材料不均和较为复杂的焊接残余应力(Weld Residual Stress, WRS),容易导致疲劳或应力腐蚀裂纹的产生。首先,调研了国际上经测量和数值分析获得的核电厂DMW的WRS情况;其次,基于一种单元体的体积均匀加热的WRS快速仿真方法,获取了一回路热管段(RPV出口至SG进口之间的连接管段,其为一回路压力边界中运行参数最高的管段)DMW的WRS。数值仿真分析的结果与美国推荐的拟合包络曲线趋势一致,且整体上可以被美国推荐的拟合曲线包络,说明所述的WRS快速仿真方法是可行的。厚壁DMW的WRS数值较大,但在管道内、外表面位置处的应力值比美国的推荐值保守,表明在实际结构分析中可以获得更多的安全裕度。

**关键词:** 压水堆; 异种钢焊缝; 焊接残余应力; 数值分析

**中图分类号:** TL351.6 **DOI:** 10.16579/j.issn.1001.9669.2025.08.007

## 0 引言

压水堆核电厂反应堆压力容器(Reactor Pressure Vessel, RPV)、蒸汽发生器(Steam Generator, SG)、主泵等大型设备的承压边界多采用碳钢材料,在内表面堆焊不锈钢堆焊层用以防腐,连接这些大型设备的管道多采用奥氏体钢材料<sup>[1]</sup>。碳钢容器管嘴与厚壁奥氏体钢管道通过异种钢焊缝(Dissimilar Metal Weld, DMW)相连接,DMW是由多材质组成的复杂焊接接头,属于压水堆核电站中易发生失效的薄弱环节<sup>[2-3]</sup>。厚壁DMW存在较为复杂的焊接残余应力(Weld Residual Stress, WRS),容易导致疲劳或腐蚀裂纹的产生。国际上已经发生数起核电厂DMW开裂事件<sup>[4]</sup>。因此,精确获取DMW的WRS数值可为裂纹的萌生、扩展和临界断裂分析奠定基础<sup>[5-6]</sup>。

当前,国内外学者在核电厂DMW的WRS分析方面做了较多的研究工作。FREDETTE等<sup>[7]</sup>模拟了一回路热管段DMW修复后的WRS分布情况;BRUST等<sup>[8]</sup>分析了稳压器波动管安全端的各材料在遵循不同硬化准则时的WRS分布规律;SONG等<sup>[9]</sup>研究了安全端长度和约束条件对WRS分布的影响;龚怒<sup>[10]</sup>研究了AP1000核电安全端结构几何和异种金属材料性能

失配对安全评定的影响和DMW缺陷的评定方法;付明等<sup>[11]</sup>研究了核电不锈钢管道对接焊后残余应力的分布规律,采用逐层剥离的小孔法测量得到的残余应力分布呈“W”形。

在过去二十年中,欧洲结构完整性标准化委员会通过试验和数值仿真对18MnD5和Alloy 52之间的DMW开展了系统研究,主要围绕材料性能表征、WRS测量和建模分析展开<sup>[12]</sup>。美国核工业界已发布了一套分析核电厂常见DMW的WRS分布规律的技术文件,包含分析模型、测试和数值仿真分析获得的分布特性及预测结果不确定性等内容<sup>[13]</sup>。但是,多数研究采用的焊接仿真模型过于复杂,缺乏基于简化焊接仿真模型的快速评定应用实践,如何快速、可靠地获得厚壁DMW的WRS仍是一个工程难点。首先,本文调研了国际上经测量和数值分析获得的核电厂厚壁DMW的WRS情况;其次,基于一种单元体的体积均匀加热的WRS快速仿真方法,获得了一回路热管段(RPV出口管嘴与SG进口管嘴的连接管段,一回路压力边界中运行参数最高的管段)DMW的WRS情况,并与国际公开数据进行了对比论证。

收稿日期: 2023-12-22 修回日期: 2024-03-07

基金项目: 国家重点研发计划项目(2020YFB1901500); 国家自然科学基金项目(12075274)

作者简介: 陈明亚,男,1985年生,江苏苏州人,博士,正高级工程师; 主要研究方向为结构的完整性评估; E-mail: chengmingya200852@163.com。

彭群家(通信作者),男,1969年生,山东聊城人,博士,正高级工程师; 主要研究方向为核电结构材料服役行为评价; E-mail: qunjiapeng@163.com。

引用格式: 陈明亚,余伟炜,韩姚磊,等.核电厂厚壁承压管道异种钢焊缝的焊接残余应力数值仿真研究[J].机械强度,2025,47(8):59-65.

CHEN Mingya, YU Weiwei, HAN Yaolei, et al. Research on weld residual stress of dissimilar steel weld in thick-wall pressure pipe of nuclear power plant by the finite element simulation method[J]. Journal of Mechanical Strength, 2025, 47(8): 59-65.

