

DOI: 10.7512/j.issn.1001-2303.2026.02.14

# 核电机组余热排出泵整流板断裂失效分析与设计改进

李 哲, 吴声龙

中国核电工程有限公司, 北京 100840

**摘 要:** 针对国产化“华龙一号”核电站余热排出泵在出厂试验中出现的整流板断裂事件, 开展了系统性失效分析与结构优化研究。通过断口失效分析、焊接工艺审查、应力水平测试及有限元模拟, 确定断裂失效是因为单悬臂整流板结构设计不合理, 导致耐久试验过程中焊缝区域应力集中, 在流量调节瞬态工况下, 整流板焊趾处最大应力达 197.77 MPa, 超过了设计标准中奥氏体不锈钢的疲劳极限 94 MPa, 从而引发低周高应力疲劳断裂, 端口表面呈现清晰的疲劳断裂的贝壳线和断裂辉纹。针对断裂发生的实际原因, 对整流板进行结构优化设计, 将单片式结构调整至双片对称式整流板, 并将单片径向长度缩减至原尺寸 1/2, 轴向长度缩短至 120 mm, 焊接接头改为全焊透结构。经应力水平测试和有限元分析计算, 优化后整流板动应力幅值下降 82% 以上, 焊趾处最大瞬态应力降至 21.1 MPa, 显著低于疲劳极限。经 200 h 耐久试验后的整流板无损检测合格, 运行参数稳定, 满足核电设备安全要求。本研究不仅保障了项目供货进度, 更为核电关键设备国产化设计提供了重要的工程经验与数据支持。

**关键词:** 余热排出泵; 整流板; 焊接结构; 疲劳断裂; 核电设备国产化

中图分类号: TG405 文献标识码: A 文章编号: 1001-2303(2026)02-0119-08

## Fatigue Fracture Failure Analysis and Design Improvement of the Rectifier Plate in a Residual Heat Removal Pump

LI Zhe, WU Shenglong

China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China

**Abstract:** This paper presents a systematic failure analysis and structural optimization study addressing the rectifier plate fracture incident observed during factory acceptance testing of the residual heat removal (RHR) pump for the domestically developed "Hualong One" nuclear power plant. Through fracture surface analysis, welding process review, stress level testing, and finite element simulation, the failure was attributed to the irrational structural design of the single cantilevered rectifier plate, which induced stress concentration in the weld zone. Under transient flow regulation conditions, the maximum stress at the weld toe of the rectifier plate reached 197.77MPa, exceeding the fatigue limit of 94 MPa for austenitic stainless steel specified in the design standard, triggering low-cycle high-stress fatigue fracture. To resolve this issue, an optimized dual-symmetric rectifier plate design was implemented: the radial length of each plate was reduced to half of the original dimension, the axial length was shortened to 120 mm, and the welded joint was modified to a full-penetration structure. Post-optimization analysis showed that the dynamic stress amplitude of the rectifier plate decreased by over 82%, with the maximum transient stress at the weld toe reduced to 21.1MPa, significantly below the fatigue limit. Following a 200-hour endurance test, the optimized rectifier plate passed non-destructive testing (NDT), exhibited stable operational parameters, and met nuclear safety equipment requirements. This research not only ensured project delivery timelines but also provided crucial empirical data and engineering insights to support the localized design of critical nuclear power equipment.

**Keywords:** residual heat removal pump; rectifier plate; welded structure; fatigue fracture; localization of nuclear power equipment

收稿日期: 2025-06-29 修回日期: 2025-08-20

作者简介: 李 哲(1988—), 硕士, 高级工程师, 主要从事核工程焊接工艺与无损检测研究。E-mail: 13581653677@163.com。

引用格式:李哲,吴声龙. 核电机组余热排出泵整流板断裂失效分析与设计改进[J]. 电焊机,2026,56(2):119-126.

Citation:LI Zhe, WU Shenglong. Fatigue Fracture Failure Analysis and Design Improvement of the Rectifier Plate in a Residual Heat Removal Pump [J]. Electric Welding Machine, 2026, 56(2): 119-126.

