



振动工程学报
Journal of Vibration Engineering
ISSN 1004-4523,CN 32-1349/TB

《振动工程学报》网络首发论文

题目：核电厂隔震结构主蒸汽管道关键构件抗震性能参数分析研究
作者：何文福，孙宁，余宏宝，杨杰
DOI：10.16385/j.cnki.issn.1004-4523.202504004
收稿日期：2025-04-01
网络首发日期：2025-08-05
引用格式：何文福，孙宁，余宏宝，杨杰. 核电厂隔震结构主蒸汽管道关键构件抗震性能参数分析研究[J/OL]. 振动工程学报.
<https://doi.org/10.16385/j.cnki.issn.1004-4523.202504004>



网络首发：在编辑部工作流程中，稿件从录用到出版要经历录用定稿、排版定稿、整期汇编定稿等阶段。录用定稿指内容已经确定，且通过同行评议、主编终审同意刊用的稿件。排版定稿指录用定稿按照期刊特定版式（包括网络呈现版式）排版后的稿件，可暂不确定出版年、卷、期和页码。整期汇编定稿指出版年、卷、期、页码均已确定的印刷或数字出版的整期汇编稿件。录用定稿网络首发稿件内容必须符合《出版管理条例》和《期刊出版管理规定》的有关规定；学术研究成果具有创新性、科学性和先进性，符合编辑部对刊文的录用要求，不存在学术不端行为及其他侵权行为；稿件内容应基本符合国家有关书刊编辑、出版的技术标准，正确使用和统一规范语言文字、符号、数字、外文字母、法定计量单位及地图标注等。为确保录用定稿网络首发的严肃性，录用定稿一经发布，不得修改论文题目、作者、机构名称和学术内容，只可基于编辑规范进行少量文字的修改。

出版确认：纸质期刊编辑部通过与《中国学术期刊（光盘版）》电子杂志社有限公司签约，在《中国学术期刊（网络版）》出版传播平台上创办与纸质期刊内容一致的网络版，以单篇或整期出版形式，在印刷出版之前刊发论文的录用定稿、排版定稿、整期汇编定稿。因为《中国学术期刊（网络版）》是国家新闻出版广电总局批准的网络连续型出版物（ISSN 2096-4188，CN 11-6037/Z），所以签约期刊的网络版上网络首发论文视为正式出版。

第 x 卷第 x 期
xxxx 年 x 月

振动工程学报
Journal of Vibration Engineering

Vol. x No. x
xxx. xxxx

核电厂隔震结构主蒸汽管道关键构件 抗震性能参数分析研究

何文福^{1,2}, 孙 宁¹, 余宏宝³, 杨 杰^{4,5}

(1. 上海大学力学与工程科学学院, 上海 200444; 2. 三明学院建筑工程学院, 福建 三明 365004; ; 3. 新疆工程学院土木工程学院, 新疆 乌鲁木齐 830023; 4. 清华大学核能与新能源技术研究院, 北京 100084; 5. 上海核工程研究设计院股份有限公司, 上海 200233)

摘要: 针对核电厂主蒸汽管道在隔震大位移作用下的抗震安全性问题, 本文基于主蒸汽管道变形能力占比分析识别线型优化后的关键构件, 即直管、弯管、空间弯管, 并对通过增设弯管的线型优化进行分析研究。论文建立数值分析模型并与试验结果进行对比验证, 并进一步对关键构件的径厚比、回转半径和回转半径比值等参数对变形能力和 Park-Ang 损伤指数的影响规律研究。结果表明在最大循环位移加载下, 直管构件径厚比从 35.6 减小至 16.2 后, 其峰值荷载增大 111.7%, 损伤指数减小 15.2%; 弯管构件回转半径由 2100 mm 增加至 3000 mm 后, 其峰值荷载增大 11.8%, 损伤指数减小 15.7%, 减小直管径厚比和增大弯管回转半径均能提高构件的变形能力和改善其损伤状态; 空间弯管回转半径比值由 0.7 增大至 1.33 后, 峰值荷载增大 12.8%, 但损伤指数增大 6.2%, 增大回转半径比值, 虽能提高空间弯管变形能力, 但也导致其更易出现损伤。基于关键构件参数分析结果分析两种不同管道的线型优化方案, 并对优化后主蒸汽管道进行地震时程分析, 结果表明两种优化方案的峰值应力相较于原方案分别降低 40.2% 和 50.6%, 优化管道具有良好的抗震性能, 能满足核电厂隔震设计大位移变形要求。

关键词: 核电厂; 主蒸汽管道; 关键构件; 变形能力; Park-Ang 损伤指数

中图分类号: TU325.12 文献标志码: A DOI: 10.16385/j.cnki.issn.1004-4523.202504004

Seismic performance parameter analysis of critical components in the main steam pipeline of seismically isolated nuclear power plants

HE Wenfu^{1,2}, SUN Ning¹, YU Hongbao³, YANG Jie^{4,5}

(1.School of Mechanics and Engineering Science, Shanghai University, Shanghai 200444, China; 2.Architectural Engineering Institute, Sanming University, Fujian Sanming 365004; 3.School of Civil Engineering, Xinjiang Institute of Engineering, Xinjiang Urumqi 830023, China; 4.Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing 100084, China; 5.Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China)

Abstract: To address the seismic safety of the main steam pipeline in nuclear power plants under large displacements induced by base isolation, this study identifies the key components—straight pipes, elbows, and spatial elbows—based on the deformation capacity ratio analysis of the optimized pipeline layout. A layout optimization strategy involving the introduction of elbows is proposed and analyzed in detail. A numerical analysis model is established and validated against experimental results. Parametric studies are further conducted to investigate the influence of diameter-to-thickness ratio, bending radius, and bending radius ratio of key components on deformation capacity and the Park–Ang damage index. The results show that under maximum cyclic displacement loading, reducing the diameter-to-thickness ratio of the straight pipe component from 35.6 to 16.2 increases the peak load by 111.7% and decreases the damage index by 15.2%. Increasing the bending radius of the elbow component from 2100 mm to 3000 mm results in an 11.8% increase in peak load and a 15.7% reduction in the damage index. These findings indicate that reducing the diameter-to-thickness ratio of straight pipes and increasing the bending radius of elbows significantly enhance the deformation capacity and reduce the damage level of the components. For spatial elbows, increasing the bending radius ratio from 0.7 to 1.33 leads to a 12.8% increase in peak load but also a 6.2% increase in the damage index, suggesting that although a larger bending radius ratio improves deformation capacity, it also makes the component more susceptible to damage. Based on the parametric

收稿日期: 2025-04-01; 修订日期: 2025-07-17

基金项目: 国家自然科学基金资助项目(52378521), 上海市自然科学基金项目(24ZR1429300), 上海市探索者计划项目(24TS1412600)

analysis of key components, two pipeline layout optimization schemes are proposed. Time-history seismic analyses of the optimized main steam pipelines are performed, and the results show that the peak stresses of the two optimized schemes are reduced by 40.2% and 50.6%, respectively, compared to the original design. These findings demonstrate that the optimized pipeline configurations exhibit excellent seismic performance and can meet the large-displacement deformation requirements of base-isolated nuclear power plant design.