## 1 分析模型与分析方法

### 1.1 DMW的物理模型

压水堆核电站典型的DMW连接部件的结构如图1所示,本文以反应堆一回路热管段的安全端管嘴为例进行介绍:

1)RPV容器母材为碳钢材料,国内机组一般采用的是16MnD5(对应法国RCC-M规范M2111类材料,类似于美国的A508III钢)。

2)RPV容器内表面堆焊层为奥氏体钢材料,通常为E309L和ER308L。

3)该回路管道为奥氏体不锈钢材料,国内机组材料一般为Z2CND18.12。

4)碳钢一侧打底焊为奥氏体不锈钢材料。本报告参照国内外分析的经验反馈方法,分析中打底焊材料基本物理性能取为与管道奥氏体不锈钢的一致<sup>[14]3-35</sup>。

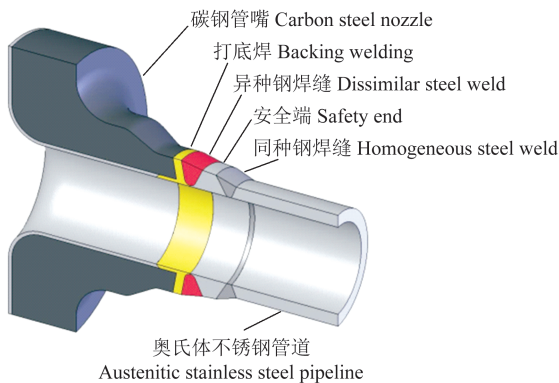


图1 核电厂异种钢焊缝连接部件的结构

Fig. 1 Structure of DMW connection components in nuclear power plant

### 1.2 DMW的WRS经验反馈

影响DMW的WRS的因素较多,目前核电行业内尚未形成统一的分析与测试方法<sup>[15]1-8</sup>。当前,国内外研究机构广泛进行了核电厂一回路承压边界管道DMW的WRS的数值仿真与试验测试研究。管道轴向应力是引起焊缝中环向裂纹失效的主要因素<sup>[16]333-340</sup>,美国工业界分析获得的此处DMW轴向WRS结果如图2所示。

1)图2中包含了2组DMW的WRS测试结果,除了在焊缝内、外表面位置附近,两组测试结果基本一致。

2)图2中包含了3组WRS的数值仿真分析结果,仅在靠近管道外表面范围(0.7<x<0.9)内WRS数值仿真分析结果与测试结果比较接近;除了在焊缝内、外表面区域,美国工业界数值仿真结果代数值均偏小。

3)除了在焊缝内、外表面处,美国核管理委员会(Nuclear Regulatory Commission, NRC)的推荐数据( $y=$

$450x^2-80x-35$ )与测试结果一致,在焊缝内、外表面处推荐数据更偏于保守(内、外表面区域WRS测试结果分散性较大,推荐数据倾向偏于保守的估值)。

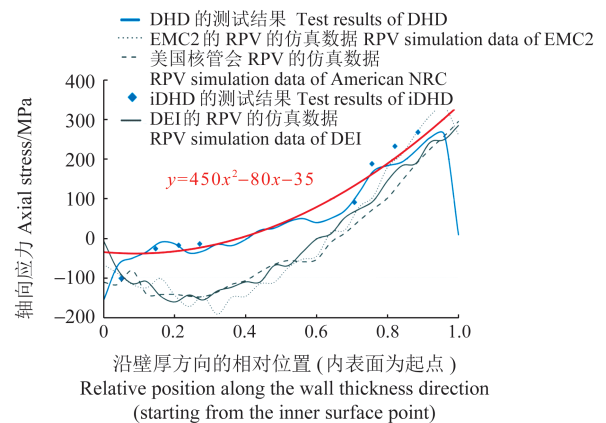


图2 美国异种钢焊缝焊接残余应力分析结果

Fig. 2 Analysis results of WRS of DMW used in American

拉伸应力是导致裂纹萌生和应力腐蚀开裂的重要因素。图2中,NRC的推荐数据偏于保守,此数据将用于本文的对比分析论证中。

### 1.3 WRS快速仿真方法

对于核电厂厚壁承压管道,依据焊接形式采用分层、分道的方法进行WRS有限元数值仿真。首先,确定焊缝实际焊接层数[图3(a)],确定力学分析模型[图3(b)],再对力学分析模型进行有限元单元划分[图3(d)]。每层焊道由不同的焊道组成,在三维模型中,每条焊道再由不同“有限元单元结合”组成[图3(c)]。在管道环向上,多个“有限元单元结合”连接组成整个焊道<sup>[15]1-8[16]333-340</sup>。数值仿真中,在短期内将热量施加到“有限元单元结合”上,然后通过热传导模拟焊接的反复加热与冷却的热-固耦合过程。