## 0 引言

余热排出泵是余热排出系统的构成部分,当反应堆冷却剂泵停运时,余热排出泵使冷却剂在RHR热交换器和反应堆压力容器之间循环以保证电厂处于冷停堆状态。在我国三代自主核电“华龙一号”堆型设计中,余热排出泵是2级设备,设计寿期60年,能承受极限安全地震动(SL-2)而性能不降低。在核电站设计基准事故中,余热排出泵对于缓解事故具有极其重要的作用<sup>[1-4]</sup>。

为了响应国家在“十四五”期间提出的解决“卡脖子”工程倡导,中核集团对“华龙一号”核电设备国产化率的要求不断提高。在此背景下,某核电站项目设计中首次对余热排出泵采用悬臂结构卧式离心泵设计方案。该余排泵共4台,设备供货商厂内在对第3台进行出厂试验时,出现整流板断裂质量异常事件。此时,对已安装的两台余热排出泵整流板进行共性问题排查,液体渗透检查发现两台泵的整流板靠近焊缝位置均有线性显示,初步判断为共因事件。

本文对该核电项目的余热排出泵整流板断裂进行失效分析,通过断口失效分析、整流板应力水平测试和疲劳验算,分析整流板断裂的设计原因;并通过对整流板进行焊接结构的设计优化、结构优化后的疲劳验算以及进一步的耐久试验测试,验证了优化后的余热排出泵功能和质量的可靠性,保证项目供货进度,并为余热排出泵的国产化设计提供经验数据。

## 1 问题分析

### 1.1 断裂情况

该余热排出泵为卧式单级离心泵,转子部件为悬臂结构,泵体入口为变径过渡段,从入口法兰DN250变径为DN300,泵体入口变径过渡段上方设置有14 mm整流板,通过角焊缝焊接方式与泵体连

接。结构示意图如图1所示。

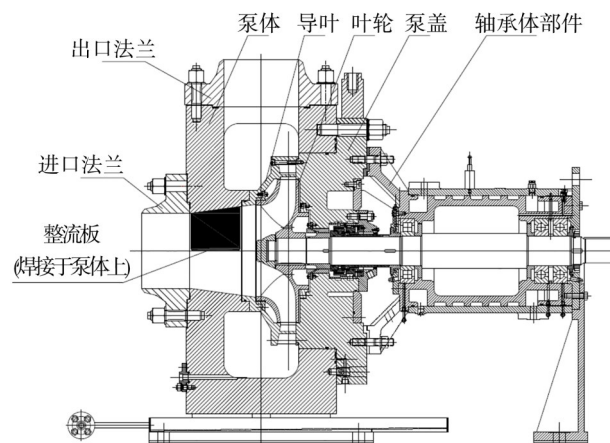


图1 余热排出泵设计示意

Fig. 1 Schematic diagram of the residual heat removal pump design

设备出厂性能测试试验运转约2 h,各项参数正常,性能试验结束后停机约1.5 h;随后进行耐久试验,试验流量80 m<sup>3</sup>/h,耐久试验运行大约1 h泵体内突发异响,紧急停机后拆解检查发现泵体进口整流板断裂(裂纹源区为迎水侧)、断裂部位为靠近焊缝处的整流板本体,泵体进口过渡段有磕痕,叶轮叶片损伤,如图2所示。



(a)初始完好状态 (b)整流板断裂后 (c)断口

图2 整流板断裂前后

Fig. 2 States of the rectifier plate before and after fracture

拆除已供货的2台设备,对整流板焊缝进行液体渗透检测,结果显示焊趾处均有线性显示,见图3,判断属于共因事件,需进行根本原因分析。

### 1.2 焊接工艺分析

泵体和整流板母材均为022Cr19Ni10,采用焊条电弧焊进行焊接,焊材采用E308L,满足NB/T 20009.3标准要求,焊材化学成分见表1,焊接工艺



图3 整流板焊缝PT检测显示

Fig. 3 PT inspection results of the rectifier plate weld

参数见表2。从表1可以看出,焊材的化学成分均满足NB/T 20009.3标准要求,其中,P、S元素含量水平较低,且铁素体含量为13.8%,可认为几乎不存在热裂风险。

表1 E308L的化学成分(质量分数,%)  
Table 1 Chemical composition of E308L (wt. %)

| 元素  | C      | Si    | Mn       | P      | S      | Ni    | Cr    |
|-----|--------|-------|----------|--------|--------|-------|-------|
| 要求值 | ≤0.035 | ≤0.90 | 0.5~2.5  | ≤0.025 | ≤0.015 | 9~12  | 18~21 |
| 实测值 | 0.005  | 0.710 | 1.571    | 0.014  | 0.005  | 9.23  | 19.67 |
| 元素  | Mo     | Co    | B        | Cu     | N      | Nb    | 铁素体   |
| 要求值 | ≤0.50  | ≤0.15 | ≤0.001 8 | ≤0.10  | —      | —     | 5~15  |
| 实测值 | 0.050  | 0.027 | 0.000 8  | 0.019  | 0.035  | 0.031 | 13.8  |

表2 焊接工艺卡

Table 2 Welding procedure specification

| 焊条直径 | 电流      | 电流   | 电压    | 焊接速度                     | 热输入                    |
|------|---------|------|-------|--------------------------|------------------------|
| /mm  | /A      | 极性   | /V    | /(mm·min <sup>-1</sup> ) | /(J·mm <sup>-1</sup> ) |
| 3.2  | 100~140 | DCEP | 21~25 | 150~400                  | ≤1 785                 |