Keywords: nuclear power plant; main steam pipeline; critical components; deformation capacity; Park-Ang index

抗震安全是核电厂正常运行的必要前提, 我国核电厂正处于大规模建设阶段, 核电厂的选址、设计、建造和运行必须充分考虑地震作用下的可靠防护, 采用隔震技术能有效保护核电厂安全, 是当前讨论的热点方向之一^[1-2]。核岛隔震设计将导致隔震核岛和非隔震厂房之间的相对位移增大, 使得连接核岛和汽轮机厂房之间的管道系统需承受大位移作用, 导致管道存在较大破坏风险。主蒸汽管道作为连接核岛内蒸汽发生器与汽机厂房内汽轮机的重要管线, 其在大位移作用下可能发生整体失效、局部屈曲、棘轮效应和疲劳等失效现象, 对核电厂的正常运行造成重大影响^[3]。

在大位移作用下, 管道易出现薄弱部位或失效情况。为评估管道的变形能力和薄弱部位, 学者们广泛开展管道系统抗震性能研究。KWAG 等^[4]研究了 NPP 管道系统在低频与高频激励下的响应特征, 发现管道结构对低频地震运动更为敏感。SURH 等^[5]对 APR1400 核电站管道系统进行多点输入下的地震响应分析, 结果表明管道系统的损伤主要由两端的相对位移引起。SHI 等^[6]对核电厂地上高密度聚乙烯管进行地震响应分析, 发现在安全停堆地震(SSE)作用下, 90°弯头处的应力水平超过了其允许应力。上述研究表明, 弯管是管道系统变形时的薄弱构件。

针对评估弯管的损伤特性, 学者们也开展了相关研究。TAKAHASHI 等^[7]提出了一种修正的 Manson 通用斜率法, 该方法考虑了多轴应力因子, 可较准确地预测弯管在循环弯曲和内压同时作用下的低周疲劳寿命。KONG 等^[8]设计了可用于单向和多向加载的弯管模型, 并采用位移指标简化弯管的损伤评估。KIM 等^[9]则采用六种累积损伤模型定量表达 SCH40 钢弯管的失效准则, 结果表明结合延性和累积能量耗散的 Park-Ang 和 Banon 损伤模型, 相较于其他损伤模型更能有效地表达弯管泄漏发生时的极限状态。

鉴于管道在大位移下存在损伤和破坏, 如何提高管道变形能力和抗震性能成为关键研究问题之一, 学者们常采用增加弯管数量或耗能机构来实现。弯管作为管道系统中的关键部件, 不仅可改变系统的方向, 亦是吸收变形和能量的重要元件^[10]。KUMAR 等^[11]通过在管道系统中增加弯管数量并改变管道的走向来增大管道系统柔性。POGGIANTI

等^[12]在管道中增设万向节以提高管道的变形能力, 从而实现吸能减震。此外, 阻尼装置也可有效控制管道在地震荷载作用下振动位移和振动速度^[13]。利用增加弯管进行管道线形优化具有简单、技术成熟的优势, 并能显著提高管道的变形能力。因此优化管道的走向以提高抗震性能已成为当前研究的重点方向。

已有的研究主要针对建筑结构、市政工程及常规核电抗震结构的管道开展研究, 较少对核电厂隔震结构管道系统进行分析研究, 特别是针对核电厂隔震结构管道优化未见报道, 因此本文针对跨隔震沟主蒸汽管道的在大位移作用下的抗震安全性问题, 提出线型优化方案并确定主蒸汽管道的关键构件, 并通过数值模拟和参数化方法分析研究管道参数对其变形能力和损伤状态的影响规律。

1 研究对象

本文以第三代非能动核电厂的主蒸汽管道为研究对象, 探讨其在隔震设计中的性能表现及大位移的优化需求。核电厂隔震结构的示意图如图 1(a)所示, 第三代非能动核电厂主要由核岛结构、附属厂房、汽轮机厂房和安全厂房等关键设施组成。为提升核电站的抗震能力并减少地震等外部作用对设备的影响, 现有隔震设计方案是在核岛结构底部布置隔震支座, 该设计导致主蒸汽管道需跨越隔震沟, 连接核岛结构内部的蒸汽发生器与汽轮机厂房, 形成了连接隔震侧与抗震侧的管道系统。

主蒸汽管道在核电厂内部的走向如图 1(b)所示。特别在抗震侧区域, 管道的变形能力较为弱, 易在地震等极端荷载作用下发生过度变形或失效。图 1(c)展示了核电管道在穿墙处的典型构造, 这些部位在遭遇大位移时存在较高的风险, 常使用套筒来保护墙体连接处的管道。

2 变形能力占比分析

2.1 主蒸汽管道有限元模型

本文采用有限元软件 ABAQUS 建立主蒸汽管道的有限元模型, 单元类型选择 S4R 单元, 并依据实际情况对主蒸汽管道施加相应的边界条件。主蒸汽管

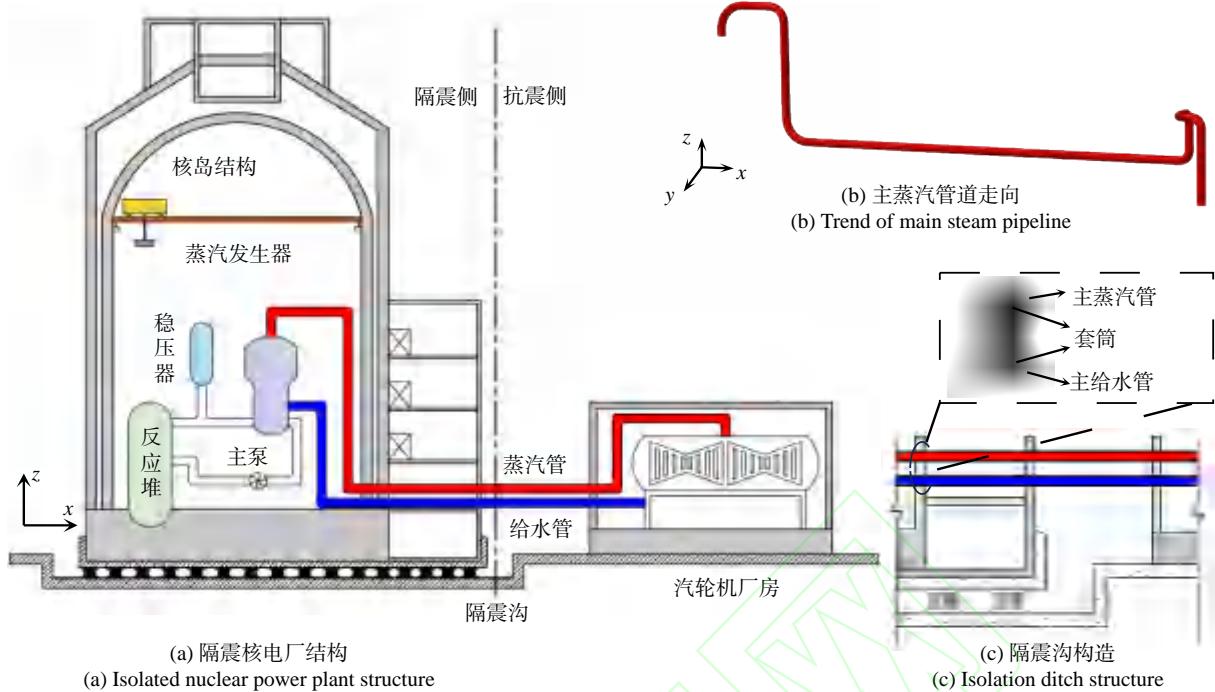
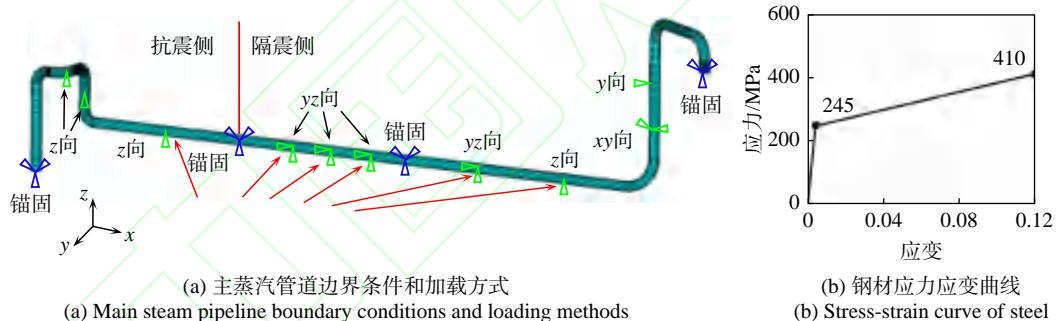