如式(1)所示,当前“双椭球型热源”是模拟焊接过程最精确的方法之一<sup>[14]3-35</sup>。在有限元仿真中,“双椭球型热源”需要编制特定的热源程序,同时需要耗费大量的热-固耦合分析的计算时间。

$$\dot{Q} = \frac{6\sqrt{3}\eta UI}{\pi\sqrt{\pi}abc} \exp\left(-3\left\{\frac{(\chi-\chi_0)^2}{a^2} + \frac{(\zeta-\zeta_0)^2}{b^2} + \frac{[v(t-t_0)]^2}{c^2}\right\}\right) \quad (1)$$

式中, $\dot{Q}$ 为热生成率; $\eta$ 为电弧热效率; $U$ 为焊接电弧电压; $I$ 为焊接电弧电流; $v$ 为焊接电弧移动速度; $a$ 、 $b$ 、 $c$ 分别为双椭球热源在 $x$ 、 $y$ 、 $z$ 方向上的半轴长度; $t$ 为焊接电弧的加热时间; $t_0$ 为电弧加热热流达到峰值的时刻; $(\chi,\zeta)$ 为焊缝各点的空间坐标; $(\chi_0,\zeta_0)$ 为双椭球热源中心位置。

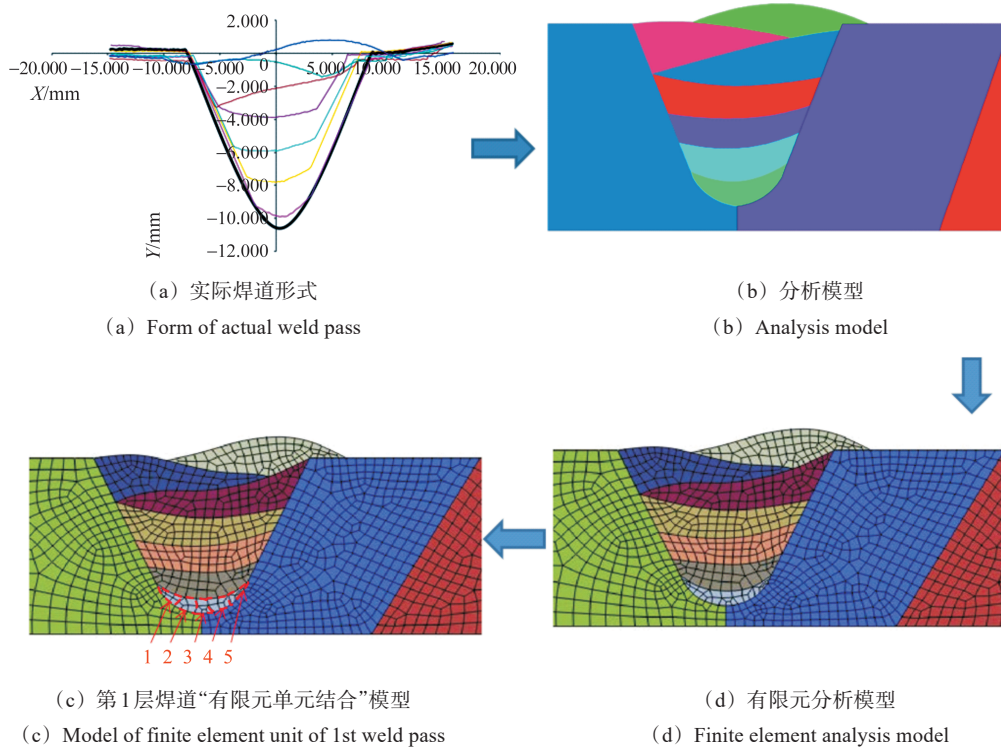


图3 厚壁承压管道焊接残余应力数值仿真方法

Fig. 3 Numerical simulation method of WRS for thick-walled pressure-bearing pipeline

针对核电厂厚壁承压管道异种钢焊缝 WRS 数值仿真工程分析需要,拟采用有限元单元体内部均匀体积加热的简化热源模型。单元体均匀体积加热率计算式<sup>[15][1-8][16]333-340</sup>为

$$\dot{Q} = \frac{\eta Q}{V_{\text{bead}} t_{\text{ramp}}} \quad (2)$$

式中, $Q$ 为热输入量; $V_{\text{bead}}$ 为焊接“单元结合”的体积; $t_{\text{ramp}}$ 为焊接时间。

有限元单元体内部均匀体积加热方法中无须编

制热源程序,减少了计算运行程序的复杂性。在数值分析过程中,可通过简化的线性斜坡加载的控制方法给“有限元单元结合”加热,并在每个增量时间步长内递增一定比例的加热率。数值分析过程中的温度检查流程如图4<sup>[16]333-340</sup>所示。线性斜坡加载方法只是一个初始输入条件,数值仿真分析中通过监测每个热输入增量过程中的温度的计算结果,自动调整热量时间的长短,如“有限元单元结合”温度已经达到金属熔化温度,则终止热量输入,开始单元体的冷却。

