

快堆中心柱低周疲劳可靠性评价

黄毅, 王明政, 颜寒, 高付海

(中国原子能科学研究院 反应堆工程技术研究部, 北京 102413)

摘要: 采用蒙特卡罗方法对中心柱设计过程中的主要影响因素——低周疲劳进行可靠性评价, 为中心柱包覆层设计提供设计依据和可靠性支撑。使用 ANSYS 软件对中心柱进行热分析和结构分析, 利用 ASME 规范对其累积疲劳损伤进行评价, 采用拉丁超立方抽样方法对其进行可靠性计算。计算结果表明: 中心柱低周疲劳可靠度为 0.808, 在 2.5% 的显著水平下中心柱低周疲劳破坏的敏感因素为紧急停堆次数、焊缝、中子辐照, 建议在中心柱外侧增加包覆层。

关键词: 中心柱; 蒙特卡罗方法; 疲劳可靠性

中图分类号: TL33; TL35

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2018)01-0118-08

doi: 10.7538/yzk.2017.youxian.0201

Low Cycle Fatigue Reliability Evaluation of Central Column in Fast Reactor

HUANG Yi, WANG Mingzheng, YAN Han, GAO Fuhai

(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275-34, Beijing 102413, China)

Abstract: Monte Carlo method was used to evaluate low cycle fatigue reliability which was the main influence factor in the design of central column, and it provided design basis and reliability support for the cladding design of central column. ANSYS software was used to conduct thermal analysis and structure analysis of central column, then its cumulative fatigue damage in lifetime was evaluated by ASME code, and the reliability analysis was carried out through hypercube Latin sampling. The results show that the reliability of central column is 0.808, and under the significance of 2.5% the most sensitive factors for low cycle fatigue failure of central column are the times of emergency shutdown, welding and irradiation. It is suggested that the cladding should be added to central column.

Key words: central column; Monte Carlo method; fatigue reliability

中心柱作为快堆中重要设备旋塞的关键构件, 它在寿期内能否可靠地完成其任务对快堆的安全运行意义重大。本文所研究的快堆中心柱目前仍处于设计阶段, 对于中心柱是否需要

增加包覆层以及如何加包覆层, 目前仍未有定论。根据前期的 FMEA (失效模式及影响分析) 和计算分析, 中心柱壳体主要的失效机理是紧急停堆时热冲击导致的低周疲劳破坏, 这是

包覆层设计的最主要影响因素。

结构可靠性是指结构在给定的使用条件下和给定的使用寿命内不产生破坏或功能失效的能力^[1]。蒙特卡罗方法是结构可靠性方法中很成熟、应用十分广泛的一种方法,它可有效地处理结构分析中设计的有关参量的随机性,通过随机结构的离散,借助常规的确定性有限元法,利用合理的可靠性算法,可较准确地确定结构的随机力学特性,进而较准确、合理地估计结构的可靠性。

本文从中心柱的可靠性角度出发,引入结构可靠性方法对中心柱的低周疲劳可靠性进行分析评价,将可靠性分析结果作为包覆层设计的参考依据和可靠性支撑。

1 快堆中心柱结构特征和服役环境

中心柱是快堆中的重要设备旋塞的关键部件,它的主要作用是为控制棒提供升降通道,屏蔽堆芯出口的热振荡、热冲击以保护内部贯穿结构。

在不同的快堆堆型中,根据中心柱本体外是否有包覆层,可将中心柱的设计方案分为单层设计和多层设计(图1)。单层设计是指中心柱只有本体1层,其外侧无包覆层存在,设计简单、加工容易但结构有可能由于环境中的热振荡和热冲击发生破裂。多层设计方案是指中心柱本体外还包裹了一层到数层的包覆层,能显著减少堆芯出口热冲击、热振荡对中心柱本体的损伤,但设计更加复杂,加工难度也更大。

在反应堆紧急停堆时,堆芯出口钠的温度

在短时间内会有很大的温降,由于钠冷快堆中冷却剂的换热系数很大,堆芯出口钠温的骤降会导致下封头处产生很大的热应力。在整个反应堆服役期内,下封头有可能会由于热冲击发生低周疲劳破坏。

2 参数化计算模型的建立

在ANSYS中,如果组合体某一部分的尺寸发生变化,整个组合体的点、线、面、体和节点的编号均会发生变化,而且这种变化难以控制。

由于中心柱的厚度是设计中很关心的1个因素,本文除了对中心柱下封头进行疲劳可靠性分析外,还另外设置了1组平板参照模型:将中心柱下封头简化为1个无限大的平板,然后对其进行可靠性分析。通过平板模型的可靠性分析结果来分析中心柱厚度对低周疲劳失效的影响,中心柱低周疲劳下的可靠度以下封头模型计算的结果为准。

2.1 有限元模型

为简化计算模型,仅对下封头进行建模。由于下封头具有中心对称的特点,因此其有限元模型可进一步简化为1/8模型。热分析选取的计算单元是8节点的SOLID70单元,结构分析选取的计算单元是8节点的SOLID185单元,最大单元尺寸为10 mm,沿厚度方向有4个单元,下封头和平板的有限元模型示于图2。中心柱的材料是316H不锈钢,其热物性参数为:杨氏模量, 1.58×10^5 MPa;泊松比,0.3;比热容,597.88 J/(kg·℃);热膨胀系数, 1.89×10^{-5} ℃⁻¹;导热系数,22.79 W/(m·℃)。