图 1 核电厂隔震结构及管道走向示意图

Fig. 1 Schematic diagram of seismic isolation structure and pipeline direction of the nuclear point plant

道与设备连接处采用锚固约束;管道穿墙处只允许发生水平位移,故在该处仅施加 yz 向约束,其余位置

则施加适当的边界条件,模型具体边界条件和输入方式如图 2(a)所示。

图 2 主蒸汽管道有限元模型
Fig. 2 Finite element model of main steam pipeline

地震作用通过多点输入的方式施加于主蒸汽管道,采用的地震波为经过 RG1.6 设计反应谱修正的 EI 核电波,峰值加速度为 $0.4g$ 。管道材料选用 20 号碳钢(20#钢材),其本构模型采用双线性随动硬化本构,弹性模量为 205 GPa ,屈服强度为 245 MPa ,如图 2(b)所示。

2.2 有限元模型验证

KIM 等^[14]采用符合 ASME 标准的 3 英寸弯管开展试验,得到了该弯管在平面内循环位移加载下的滞回曲线和 Banon 损伤指数。尽管该试验模型对实际主蒸汽管道进行了简化,但通过控制管型、约束条件和加载方式,实现了试验结果对原型管道的等效映射。本文建立了与试验相同尺寸的弯管有限元

模型,采用 S4R 单元,并通过 MPC 约束连接模型与加载点,试验模型与有限元模型如图 3(a)和(b)所示。弯管直径和厚度分别为 88.9 mm 和 5.5 mm ,构件的详细具体尺寸见图 3(c)。本文采用双线性随动硬化本构进行数值模拟,钢材屈服强度为 335 MPa ,杨氏模量为 205 GPa ,如图 3(d)所示。

为模拟实验中气泵施加内压的情况,模型加载过程分为两个分析步骤:第一步为在弯管模型中施加 3 MPa 内压,第二步在保持内压恒定的条件下对弯管控制点施加 $\pm 60 \text{ mm}$ 的循环位移,从图 4 可以看出,数值模型结果与试验结果的力-位移曲线吻合较好。为进一步验证有限元模型是否能准确反映弯管的损伤状态,计算了弯管在 20 、 40 、 60 和 80 mm 循环位移作用下的修正 Banon 损伤指数,并和文献中的