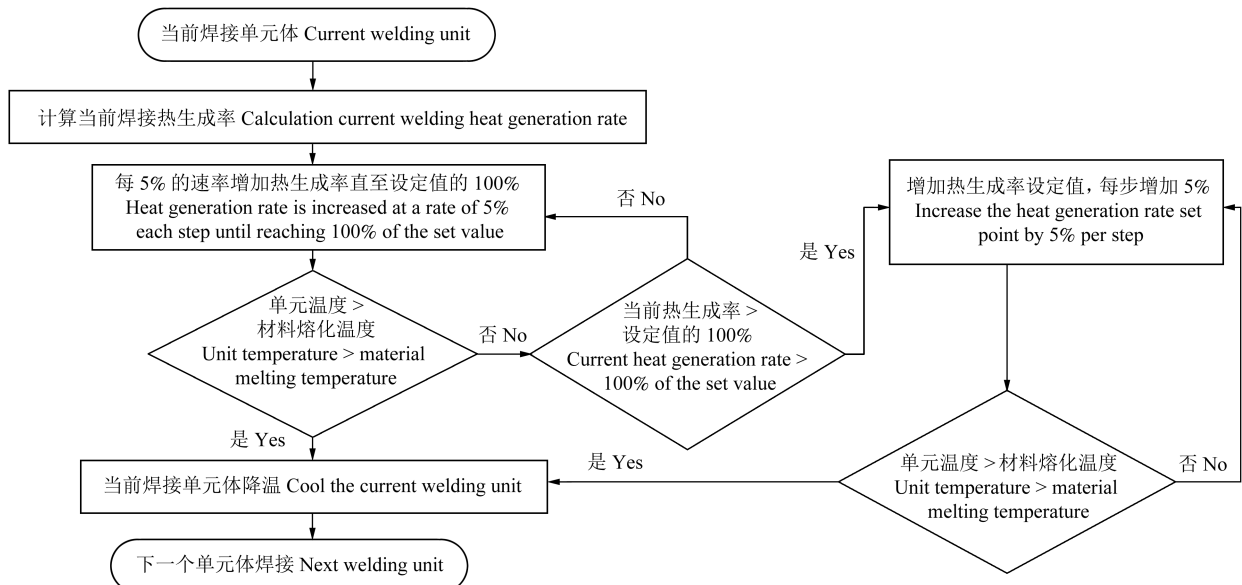


图4 焊接过程中温度检查控制方法

Fig. 4 Temperature inspection and control method during welding process

## 2 热管段 DMW 案例分析

### 2.1 分析模型

某典型的 RPV 有限元分析模型如图 5 所示。其

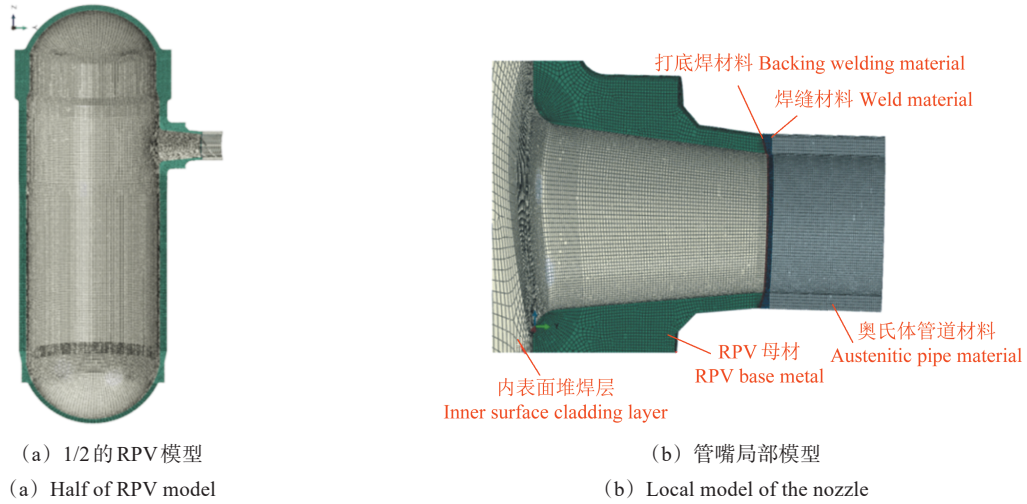


图 5 RPV 及其管嘴有限元模型

Fig. 5 Finite element model of RPV and the nozzle

### 2.2 材料性能

本文分析中参考法国 RCC-M 规范选取材料的性能, 16MnD5 的基本物理性能如表 1 所示, 堆焊层基本物理性能如表 2 所示, 奥氏体不锈钢管道材料基本物理性能如表 3 所示, 材料的泊松比取为定值 0.3。