经查阅产品施焊记录,施工参数均满足焊接工艺卡要求,焊后对焊接接头进行VT和PT检验,检验均合格。进一步对焊接工艺评定进行审查,其支撑的焊接工艺评定为厚度70 mm的对接接头,焊评试件按照标准NB/T20002.3《压水堆核电厂核岛机械设备焊接规范 第3部分:焊接工艺评定》进行了拉伸、冲击、弯曲、晶间腐蚀、铁素体含量等各项破坏性检验项目<sup>[5]</sup>,试验均合格。因此,可认为整流板焊缝的焊接质量满足标准要求,可排除焊缝质量不达标导致疲劳失效的可能性。

1.3 断口失效分析

对断口进行宏观形貌分析,如图4所示。通过断口的宏观分析可知:断裂位于整流板平面处,裂纹起源于表面,大致位于板中间位置,靠近焊缝,裂纹源区可见磕碰挤压痕迹,源区附近和焊缝可见打磨痕迹,扩展区隐约可见贝壳纹。

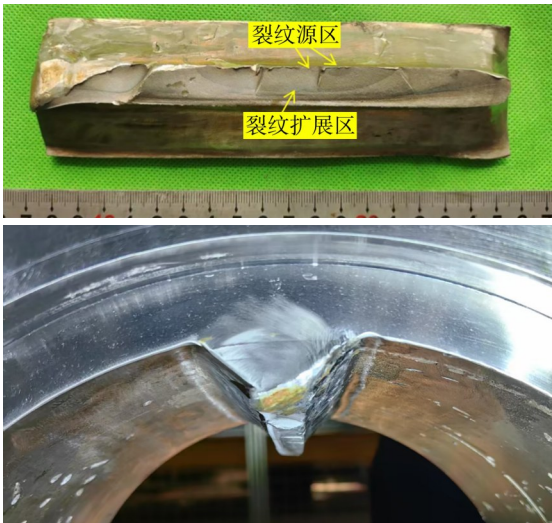


图4 断口宏观形貌

Fig. 4 Macroscopic morphology of the fracture surface

裂纹源区SEM形貌见图5,由于源区存在磕碰挤压痕迹,无法观察原始断裂特征。裂纹扩展区SEM形貌可见疲劳辉纹,符合疲劳断裂的微观形貌特征。

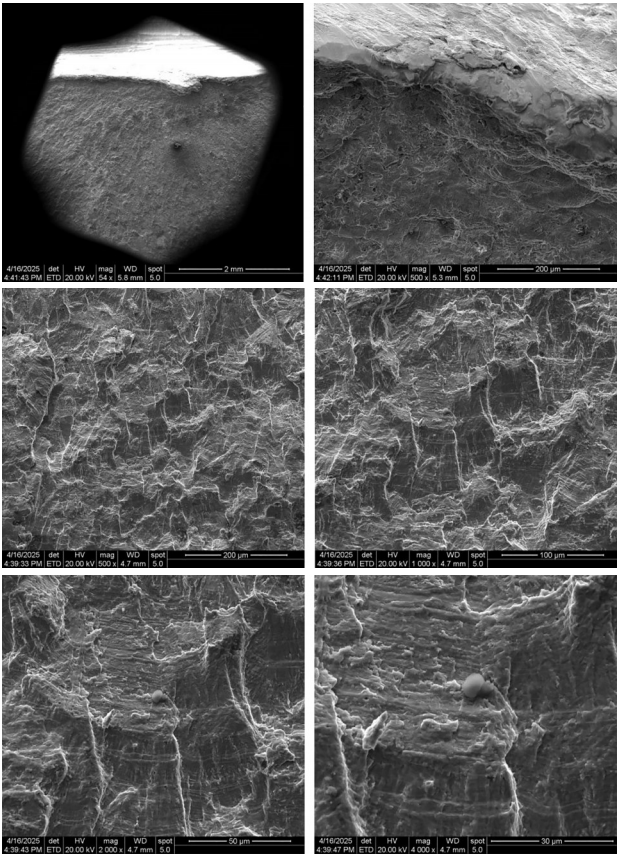


图5 裂纹扩展区SEM形貌

Fig. 5 SEM morphology of the crack propagation zone

截取源区处纵向剖面试样,镶嵌磨抛及化学试剂擦蚀后置于光学显微镜下观察,如图6所示。可以看出,试样源区处存在严重挤压,组织为变形的奥氏体,源区表面未严重变形处和芯部一致组织为奥氏体+极少量铁素体,试样源区位于母材,与焊缝距离约1.5 mm。