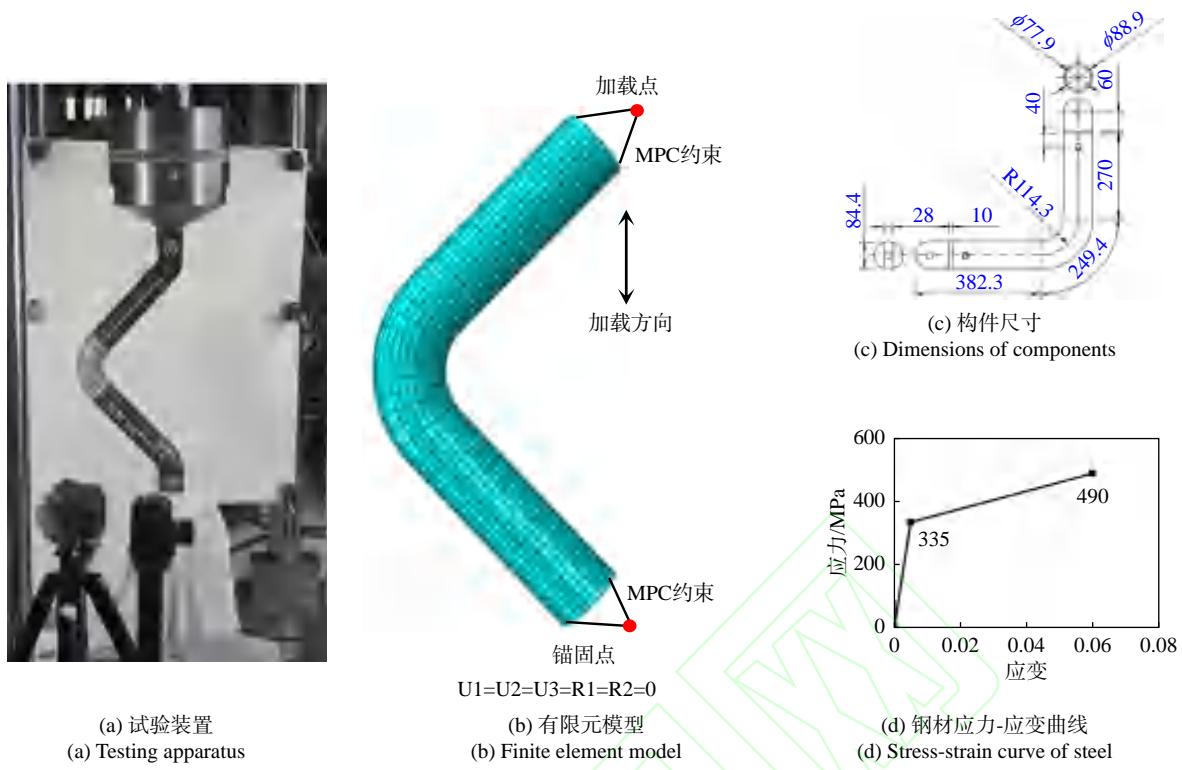


图 3 试验和有限元模型对比验证

Fig. 3 Comparison and verification of test and finite element model

损伤指数进行对比,如图 5 所示。计算结果与文献结果基本一致,有效验证了本构模型选择、约束条件设置及单元类型等关键建模参数的合理性。

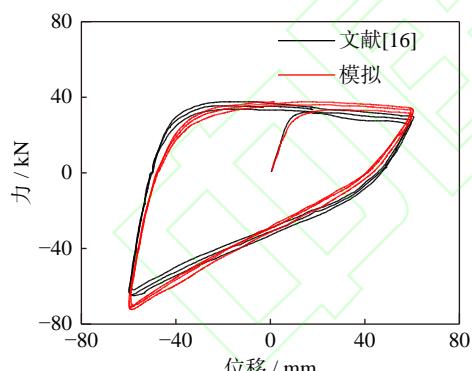


图 4 试验和模拟力-位移曲线对比

Fig. 4 Comparison of experimental and simulated force-displacement curves

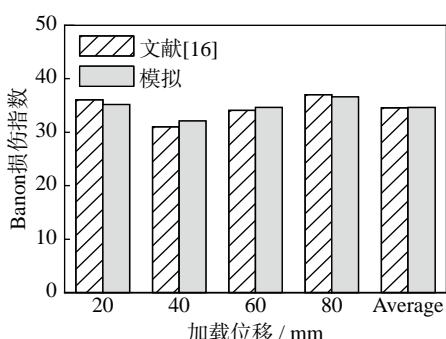


图 5 损伤指数对比

Fig. 5 Comparison of damage indexes

2.3 主蒸汽管道线型优化

在 D 级荷载工况(峰值为 0.4g 的核电波作用)下,核电管道的应力限值应满足如下要求:

《核电厂抗震设计标准》(GB 50267-2019)^[15] 规定:

$$B_1 \frac{P_{\max} D_0}{2t} + B_2 \frac{(M_a + M_b)}{Z} \leq 2S_y \quad (1)$$

ASEM BPVC(锅炉和压力容器规范)^[16] 规定:

$$B_1 \frac{P_{\max} D_0}{2t} + B_2 \frac{(M_a + M_b)}{Z} \leq 3S_h \quad (2)$$

式中, B_1 、 B_2 为管道部件的一次应力指数; P_{\max} 为 D 级荷载作用下的峰值压力; M_a 为自重和其他持续荷载引起的组合弯矩; M_b 为运行安全地震动引起的弯矩和其他偶然荷载引起的弯矩之和; t 为管道的名义壁厚; Z 为管道的截面模量; S_y 为工作温度下的屈服强度; S_h 为工作温度下的许用应力。

本文以 $2S_y$ 和 $3S_h$ 的较小值为应力限值,对于 20# 钢材,D 级荷载作用下应力限值为 285 MPa。由图 6(a) 可知,在 0.4 g 核电波作用下,抗震侧直管段应力较大,且在隔震沟处出现最大应力 377.3 MPa,超出规范限值要求。因此,有必要对主蒸汽管道进行优化设计。在综合考虑核电厂设备布置并尽可能减小对管道内液体流速与压强的影响的基础上,在最大应力处增设弯管,并调整管道走向,以提升管道在隔震大位移作用下的变形与能量耗散能力,优化方案如图 6(b) 所示。

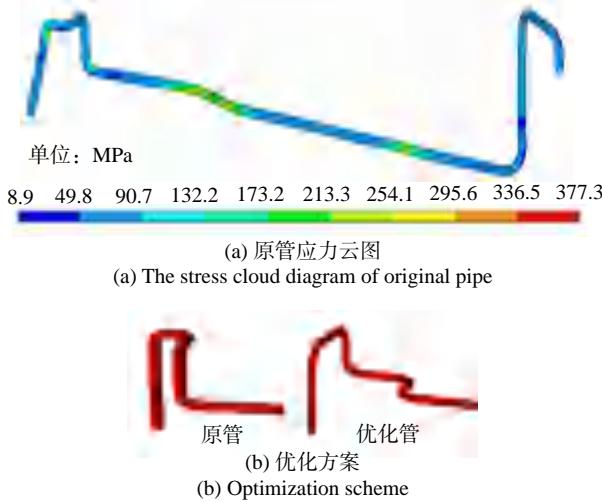


图 6 分析结果和优化方案

Fig. 6 Analysis results and optimization scheme

2.4 关键构件识别

为研究优化段管道的变形能力, 并识别优化段在大位移作用下的关键构件, 本文对优化段进行了初步设计, 管道优化段的尺寸和支撑形式如图 7 所示。为简化计算过程, 本文采用了等效位移加载的方法进行管道分析。

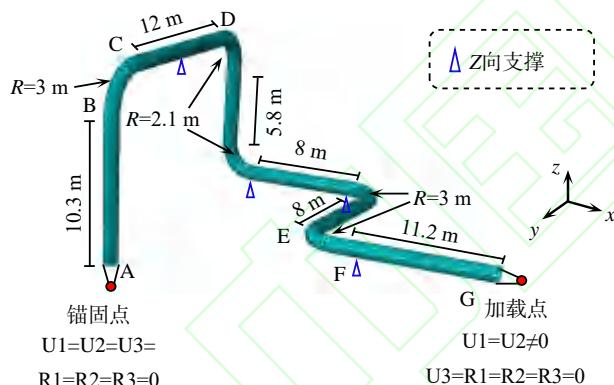


图 7 管道优化段尺寸图

Fig. 7 The size diagram of pipeline optimization section

文献 [17] 研究表明, 某隔震核电厂在峰值加速度为 $0.6g$ 的地震波作用下, X 向隔震层平均位移为 345 mm , Y 向平均位移为 320 mm 。基于此位移数据, 本研究在加载点处施加相应的隔震大位移, 以模拟管道在实际地震作用下的变形情况。采用此等效加载方式, 本研究系统分析了各管段在大位移作用下的变形占比情况, 其中变形占比计算方法如下:

$$\text{AB段变形占比} = \frac{\text{A点位移-B点位移}}{\text{总变形}} \times 100\% \quad (3)$$

表 1 列出了优化段管道的变形分析结果。结果表明, DE 段在主蒸汽管道优化段中的变形占比最大, 其 X 向变形占比为 54.1% , Y 向变形占比为 59.8% , 均显著高于其他管段。其次, EF 段和 FG 段的变形

占比也相对较高。变形占比分析能够识别出主蒸汽管道中的关键构件, 包括直管、弯管和空间弯管。

表 1 变形能力占比表

Tab. 1 Proportion of deformation ability

方向	编号	变形/mm	变形占比/%
X 向	AB	12.1	3.5
	BC	12.4	3.6
	CD	7.2	2.1
	DE	186.6	54.1
	EF	114.5	33.2
	FG	12.1	3.5
合计		345	100
Y 向	AB	9.3	2.9
	BC	2.6	0.8
	CD	3.4	1.0
	DE	223.4	59.8
	EF	34.3	20.7
	FG	47.4	14.8
合计		320	100