表 1 16MnD5 材料基本物理性能

Tab. 1 Basic physical properties of 16MnD5 material

| 温度<br>Temperature/°C                                    | 20      | 50      | 100     | 150     | 200     | 250     | 300     | 343     | 370     |
|---|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|
| $E/\text{MPa}$  | 209 000 | 207 500 | 205 000 | 202 000 | 199 000 | 195 500 | 191 500 | 188 060 | 185 700 |
| $\alpha/(10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1})^*$       | 11.22   | 11.45   | 11.79   | 12.14   | 12.47   | 12.78   | 13.08   | 13.355  | 13.528  |
| $\lambda/[\text{W}/(\text{m}\cdot^\circ\text{C}^{-1})]$ | 37.7    | 38.6    | 39.9    | 40.5    | 40.5    | 40.2    | 39.5    | 38.812  | 38.3    |
| $\rho \cdot C/(10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1})$   | 3.488   | 3.591   | 3.775   | 3.928   | 4.087   | 4.268   | 4.423   | 4.576 9 | 4.679 6 |

注: \*行数据为指定温度与 20 °C 之间的平均值。Note: \*row data is the average value between the specified temperature and 20 °C.

表 2 堆焊层材料 (E309L 和 ER308L) 基本物理性能

Tab. 2 Basic physical properties of overlay cladding material (E309L and ER308L)

| 温度<br>Temperature/°C                                    | 20      | 50      | 100     | 150     | 200     | 250     | 300     | 343     | 370     |
|---|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|
| $E/\text{MPa}$  | 197 000 | 195 000 | 191 500 | 187 500 | 184 000 | 180 000 | 176 500 | 172 630 | 170 400 |
| $\alpha/(10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1})^*$       | 16.4    | 16.54   | 16.8    | 17.04   | 17.2    | 17.5    | 17.7    | 17.872  | 17.98   |
| $\lambda/[\text{W}/(\text{m}\cdot^\circ\text{C}^{-1})]$ | 14.7    | 15.2    | 15.8    | 16.7    | 17.2    | 18.0    | 18.6    | 19.202  | 19.58   |
| $\rho \cdot C/(10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1})$   | 3.603   | 3.744   | 3.901   | 4.103   | 4.165   | 4.265   | 4.296   | 4.339 9 | 4.362 8 |

注: \*行数据为指定温度与 20 °C 之间的平均值。Note: \*row data is the average value between the specified temperature and 20 °C.

### 2.3 异种钢焊缝的 WRS 分析

本文 WRS 的数值仿真中焊道分布如图 7 所示, 每种颜色代表一个焊道, 整体控制焊道在壁厚方向上的尺寸为 2 mm 左右, 在轴向和圆周方向上的尺寸为壁厚

中, RPV 筒体管嘴位置的开孔直径为 984.6 mm, 一回路管道的内、外壁直径分别为 698、852 mm, 管嘴至 DMW 的长度为 320 mm。

表 1~表 3 中,  $E$  为弹性模量;  $\alpha$  为热膨胀系数;  $\lambda$  为导热系数;  $\rho$  为密度;  $C$  为比热容。

如图 6 所示, 基于美国工业界推荐的碳钢和奥氏体钢拉伸性能曲线<sup>[14]3-35</sup>进行 DMW 的 WRS 的数值仿真分析。

方向上的 2 倍左右<sup>[15]1-8</sup>。如图 8 所示, 沿着 DMW 中心路径提取 WRS 的数据。应力分析路径上的 WRS 分析结果如图 9、图 10 所示。

1) 本文仿真结果避免了在焊缝内、外表面处美国

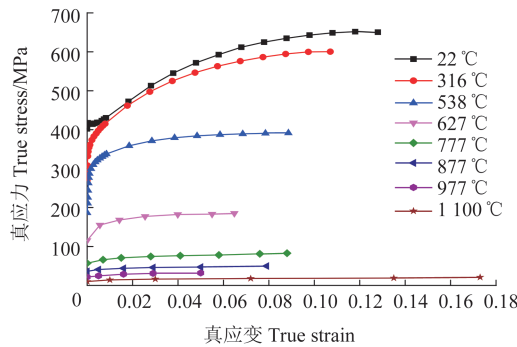
表 3 奥氏体不锈钢管道材料(Z2CND18. 12)基本物理性能  
Tab. 3 Basic physical properties of austenitic stainless steel pipeline material(Z2CND18. 12)

| 温度<br>Temperature/°C                                    | 20      | 50      | 100     | 150     | 200     | 250     | 300     | 343     | 370     |
|---|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|
| $E/\text{MPa}$  | 197 000 | 195 000 | 191 500 | 187 500 | 184 000 | 180 000 | 176 500 | 172 630 | 170 400 |
| $\alpha/(10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1})^*$       | 15.54   | 15.72   | 16.0    | 16.3    | 16.6    | 16.86   | 17.1    | 17.324  | 17.456  |
| $\lambda/[\text{W}/(\text{m}\cdot^\circ\text{C}^{-1})]$ | 14.0    | 14.4    | 15.2    | 15.8    | 16.6    | 17.3    | 17.9    | 18.502  | 18.84   |
| $\rho \cdot C/(10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1})$   | 3.599   | 3.702   | 3.907   | 4.01    | 4.16    | 4.261   | 4.293   | 4.355 8 | 4.377 2 |