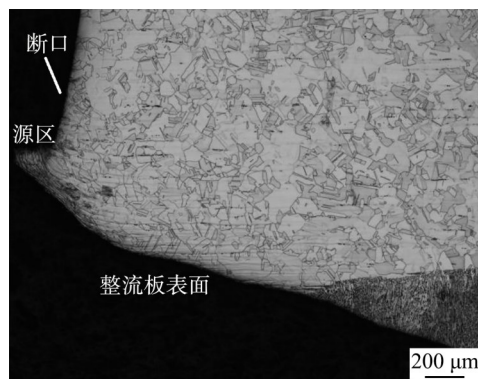


图6 断口组织形貌

Fig. 6 Microstructural morphology of the fracture

在断裂面上取样进行化学元素定量分析,其化学成分实测值符合022Cr19Ni10的技术要求(P元素含量在GB/T 222—2006中化学成分允许上偏差0.005内),如表3所示。从整流板远离断口处截取横向试样进行拉伸试验,截取金相试样进行维氏硬度试验,结果如表4所示,源区表面硬度和芯部硬度无明显差距。

通过断裂失效分析可知:断口处表面显微组织

表3 母材断口处化学分析结果(质量分数,%)

| Table 3 Chemical analysis of the base metal at the fracture(wt. %) |            |             |       |         |        |
|--------------------------------------------------------------------|------------|-------------|-------|---------|--------|
| 元素                                                                 | C          | Si          | Mn    | P       | S      |
| 要求值                                                                | ≤0.030     | ≤1.00       | ≤2.00 | ≤0.030  | ≤0.015 |
| 实测值                                                                | 0.024      | 0.35        | 1.21  | 0.035   | 0.000  |
| 元素                                                                 | Ni         | Cr          | Cu    | B       |        |
| 要求值                                                                | 9.00~12.00 | 17.00~20.00 | ≤1.0  | ≤0.0018 |        |
| 实测值                                                                | 9.43       | 18.21       | 0.12  | 0.0005  |        |

表4 力学性能测试结果

| Table 4 Mechanical property test results |              |             |      |      |
|------------------------------------------|--------------|-------------|------|------|
|                                          | 项目           | 实测值         | 技术要求 | 结果评定 |
| 拉伸                                       | 抗拉强度/MPa     | 566         | ≥490 | 符合   |
|                                          | 屈服强度/MPa     | 267         | ≥175 | 符合   |
|                                          | 断后延伸率/%      | 60.0        | ≥40  | 符合   |
|                                          | 断面收缩率/%      | 83          | —    | —    |
| 硬度                                       | 源区表面/HV0.3   | 195/204/201 | —    | —    |
|                                          | 远离断口芯部/HV0.3 | 200/191/180 | —    | —    |

与基体部位金相组织均为奥氏体+少量铁素体,未见异常组织。断口SEM形貌中扩展区特征为疲劳辉纹,符合疲劳断裂的微观形貌特征。

结合泵体结构特征,整流板焊接于泵体上,断口接近焊缝,在整体结构上为应力集中区域。焊缝表面及焊趾部位进行了圆滑过渡打磨,打磨工具为砂轮打磨,导致表面存在打磨痕迹,表面粗糙度较差。由于整流板断裂后在泵体内部碰撞多次,已无法清晰分辨热影响区。猜测焊趾处打磨痕迹在应力集中下萌生裂纹。当泵运行时,必定存在振动,在振动产生的交变应力作用下引发疲劳开裂。

#### 1.4 应力水平测试

为了进一步分析整流板疲劳断裂原因,需对整流板及其焊缝进行应力水平分析。在样机整流板上布置4个应力测点,如图7所示。按照设计流量85~1 200 m<sup>3</sup>/h进行应力测试。采集设备为DEWE采集系统,型号IOLITE-R8,采用KYOWA应变片,型号KFWB-5-120-C1-11LAM2R。



图7 应力水平测试点布置

Fig. 7 Layout diagram of stress level test points

对整流板进行流量调节过程中的动应力变化测量,结果见图8。从图8可见,在调节流量过程中,4个测点的动应力峰峰值变化趋势基本一致,峰值大小略有差异。在降流量过程中,随着流量的减小,动应力峰峰值逐渐增大,最大动应力峰峰值出现在流量84.4 m<sup>3</sup>/h工况下的测点1,最大动应力为37.85 MPa。升量过程中,在700 m<sup>3</sup>/h流量以上范围,动应力峰峰值随着流量增大变化不大;在200~

700 m<sup>3</sup>/h 流量范围内,动应力峰峰值随着流量增大而减小;最大动应力峰峰值出现在流量 242 m<sup>3</sup>/h 工况下的测点 1,最大动应力峰峰值为 24.73 MPa。总体来看,小流量工况下整流板动应力峰峰值较大,