3 构件参数分析

3.1 损伤模型

鉴于本文研究的核电厂主蒸汽管道是核安全级的构件, 需要有更严格、更全面的评价标准。Kim 等^[18]对 6 种损伤模型对比分析, 发现相较于其他 4 种模型, 综合考虑构件延性和能量耗散的 Park-Ang 损伤模型和 Banon 损伤模型更能有效表征弯管的损伤状态。因此, 本文采用 Park-Ang 模型来计算管道各构件的损伤状态, 表达式如下:

$$D = \frac{D_i}{D_y} + b \sum_{i=1}^N \frac{E_i}{F_y D_y} \quad (4)$$

式中, D 是 Park-Ang 损伤指数; D_i 是第 i 个加载循环的加载位移; F_y 是屈服力; D_y 是屈服位移; E_i 是第 i 个加载循环的耗能; b 是组合系数, 是无量纲常数, 常取 $b = 0.025$ 。

构件屈服点的确定参考 Kong 等^[8] 和 Kim 等^[14] 采用的方法: 基于单向位移加载下钢管的力-位移曲线, 将弹性段切线和塑性稳定段的切线的交点定义为屈服点, 通过屈服点来确定对应的屈服荷载和屈服位移, 如图 8 所示。

对于直管构件, 径厚比对屈曲形态具有显著影响, 径厚比较大的直管更易发生整体屈曲, 并可能引发应力集中现象。对于弯管及空间弯管构件, 其力学性能主要取决于回转半径: 回转半径越小, 弯曲曲率越大, 管道内外侧产生的应力差异越显著。因此针对关键构件的径厚比和回转半径等参数开展敏感性分析。

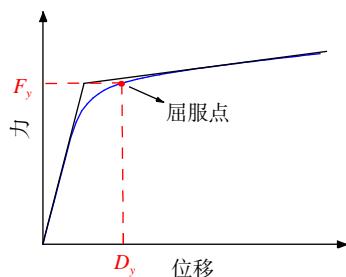


图 8 屈服点示意图

Fig. 8 Schematic diagram of the yield point

为保证参数分析结果可靠性,关键构件的有限元建模方法与 2.2 节相同,材料仍采用双线性随动硬化本构模型,仅调整材料的屈服强度。关键构件的有限元模型和参数如图 9 所示。

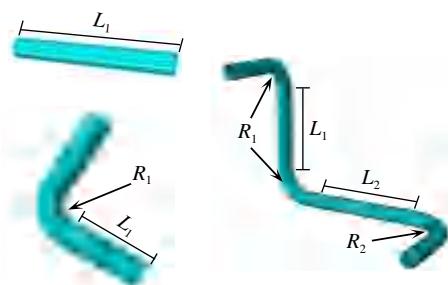


图 9 关键构件有限元模型和参数示意图

Fig. 9 Finite element model and parameter diagram of key components

对构件施加循环位移加载^[14], 加载制度如图 10 所示。

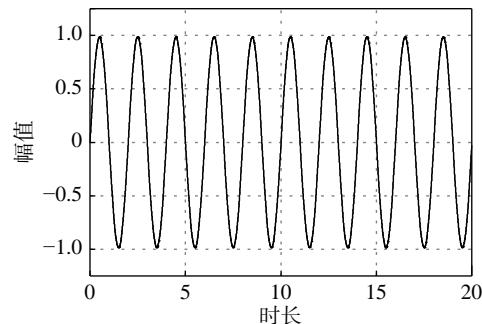


图 10 位移加载曲线

Fig. 10 Displacement loading curve

依据 ASME BPVC^[16] 规定,用于高压核电管道的构件径厚比不应超过 40,主蒸汽管道等高温高压管道的壁厚通常为 10~50 mm。针对直管构件,选取横截面直径(外径 d)为 1067 mm,壁厚分别为 30、42、54 和 66 mm 的圆钢管构件作为分析对象,其对应径厚比(d/t)分别为 35.6、25.4、19.8 和 16.2;弯管构件回转半径和直径之比(R/d)一般不小于 3,本研究选取回转半径分别为 2100、2500 和 3000 mm 的弯管作为分析对象;对于空间弯管构件,重点分析回转半径比值(R_1/R_2)对其力学性能和损伤状态的影响,具体构件参数和加载工况如表 2 所示。

表 2 构件参数和加载工况表
Tab. 2 Component parameters and loading condition

构件类别	编号	L_1/mm	L_2/mm	R_1/mm	R_2/mm	壁厚(t/mm)	位移幅值/mm
直管	ZG-1	8200	-	-	-	30	
	ZG-2	8200	-	-	-	42	
	ZG-3	8200	-	-	-	54	60、120、180、240、300
	ZG-4	8200	-	-	-	66	
弯管	WG-1	-	-	-	2100	-	
	WG-2	4000	-	-	2500	-	54
	WG-3	-	-	-	3000	-	100、200、300、400、500
空间弯管	KW-1	5800	8000	2100	-	-	
	KW-2	4000	7100	3000	3000	54	200、400、600、800、1000
	KW-3	2000	6100	4000	-	-	

3.2 直管径厚比

图 11 显示了不同规格直管构件在循环位移加载下的滞回曲线。分析可得,随着直管径厚比(d/t)的减小,即壁厚增大,构件的峰值荷载逐渐增大,分别为 2377、3183、4106 和 5032 kN,相较于初始值,增幅分别达 33.9%、72.7% 和 111.7%;直管的屈服力也随径厚比减小而增加,从 2046 kN 提高至 2743、3548 和 4352 kN;此外,构件屈服前的刚度亦显著增大,从 48.9 kN/mm 增加至 65.9、84.8 和 103.8 kN/mm。以上结果表明,减小直管构件的径厚比可以显著提升直

管的变形能力。

图 12 给出了加载位移和径厚比变化后直管构件 Park-Ang 损伤指数的变化趋势。结果表明,随着加载位移增大,直管的损伤指数逐步增大。此外,随着径厚比的增加,直管构件的损伤指数也相应增大且各级位移下的损伤指数变化趋势相似,如图 12(b)所示。值得注意的是 ZG-3 和 ZG-4 两个构件的损伤指数数值基本一致,表明它们的损伤状态相近,即径厚比对改善二者的损伤并无显著作用。

综上所述,基于本文采用的 20#钢材和循环位移加载制度下,减小直管构件的径厚比可显著提高其

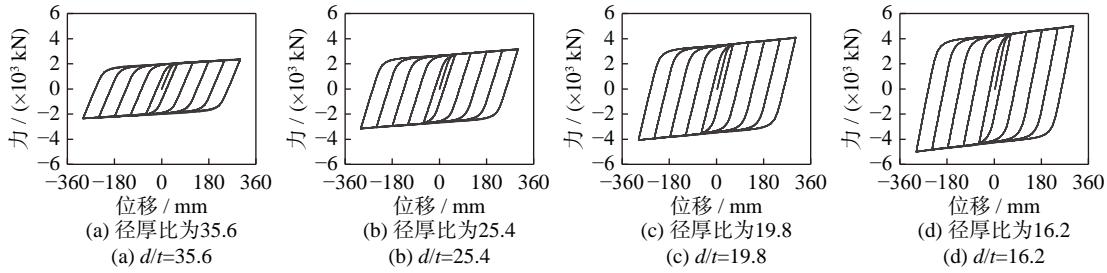


图 11 不同规格直管构件的滞回曲线

Fig. 11 Hysteresis curves of straight pipe components of different specifications