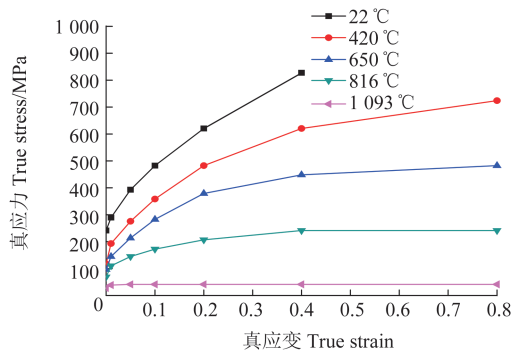
注: \*行数据为指定温度与 20 °C 之间的平均值。Note: \*row data is the average value between the specified temperature and 20 °C.

工业界数值仿真结果代数值偏小的问题,分析结果整体上与 WRS 实际测量值的趋势一致。

国推荐数据,管道实际结构的内表面具有更多的安全裕度。



(a) 碳钢  
(a) Carbon steel



(b) 奥氏体钢  
(b) Austenitic steel

图 6 焊缝材料真塑性应变-真应力数据

Fig. 6 True plastic strain-true stress data of welded joint materials

2) 本文仿真分析结果与美国推荐的拟合包络曲线趋势一致,整体上可以被美国推荐的拟合曲线包络,但在管道内、外表面位置处的应力代数值明显低于美国的推荐值(拉伸的正应力危害性更大)。

3) 相比美国推荐的拟合曲线,本文数值仿真获得的管道内表面位置处的压缩压力明显与图 2 中的真实测试数据更为接近。

4) 在厚壁 DMW 内表面的 WRS 为压缩应力,从结构应力评定角度出发,WRS 可以起到抑制管道内表面疲劳裂纹萌生和降低应力腐蚀开裂的风险,即相比美

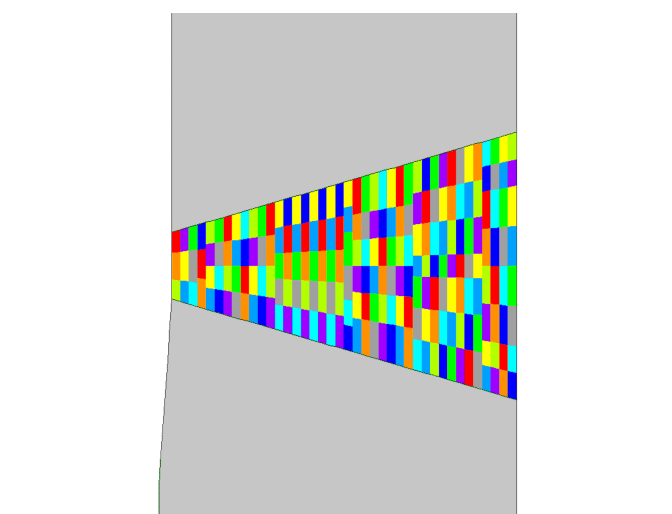


图 7 焊接残余应力数值仿真焊道分布(每种颜色代表 1 个焊道)  
Fig. 7 Weld bead distribution for WRS numerical simulation (each color represents a weld pass)