但最大动应力值未超过 40 MPa;流量调节过程中,可在流量变化的暂态过程中明显观察到整流板表面应力出现波动,最大峰峰值出现在 900~1 000 m<sup>3</sup>/h 流量范围调节时,达 85.50 MPa。

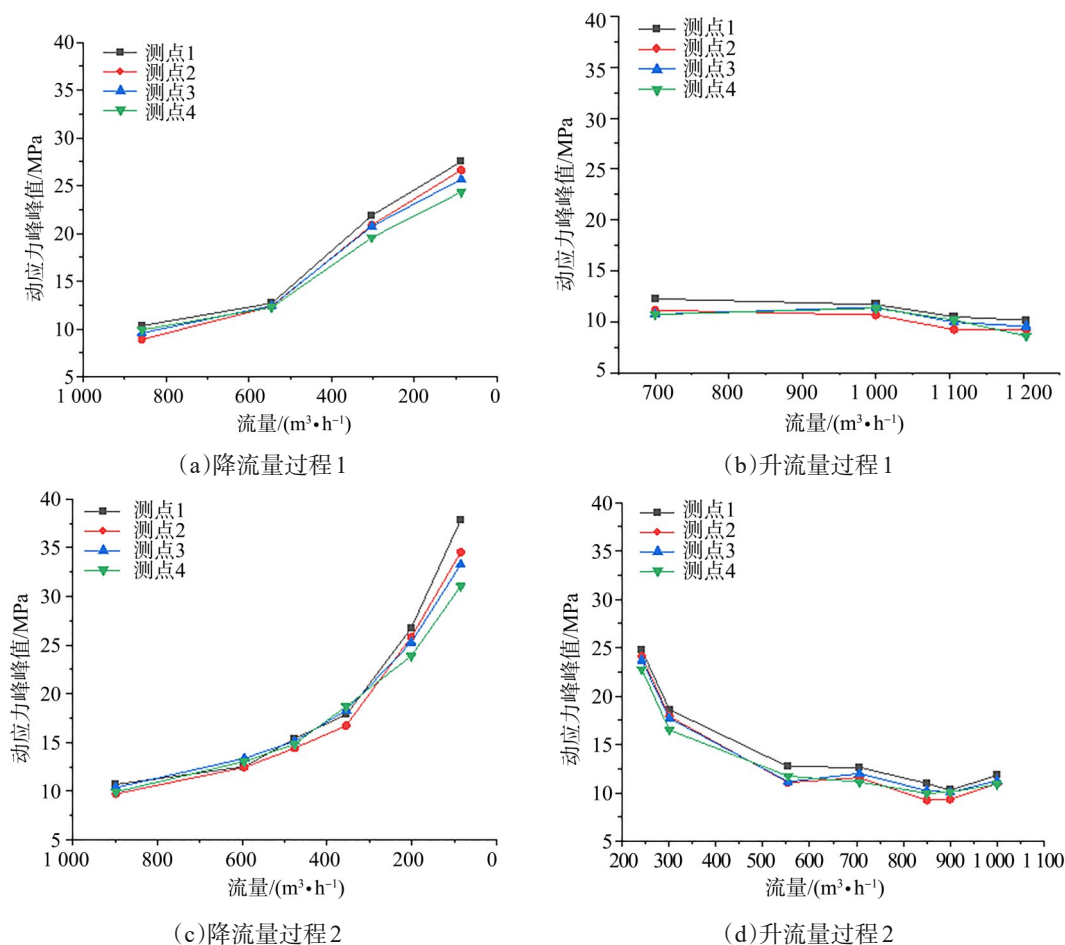


图8 各测量点动应力变化对比

Fig. 8 Comparison of dynamic stress changes at each measurement point

基于最大应力波动值 85.5 MPa,通过 ANSYS 建立三维力学模型进行应力场仿真计算,如图 9 所示。结果显示,测试位置应力分布与实测数据吻合良好,而整流板焊缝区域存在明显应力集中现象,最大应力值达 197.77 MPa,远高于测点表面实测应力,验证了焊缝区域为应力承载核心区域。

依据 ASME III 强制性附录 I 中奥氏体不锈钢材料的设计疲劳曲线<sup>[6]</sup>,如图 10 所示,对整流板试验过程和加工过程中的受力进行疲劳分析评定。结果显示,运行工况下整流板焊缝附近最大应力为 197.77 MPa,远超材料在 10<sup>7</sup> 循环次数下的应力值 94 MPa,整流板有发生疲劳失效的风险。

综合测试与仿真结果,整流板断裂的应力诱因可明确为:整流板角焊缝为应力集中区域,泵体该位置在交变应力作用下焊趾萌生微裂纹,并以疲劳的方式扩展,最终整流板发生断裂。后续需通过焊接结构优化设计,降低运行工况下焊缝承受的应力水平,避免发生疲劳失效。