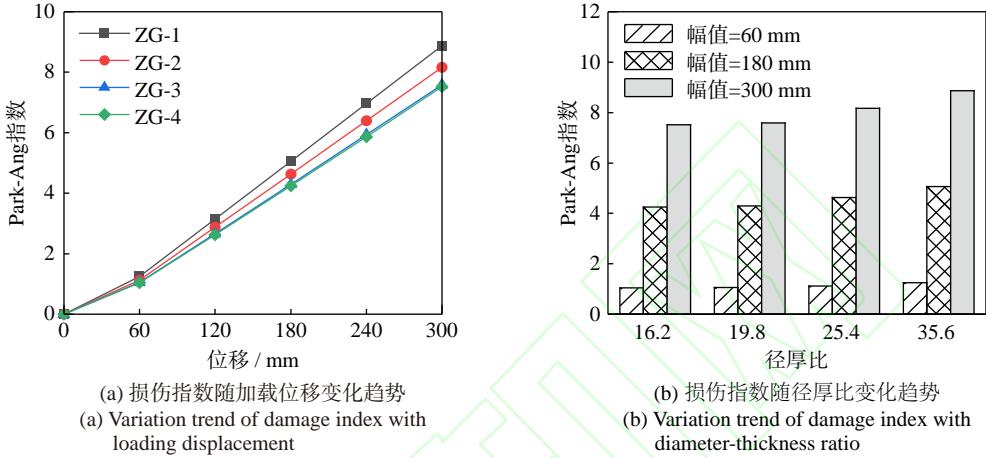


图 12 直管构件损伤指数变化趋势

Fig. 12 Variation trend of damage index of straight pipe components

峰值荷载、屈服力和刚度，并降低构件的损伤指数。然而，当径厚比小于 20 后，构件的损伤指数随径厚比变化的幅度趋于平稳，对损伤状态的改善不再显著。因此，直管构件的径厚比宜选取在 20 至 40 之间，在直管径厚比接近 20 时，可考虑优化材料性能等其他参数以进一步提高管道的抗震性能。

3.3 弯管回转半径

对弯管构件施加平面内循环位移，加载方式同

图 3(b)，最大加载位移为 500 mm。图 13 展示了回转半径分别为 2100 mm、2500 mm 和 3000 mm 的弯管构件在循环位移加载下的滞回曲线。可以看出，随着弯管回转半径的增大，构件的峰值荷载从 3572 kN 逐渐增大至 3852 kN 和 3994 kN，增幅分别为 7.8% 和 11.8%；构件屈服前刚度则由 26.9 kN/mm 增加至 27.3、27.9 kN/mm。这表明增大弯管构件的回转半径有助于提高弯管构件的变形能力。

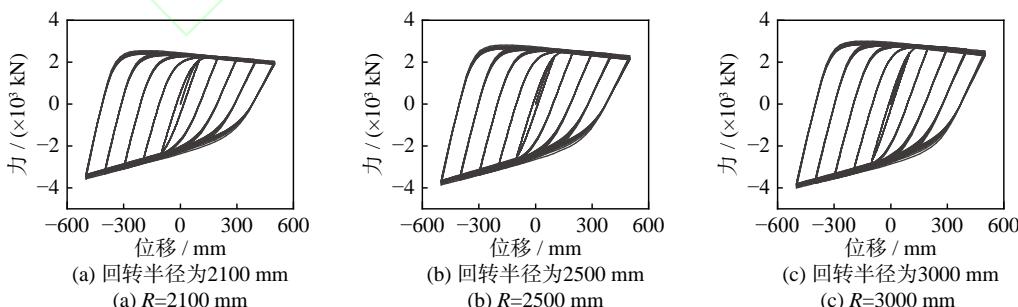


图 13 不同规格弯管构件的滞回曲线

Fig. 13 Hysteresis curves of different specifications of elbow components

图 14 给出了加载位移和回转半径变化后弯管构件 Park-Ang 损伤指数的变化趋势。随着回转半径的增大，构件在相同位移幅值下的损伤指数显著降低且在不同位移幅值下的变化趋势一致，表明回转半

径的增大有助于改善弯管构件的损伤状态。在 100 mm 位移加载下，WG-1 的损伤指数为 0.86，而 WG-2 和 WG-3 分别降至 0.74 和 0.68；当加载位移增至 500 mm 时，WG-1 的损伤指数为 6.62，而 WG-2 和 WG-3 分别

降至 6.01 和 5.58。结果表明, 随着加载位移的增大, 回转半径对改善弯管构件损伤状态的作用逐渐增强。在循环位移加载下, 弯管回转半径从 2100 mm

增大至 3000 mm, 可显著提高构件的变形能力并改善其损伤状态。同时, 这也表明对跨隔震沟主蒸汽管道进行线型优化设计以提高其抗震性能具有可行性。

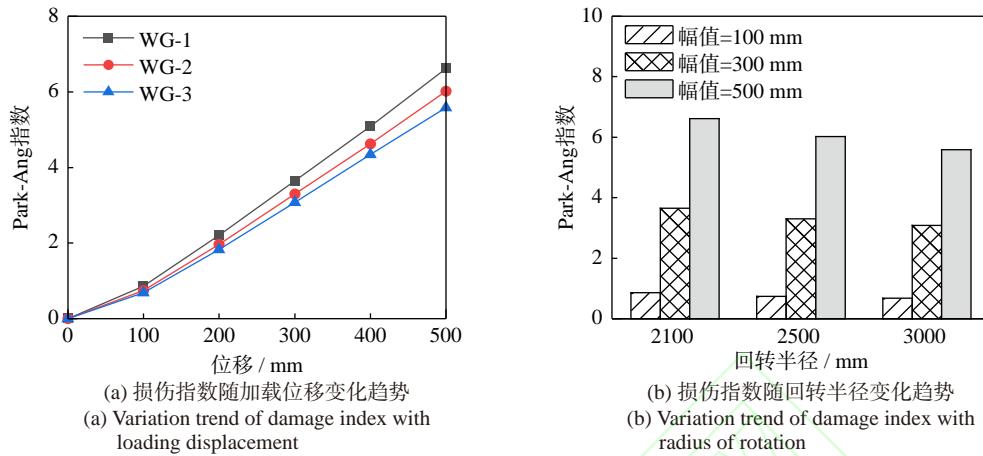


图 14 弯管构件损伤指数变化趋势

Fig. 14 Variation trend of damage index of elbow components

3.4 空间弯管回转半径比

在分析回转半径比值对空间弯管构件变形能力和损伤状态的影响时, 采用控制变量法, 保持空间弯管的跨度固定, 在增大回转半径时相应减小直管段的长度。图 15 展示了空间弯管在 X 向循环位移加

载下的滞回曲线。可以观察到, 随着 R_1/R_2 比值的增大, 空间弯管的 X 向峰值荷载从 2291 kN 逐渐增大至 2413 kN 和 2586 kN, 增幅分别为 5.3% 和 12.8%, 表明增大回转半径比值有助于提高空间弯管的变形能力。