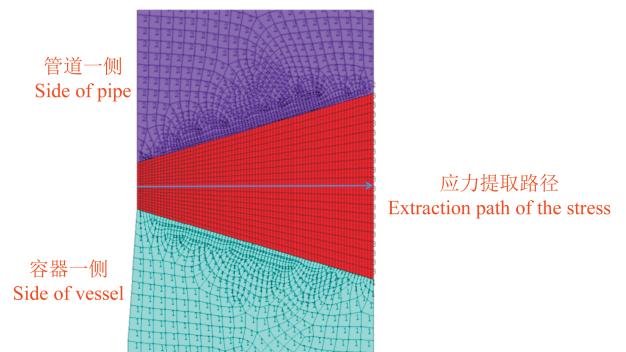


图 8 焊接残余应力的提取路径  
Fig. 8 Extraction path of WRS

5) 在厚壁 DMW 的外表面存在明显的拉伸 WRS,拉伸 WRS 数值较大,超过 200 MPa,但此区域不与反应堆冷却剂接触,发生应力腐蚀开裂的风险低。

此处需注意到,本文的焊接仿真中未考虑管道内表面位置衬底一层的焊接(实际制造中,多出的这部分焊接区域会被机加工切除),将在后续研究中进一步细化所用的分析模型。

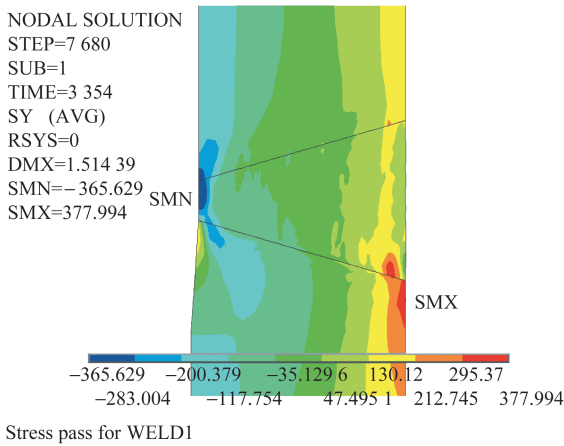


图9 轴向焊接残余应力分布云图

Fig. 9 Axial WRS distribution nephogram

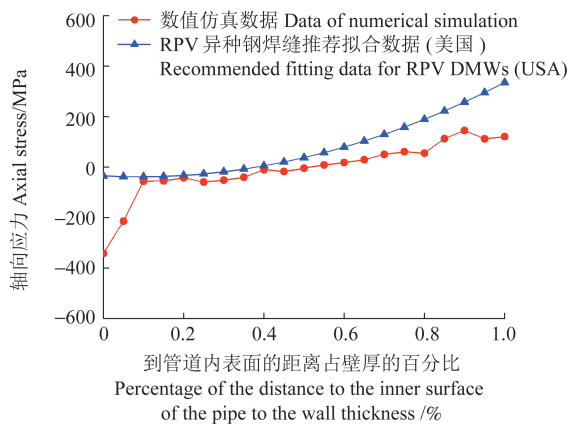


图10 焊接残余应力数值仿真结果

Fig. 10 Results of numerical simulation of WRS

### 3 结论

提出基于单元体均匀加热的简化方法并快速仿真获得了DMW的WRS,得到如下结论:

1) 本文仿真结果避免了在焊缝内、外表面处美国工业界数值仿真结果代数值偏小的问题,分析结果整体上与WRS实际测量值趋势一致,且整体上可以被美国推荐的拟合曲线包络。

2) 相比美国推荐的拟合曲线,本文数值仿真获得的管道内、外表面位置处的压缩压力明显与真实测试数据更为接近。在厚壁DMW内表面的WRS为压缩应力,其可以起到抑制内表面疲劳裂纹萌生和降低应力腐蚀开裂的风险;在厚壁DMW的外表面存在明显的拉伸WRS。

3) 在管道内、外表面位置处的应力代数值明显低于美国的推荐值(拉伸的正应力危害性更大),说明相比美国推荐数据,管道实际结构的内、外表面处具有更多的安全裕度。

### 参考文献 (References)

- [1] SUN X, CHAI G Z, LI X Q. Effect of plasticity of the cladding with different thicknesses on the bearing capacity of the brittle base wall of RPV under PTS loads[J]. Heliyon, 2023, 9(4): e14902.
- [2] 刘志伟. AP1000核电安全端异种金属焊接接头缺陷评定方法研究[D]. 上海:华东理工大学, 2011: 2-16.  
LIU Zhiwei. Study on the defect assessment methods for the dissimilar weld joint in the safe end of the AP1000 nuclear pressure vessel [D]. Shanghai: East China University of Science and Technology, 2011: 2-16. (In Chinese)
- [3] 陈明亚, 向文欣, 祁爽, 等. 基于塑性极限载荷的奥氏体不锈钢钢承压管道致裂纹接受标准研究[J]. 机械强度, 2023, 45(2): 469-473.  
CHEN Mingya, XIANG Wenxin, QI Shuang, et al. Study on acceptance criteria of service induced cracks for austenitic stainless steel piping based on plastic limit load criteria [J]. Journal of Mechanical Strength, 2023, 45(2): 469-473. (In Chinese)
- [4] 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: 2-16.  
CHEN Mingya. Research on structural integrity assessment of primary loop pipes in pressurized water reactor nuclear power plants [D]. Jinan: Shandong University, 2022: 2-16. (In Chinese)
- [5] CHEN M Y, LIN L, DU D H, et al. Safety assessment of the small welded pipe system by the test and FEA [J]. International Journal of Pressure Vessels and Piping, 2021, 194: 104523.
- [6] CHEN M Y, YU W W, XUE F, et al. Three-dimensional finite element analyses of repair process and safety margin assessment [J]. International Journal of Pressure Vessels and Piping, 2019, 172: 283-294.
- [7] FREDETTE L F, SCOTT P M, BRUST F W, et al. An analytical evaluation of the effect of weld material thickness on residual stresses produced by structural weld overlays on pressurized water reactor primary cooling piping [C]//ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Conference. Chicago: American Society of Mechanical Engineers, 2009: 409-415.
- [8] BRUST F W, ZHANG T, SHIM D J, et al. Summary of weld residual stress analyses for dissimilar metal weld nozzles [C]//ASME 2010 Pressure Vessels and Piping Conference. Chicago: American Society of Mechanical Engineers, 2010: 1521-1529.
- [9] SONG T K, OH C Y, KIM J S, et al. The safe-end length effect on welding residual stresses in dissimilar metal welds of surge nozzles [J]. Engineering Fracture Mechanics, 2011, 78(9): 1957-1975.
- [10] 龚怒. AP1000核电安全端结构几何和异种金属材料性能失配对安全评定的影响[D]. 上海:华东理工大学, 2012: 12-29.  
GONG Nu. The effects of geometry and material property mismatch of dissimilar metal weld joints on safety assessment for safe end to pipe-nozzle of AP1000 nuclear power plant [D]. Shanghai: East China University of Science and Technology, 2012: 12-29. (In Chinese)
- [11] 付明, 韩明洋, 张超, 等. 核电不锈钢管道对接焊后残余应力分布规律研究[J]. 重型机械, 2020(6): 34-41.