## 2 设计改进

### 2.1 焊接结构优化

根据原因分析,整流板失效在于单板悬臂梁结构设计不合理,需要进行设计优化;参考类似泵体

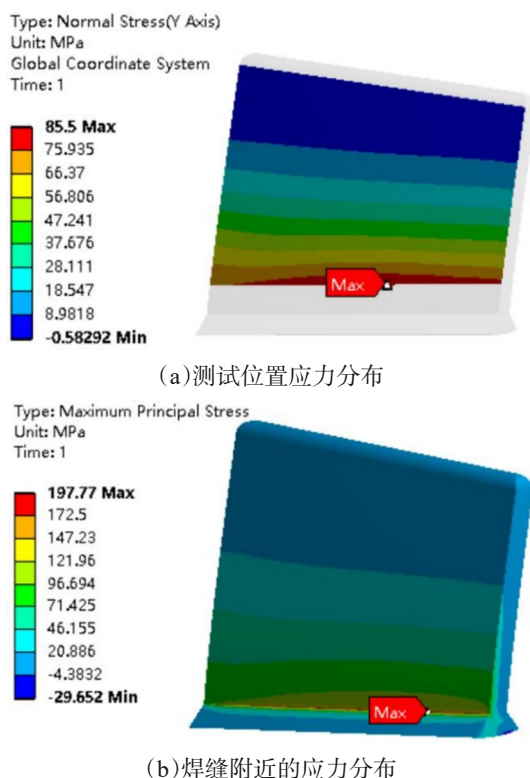
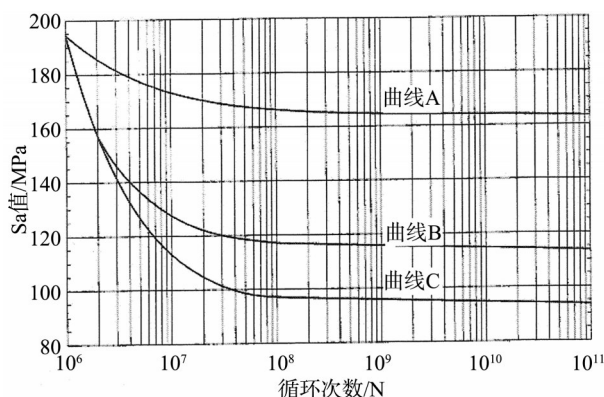
图9 整流板应力分布(流量900~1 000 m<sup>3</sup>/h)Fig. 9 Stress distribution diagrams of the rectifier plate (flow rate: 900~1 000 m<sup>3</sup>/h)

图10 不锈钢设计疲劳曲线

Fig. 10 Design fatigue curve of stainless steel

推荐的设计参数<sup>[7-9]</sup>,可考虑将整流板径向长度修改为原长度的1/3~2/3倍、增加整流板数量针,以及对整流板的设计参数进行调整。

最终,结合本项目泵体结构,设计了新的双片整流板方案:上下两片对称布置,单片整流板径向长度修改为原长度的约1/2,轴向长度由165 mm修改为120 mm,同时按照RCC M C篇对2级设备设计要求<sup>[10]</sup>中,整流板焊接接头参照部件承压,其结

构形式建议选择为全焊透焊接接头。具体示意如图11所示。

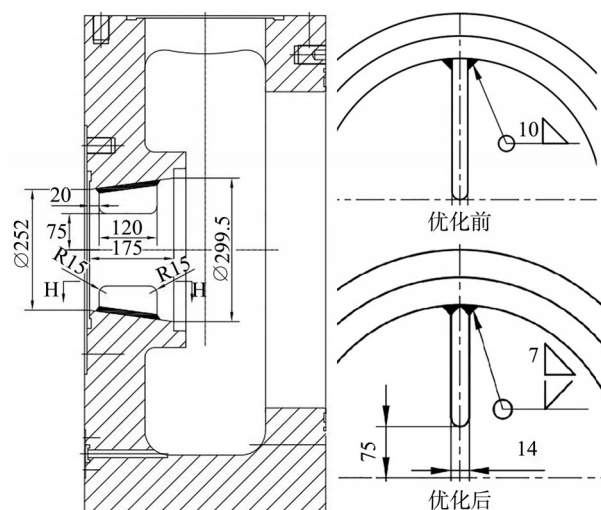


图11 优化后的整流板结构示意图

Fig. 11 Schematic diagram of the optimized rectifier plate structure

## 2.2 设计优化验证

对结构优化后的整流板开展流固耦合瞬态分析,图12是双片整流板在运行状态下的受力分析。从图中可识别出,各工况下整流板靠近焊缝部位的动应力幅值最大为1.6 MPa,整流板顶端变形幅值较单整流板结构大幅下降,最大变形量 $8 \times 10^{-4}$  mm。整流板改进后,在各运行工况下,所受动应力幅值均大幅降低,应力下降比例在82%以上。