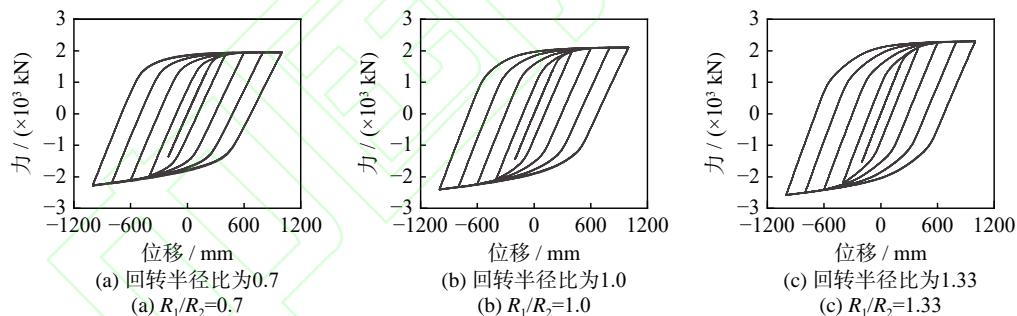


图 15 不同规格空间弯管构件的滞回曲线

Fig. 15 Hysteresis curves of different specifications of spatial elbow components

图 16 则给出了不同空间弯管构件在循环位移加载下 Park-Ang 损伤指数变化趋势。从图 16(b)中可以看出, 当 R_1/R_2 比值和位移加载幅值增大时, 空间弯管的损伤指数逐渐增大, 这表明构件损伤加剧。在 200 mm 位移加载下, 构件 KW-1 的损伤指数为 0.39, 构件 KW-2 和 KW-3 的损伤指数分别为 0.40 和 0.41, 变化较为平缓; 而在 1000 mm 位移加载下, 构件 KW-1 的损伤指数为 3.22, KW-2 和 KW-3 的损伤指数分别增至 3.31 和 3.42, 增幅分别为 2.8% 和 6.2%。

由此可知, 增大回转半径比值 R_1/R_2 可以在一定程度上提升空间弯管的变形能力, 但同时也导致损伤指数增大。尤其在较大的循环位移加载下, 增大 R_1/R_2 比值会使得构件的损伤指数明显上升, 加速损

伤累积。这表明, 在本文采用的材料参数和加载制度下, 虽然增大回转半径比值有助于改善构件的变形能力, 但也可能导致构件在经历大位移加载时更易发生损伤, 进而影响管道性能。

3.5 管道优化分析

基于线型优化后管道关键构件的参数分析结果, 为探究单项构件优化规律对整个主蒸汽管道的影响, 对线型优化后管道进行了地震响应分析, 管道的具体参数见表 3。优化方案 1 中, 管道抗震侧采用图 7 所示尺寸, 隔震侧尺寸保持不变; 优化方案 2 在方案 1 的基础上, 增大了弯管回转半径并减小了空间弯管的回转半径比值。两种方案的管道壁厚均为

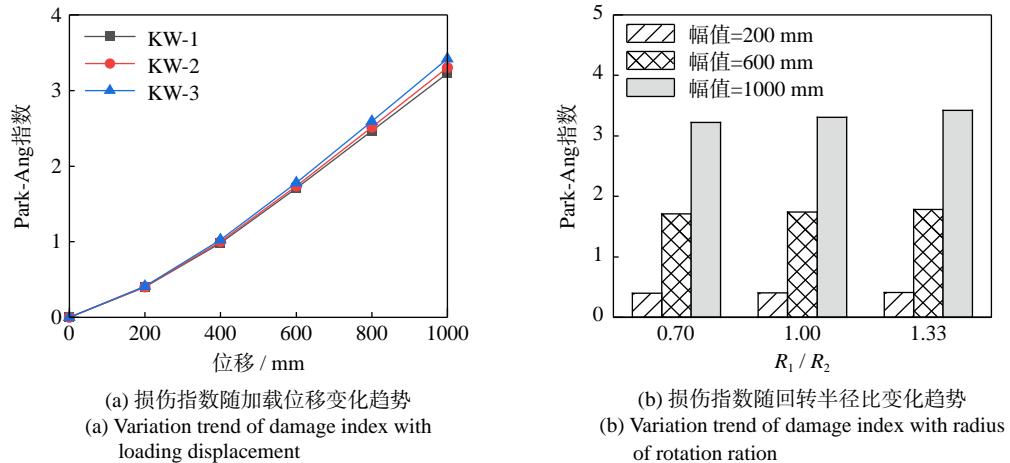


图 16 空间弯管构件损伤指数变化趋势

Fig. 16 Variation trend of damage index of spatial elbow components

54 mm, 即径厚比为 19.8。加载方式同图 2, 对优化管进行多点输入地震响应分析, 施加峰值为 0.4g 的 El 核电波, 分析结果如图 17 所示。

表 3 管道参数

Tab. 3 Parameters of the pipeline

编号	弯管回转半径/mm	R_1/R_2	最大应力/MPa	最大应力出现位置
原方案	-	-	377.3	靠近隔震沟侧直管
优化方案1	3000	0.7	225.6	靠近汽轮机侧弯管
优化方案2	4200	0.6	186.3	靠近汽轮机侧弯管

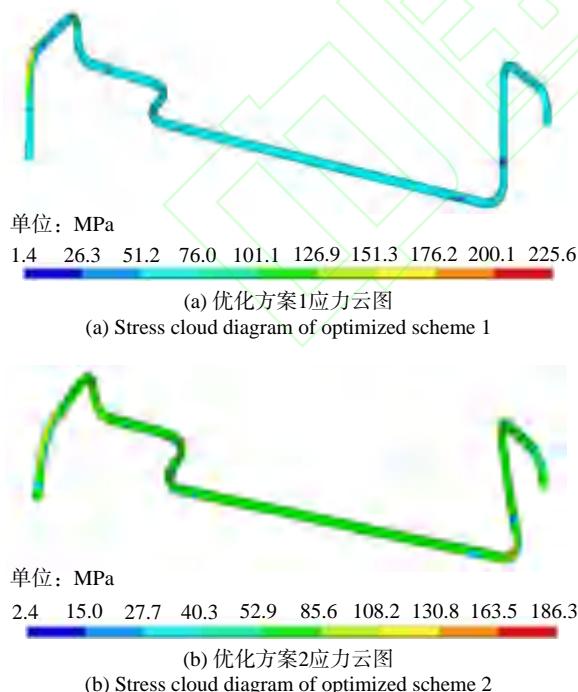


图 17 地震作用下优化方案应力云图

Fig. 17 Stress cloud diagram of optimization scheme under earthquake action

由表 3 可知, 经过线型优化后, 优化方案 1 中管道的最大应力为 225.6 MPa, 相较于原方案的最大应

力 377.3 MPa, 下降了 40.2%, 且低于规范限值 285 MPa, 这表明线型优化可以显著提高主蒸汽管道的抗震能力。

相较于优化方案 1, 优化方案 2 通过调整关键构件参数, 进一步提高了构件的抗损伤能力。分析结果表明, 优化方案 2 的最大应力为 186.3 MPa, 较优化方案 1 下降了 17.4%。通过增大弯管的回转半径和减小空间弯管的回转半径比, 有效降低了管道的最大应力。此结果与前期的参数分析规律相符, 进一步验证了优化构件参数对提高管道变形能力并改善损伤状态规律的可靠性。