- FU Ming, HAN Mingyang, ZHANG Chao, et al. Study on residual stress distribution after butt welding process for stainless steel pipe[J]. Heavy Machinery, 2020(6):34-41. (In Chinese)
- [12] XIONG Q R, ROBIN V, SMITH M C. Residual stress assessment for dissimilar metal welds repair in nuclear power plant[C]// The 2022 International Symposium on Structural Integrity. London: ISSI, 2022:1-8.
- [13] BROUSSARD J E. Standardized through-wall distributions of dissimilar metal weld residual stress [C]// Proceedings of the ASME 2015 Pressure Vessels and Piping Conference. Boston: American Society of Mechanical Engineers, 2015:1-8.
- [14] Electric Power Research Institute. Materials reliability program: welding residual stress dissimilar metal butt-weld finite element modeling handbook (MRP-317, Revision 1) [S]. Palo: Electric Power Research Institute, 2015:3-35.
- [15] FRANCIS H K, CHRISTOPHER S L. Post weld overlay residual stresses in dissimilar metal welds considering various butt weld and weld repair fabrication sequences [C]// Proceedings of the ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Division Conference. Prague: American Society of Mechanical Engineers, 2009:1-8.
- [16] CHEN M Y, YU W W, QIAN G A, et al. Fracture mechanics assessment of thermal aged nuclear piping based on the leak-before-break concept[J]. Nuclear Engineering and Design, 2016, 301:333-340.

## Research on weld residual stress of dissimilar steel weld in thick-wall pressure pipe of nuclear power plant by the finite element simulation method

CHEN Mingya<sup>1,2</sup> YU Weiwei<sup>1,2</sup> HAN Yaolei<sup>1,2</sup> LIN Lei<sup>1,2</sup> PENG Qunjia<sup>1,2</sup> SHI Fangjie<sup>1,2</sup>  
ZHAO Wanxiang<sup>1,2</sup>

(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:** In pressurized-water reactor nuclear power plants, the vessel nozzles of large carbon steel equipment such as reactor pressure vessel (RPV), steam generator (SG), and main pumps are connected to austenitic steel pipes through dissimilar metal welds (DMWs). The thick-walled DMW has material inhomogeneity and complex weld residual stress (WRS), which easily leads to the generation of fatigue or stress corrosion cracks. Firstly, the WRS of DMW in nuclear power plants obtained through international measurements and numerical analyses was investigated. Then, based on a rapid WRS simulation method for volume uniform heating of unit cells, the WRS of DMW in the hot leg of the primary loop (the connecting pipe section from RPV outlet to SG inlet, which is the pipe section with the highest operating parameters in the primary loop pressure boundary) was obtained. The numerical simulation results are consistent with the trend of the fitting envelope curve recommended by the United States, and the overall results can be enveloped by the fitting curve recommended by the United States, indicating that the described rapid WRS simulation method is feasible. The WRS of thick-walled DMW is relatively high, and the stress values at the inner and outer surfaces of the pipe are more conservative than the recommended values of the United States, suggesting that more safety margins can be obtained in actual structural analyses.

**Key words:** Pressurized-water reactor; Dissimilar steel weld; Weld residual stress; Numerical simulation

Corresponding author: PENG Qunjia, E-mail: qunjiapeng@163.com

Fund: National Key Research & Development Program (2020YFB1901500); National Natural Science Foundation of China (12075274)

Received: 2023-12-22 Revised: 2024-03-07