对结构优化后的余热排出泵进行运行状态下的双片整流板实际应力测量,流量调节过程中的不稳定工况出现应力最大峰值,瞬态出现交变应力幅值的极值为8.69 MPa。稳定运行工况下,最大动应力为2.27 MPa。应变片测量点距离整流板焊趾处约7.5 mm,通过整流板结构建模和力学计算,通过改变整流板迎水面的均布载荷,应变片测量点达到实际测量的应力时,整流板焊趾处的瞬态应力值和平均应力值最大分别为21.1 MPa和5.5 MPa,见图13,远低于疲劳曲线(S-N)中的疲劳限值为94 MPa,整流板的最大动应力和最大应力波动值均小于材料在 $10^{11}$ 循环次数下的疲劳极限值,可认为优化后结构可有效避免疲劳失效风险。

对余热排出泵进行200 h耐久试验验证。试验前,对整流板及其焊缝进行VT和PT无损检测,检测结果合格,耐久试验期间振动、噪声、泵轴承温

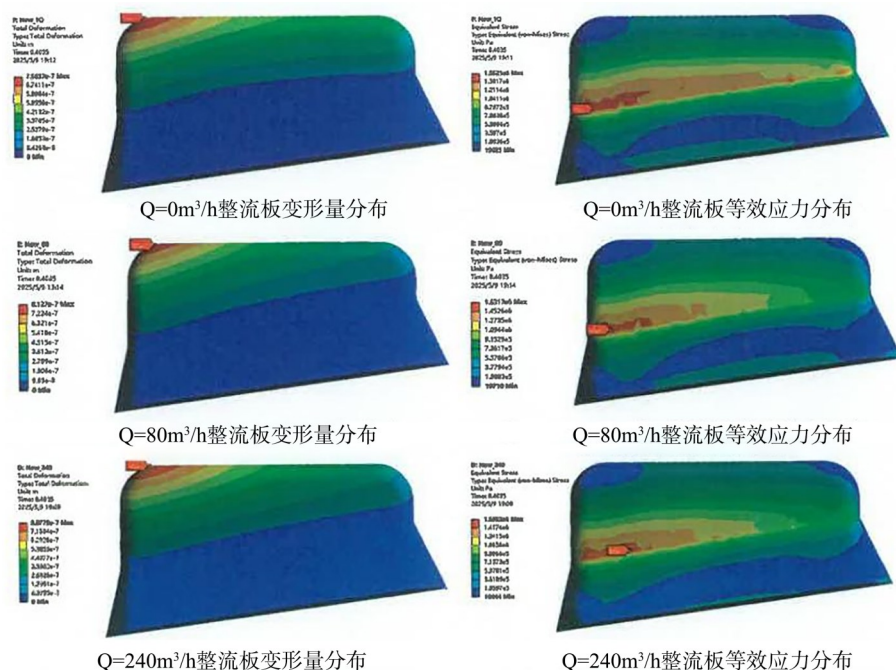


图12 双片整流板应力及变形量分布

Fig. 12 Stress and deformation distribution of the double-piece rectifier plate

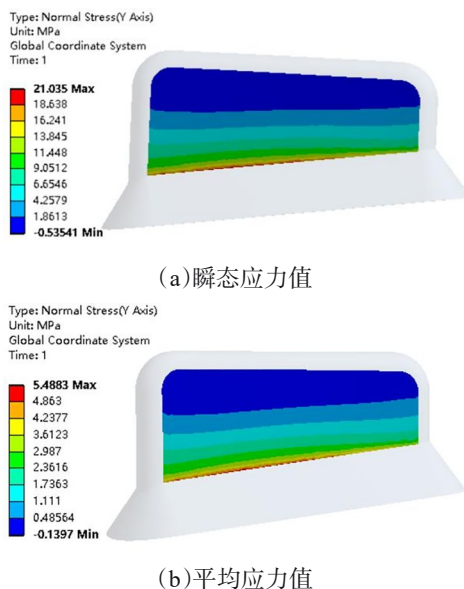


图13 双片整流板焊趾处的应力水平计算

Fig. 13 Calculation of stress level at the weld toe of the double-piece rectifier plate

度、电机轴承温度、冷却水压力和温度等各项参数均正常。试验完成后,对整流板及其焊缝再次进行VT和PT无损检测,检测结果合格。

通过以上理论分析和试验验证,结果表明:

(1)设计变更后的双片整流板在运行工况下最大应力值远小于材料疲劳极限,不会在泵组运行状

态下产生缺陷;