4 结 论

本文针对核电厂隔震设计大变形导致主蒸汽管道抗震安全风险问题, 分析了核岛跨隔震沟主蒸汽管道及其关键构件的抗震性能及其损伤状态, 并进行优化设计分析, 得到主要结论如下:

(1) 基于变形能力占比分析识别到线型优化后主蒸汽管道的变形主要由直管、弯管和空间弯管等关键构件承担。其中弯管 X 向变形占比 33.2%, Y 向变形占比 20.7%; 空间弯管 X 变形占比 54.1%, Y 向变形占比 59.8%;

(2) 优化关键构件的参数可以提高其变形能力和改善构件损伤状态。在 300 mm 循环位移加载下, 径厚比从 35.6 减小至 16.2 后, 直管构件峰值荷载增大 111.7%, 损伤指数减小 15.2%; 在 500 mm 循环位移加载下, 弯管回转半径为 3000 mm 的弯管相较于 2100 mm 的弯管, 峰值荷载增大 11.8%, 损伤指数降低 15.7%; 在 1000 mm 循环位移加载下, 空间弯管回转半径比从 0.7 增大至 1.33, 峰值荷载增大 12.8%, 但损伤指数也会增大 6.2%;

(3) 对主蒸汽管道进行两种线型优化方案分析,

结果表明增设弯管数量及优化管道走向,可有效提升管道的整体变形能力与能量耗散能力,且线型优化方案相较于原方案,峰值应力分别降低了 40.2% 和 50.6%。

由于篇幅限制,本文仅针对核电厂隔震结构的主蒸汽管道进行优化分析,实际管道结构受力复杂,需要考虑蒸汽流动、温度荷载、以及贯穿件的约束条件等复杂荷载作用和边界条件,这些研究成果将在后续文章给出。

参考文献:

- [1] 林霞娟, 魏陆顺, 陈睦峰, 等. 核电厂隔震技术的发展与应用 [J]. 山东工业技术, 2018(17): 163-164.
LIN Xiajuan, WEI Lushun, CHEN Mufeng, et al. Development and application of isolation technology in nuclear power plant[J]. Shandong Industrial Technology, 2018(17): 163-164.
- [2] 李忠诚, 张涛, 许波涛. 基底隔震技术用于核电厂厂房的问题研究 [J]. 核动力工程, 2014, 35(4): 21-26.
LI Zhongcheng, ZHANG Tao, XU Botao. Application survey and prospect of base-seismic isolation technology for nuclear power plants[J]. Nuclear Power Engineering, 2014, 35(4): 21-26.
- [3] 刘彩明. 核电管道棘轮效应及疲劳失效行为研究 [D]. 天津: 天津大学, 2022.
LIU Caiming. A study on ratcheting effect and fatigue failure behavior of nuclear power pipeline[D]. Tianjin: Tianjin University, 2022.
- [4] KWAG S, EEM S, KWAK J, et al. Shaking table test and numerical analysis of nuclear piping under low- and high-frequency earthquake motions[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2022, 54(9): 3361-3379.
- [5] SURH H B, RYU T Y, PARK J S, et al. Seismic response analysis of a piping system subjected to multiple support excitations in a base isolated NPP building[J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, 292: 283-295.
- [6] SHI J F, GE Z T, CAO Y H, et al. Experimental and numerical investigation on the seismic behavior of above ground high density polyethylene pipe in nuclear power plant[J]. Structures, 2024, 59: 105781.
- [7] TAKAHASHI K, ANDO K, MATSUO K, et al. Estimation of low-cycle fatigue life of elbow pipes considering the multi-axial stress effect[J]. Journal of Pressure Vessel Technology, 2014, 136(4): 041405.
- [8] KONG D R, LIU W G, YANG J, et al. Study on seismic safety evaluation of crossover pipeline connecting containment and turbine building in three-dimensional isolated nuclear power plant[J]. Nuclear Engineering and Design, 2023, 412: 112464.
- [9] KIM S W, CHANG S J, PARK D U, et al. Failure criteria of a carbon steel pipe elbow for low-cycle fatigue using the damage index[J]. Thin-Walled Structures, 2020, 153: 106800.
- [10] KASAHIKA N, AL BARI M A, SAKEMI R. Failure modes of piping under seismic loads which have both load and displacement controlled characteristics[J]. International Journal of Pressure Vessels and Piping, 2020, 179: 103938.
- [11] KUMAR M, WHITTAKER A S, CONSTANTINOU M C. Extreme earthquake response of nuclear power plants isolated using sliding bearings[J]. Nuclear Engineering and Design, 2017, 316: 9-25.
- [12] POGGIANTI A, FORNI M, FERRUCCI B, et al. SILER project: design of the seismic isolators[C]// Proceedings of Volume 8: Seismic Engineering. American Society of Mechanical Engineers, 2014: V008T08A021.
- [13] 郑成成, 陈永祁, 郑久建, 等. 核电厂主蒸汽管道阻尼减振与抗震分析 [J]. 核安全, 2021, 20(1): 27-35.
ZHENG Chengcheng, CHEN Yongqi, ZHENG Jiujian, et al. Damping vibration and seismic analysis of main steam pipes in nuclear power plants[J]. Nuclear Safety, 2021, 20(1): 27-35.
- [14] KIM S W, JEON B G, HAHM D G, et al. Seismic fragility evaluation of the base-isolated nuclear power plant piping system using the failure criterion based on stress-strain[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2019, 51(2): 561-572.
- [15] 中华人民共和国住房和城乡建设部. 核电厂抗震设计标准: GB 50267—2019[S]. 北京: 中国计划出版社, 2019.
Ministry of Housing and Urban-Rural Development of the People's Republic of China. Standard for Seismic Design of Nuclear Power Plants: GB 50267—2019[S]. Beijing: China Planning Press, 2019.
- [16] BPVC NC-3650. Boiler & Pressure Vessel Code[S]. United States: American Society of Mechanical Engineers, 2017.
- [17] 冯祎鑫, 刘文光, 潘蓉, 等. 核电厂隔震结构附加侧向阻尼系统分析模型及减震效果 [J]. 振动工程学报, 2023, 36(5): 1371-1379.
FENG Yixin, LIU Wenguang, PAN Rong, et al. Analysis model and damping performance of isolated structures with lateral fluid viscous damper for NPPs[J]. Journal of Vibration Engineering, 2023, 36(5): 1371-1379.
- [18] KIM S W, JEON B G, HAHM D G, et al. Failure criteria evaluation of steel pipe elbows in nuclear power plant piping systems using cumulative damage models[J]. Thin-Walled Structures, 2023, 182: 110250.

第一作者:何文福(1979—),男,博士,教授。

E-mail: howunfu@shu.edu.cn。

通信作者:余宏宝(1991—),男,硕士,讲师。

E-mail: yhb@xjie.edu.cn。