(2)设计变更后的双片整流板200 h耐久试验验证,VT和PT无损检测合格,无缺陷产生。

综上,结构优化后的整流板验证合格。

### 3 结论

针对核电项目余热排出泵出厂试验出现的整流板异常断裂事件,从整流板焊缝质量、断口失效分析、应力水平测试和有限元分析等方面进行了断裂根本原因分析。主要结论如下:

(1)单板悬臂梁结构设计导致焊缝区域形成应力集中,运行过程中受到水力激励及流量调节时的瞬时高应力作用,在整流板与泵体角焊缝的焊趾区域(最大几何不连续区)短时间内出现低周高应力疲劳失效。

(2)提出并验证了双片对称式整流板优化方案,上下两片对称布置,将单片径向长度缩减至原尺寸1/2、轴向长度缩短至120 mm,焊接结构由角接头改为全焊透T型对接接头。并对优化设计后的整流板焊接结构进行流固耦合瞬态分析应力水平测试,测试结果证明整流板的最大动应力和最大应力

波动值均小于材料在  $10^4$  循环次数下的疲劳极限值,可有效避免疲劳失效风险。

(3)改进后的余热排出泵顺利通过 200 h 耐久试验,试验前后整流板焊缝 VT 和 PT 检验均合格,结构完整性与运行稳定性满足 RCC M 及 ASME III 等核电设备标准要求,可用于核电项目安装使用。

(4)后续可进一步拓展该优化思路在其他核电流体机械关键部件中的应用,结合多物理场耦合仿真与智能监测技术,持续提升设备的长期服役可靠性。

#### 参考文献:

- [1] 李波,赵亮,孙敏,等. 余热排出泵机械密封冲洗水温度高理论分析[J]. 核动力工程, 2018, 39(01): 152-156.  
LI B, ZHAO L, SUN M, et al. Theoretical analysis on high temperature of mechanical seal flushing water for residual heat removal pump [J]. Nuclear Power Engineering, 2018, 39(01): 152-156.
- [2] 宋英东,陈发斌,王修川,等. 三代核电 AP1000 余热排出泵设计制造难点浅析[J]. 通用机械, 2015(07): 58-59.  
SONG Y D, CHEN F B, WANG X C, et al. Brief analysis on design and manufacturing difficulties of residual heat removal pump for third-generation nuclear power AP1000[J]. General Machinery, 2015(07): 58-59.
- [3] 张美芝,袁秀敏,司洪超,等. 百万千瓦核电站用余热排出泵试验台的研制[J]. 水泵技术, 2015(06): 34-36.  
ZHANG M Z, YUAN X M, SI H C et al. Development of test bench for residual heat removal pump used in 1000MW nuclear power plants[J]. Pump Technology, 2015(06): 34-36.
- [4] 滕国荣,李彦军,严建华,等. 核电站余热排出泵轴承体的受热分析[J]. 流体机械, 2011, 39(12): 33-37.  
TENG G R, LI Y J, YAN J H, et al. Thermal analysis of bearing body of residual heat removal pump in nuclear power plant[J]. Fluid Machinery, 2011, 39(12): 33-37.
- [5] 国家能源局. NB/T 20002.3 压水堆核电厂核岛机械设备焊接规范 第3部分: 焊接工艺评定[S]. 2013.
- [6] ASME Boiler & Pressure Vessel Code Sections III Rules for Construcion of Nuclear Facility Components Appendices[S].
- [7] 牟介刚,李思,许明远. 离心泵锥形吸水室内置隔板对水力性能的影响[J]. 农业机械学报, 2011, 42(3): 80-84.  
MU J G, LI S, XU M Y. Influence of built-in baffle in conical suction chamber of centrifugal pump on hydraulic performance [J]. Transactions of the Chinese Society for Agricultural Machinery, 2011, 42(03): 80-84.
- [8] 冀春俊,赵宝德,冀文慧,等. 泵导叶出口宽度改型设计的变工况计算及实验研究[J]. 热科学与技术, 2014, 13(01): 81-86.  
JI C J, ZHAO B D, JI W H, et al. Off-design condition calculation and experimental study on modified design of pump diffuser outlet width [J]. Journal of Thermal Science and Technology, 2014, 13(01): 81-86.
- [9] 冀春俊,甄咏鹏,王澄宇,等. 核电站余热排出导叶的设计探索[J]. 水泵技术, 2010(3): 28-31.  
JI C J, ZHEN Y P, WANG C Y, et al. Design exploration of residual heat removal diffuser in nuclear power plant[J]. Pump Technology, 2010(03): 28-31.
- [10] Design and Construction Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands, RCC M Section I: Sub-section C Class 2 Components[S].

编辑部网址: <http://www.71dhj.com>