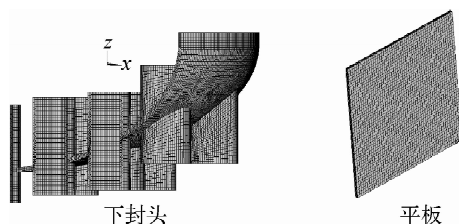


图2 下封头和平板的有限元模型

Fig. 2 Finite element models of lower head and plate

2.2 流体热工输入

紧急停堆时,堆芯出口的钠温急剧变化,堆芯出口温度随时间的变化如图3所示。在

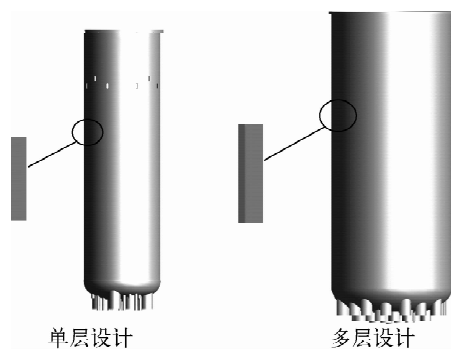


图1 两种中心柱设计方案

Fig. 1 Two kinds of central column designs

计算紧急停堆工况时,可保守地假定中心柱下封头外侧液钠温度的变化与堆芯出口温度一致。

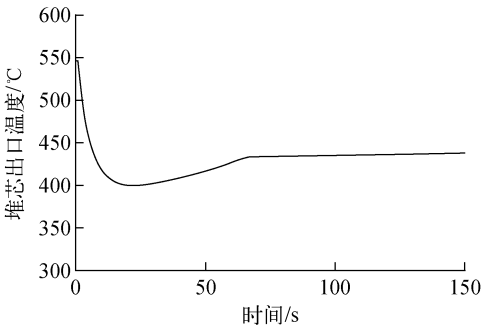


图3 堆芯出口温度随时间的变化
Fig. 3 Temperature of core outlet vs. time

在紧急停堆工况时,中心柱外侧的流体温度迅速下降,但中心柱内部存储的钠很多,进出中心柱的液钠流量很少,短时间中心柱内液钠的温度变化并不明显。可参考 BN600、BN800 计算的假定,对于紧急停堆工况 300 s 内可保守假设,中心柱内部温度为 512℃。

2.3 稳态热分析

稳态热分析时,下封头内侧流体温度为 512℃,对流换热系数为 8 000 W/(m² · K);外侧

流体温度为 548℃,对流换热系数为 12 000 W/(m² · K)。稳态热分析的边界条件和温度云图如图 4 所示。

2.4 瞬态热分析

瞬态热分析的初始状态是稳态热分析得到的温度场,下封头内侧流体温度为 512℃,对流换热系数为 8 000 W/(m² · K);下封头外侧的流体温度与堆芯出口温度一致,对流换热系数为 12 000 W/(m² · K)。由于流体的热振荡是一动态平衡的状态,瞬态热分析的时间步长为 0.1 s,瞬态热分析的边界条件如图 5 所示。瞬态热分析节点温度响应如图 6 所示。

2.5 瞬态结构分析

瞬态结构分析所有的计算单元均为 8 节点 SOLID185 单元,它能完整地继承进行热分析所用的单元。中心柱本身并不承重,它除了热应力外,仅受自身重力作用。在进行结构分析时,除了加载重力外,还要将瞬态热分析得到的温度场按时间步长逐步地加载到结构。进行瞬态结构分析的时间步长是 0.1 s。除了重力载荷外,结构分析时下封头上端面 and 由于中心对称切分的面均为对称边界,中心柱结构分析的边界条件如图 7 所示。瞬态结构分析节点等效应变响应如图 8 所示。

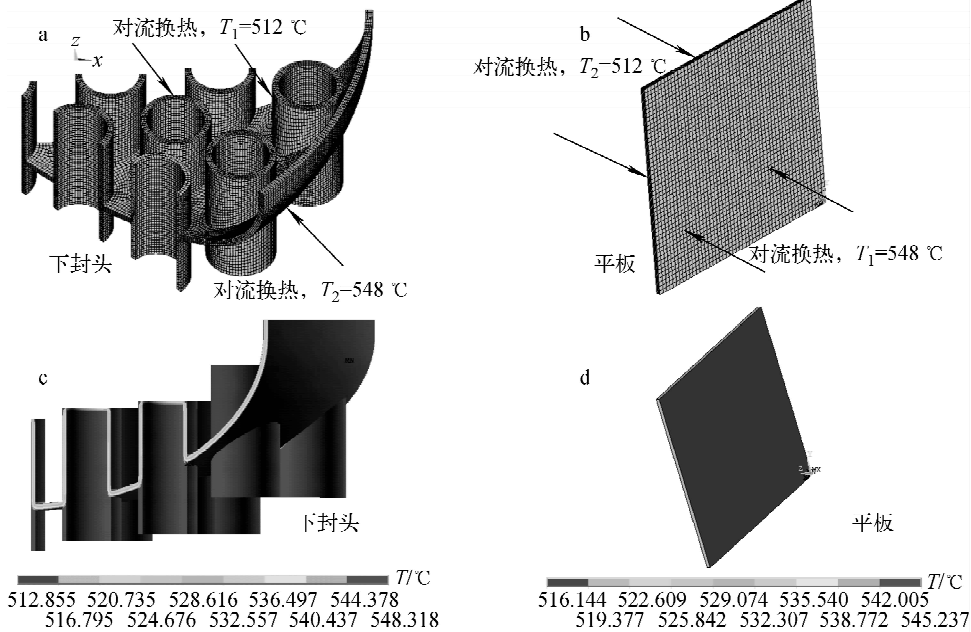


图4 稳态热分析的边界条件(a,b)和温度云图(c,d)
Fig. 4 Boundary condition (a, b) and temperature contour plot (c, d) of steady thermal analysis

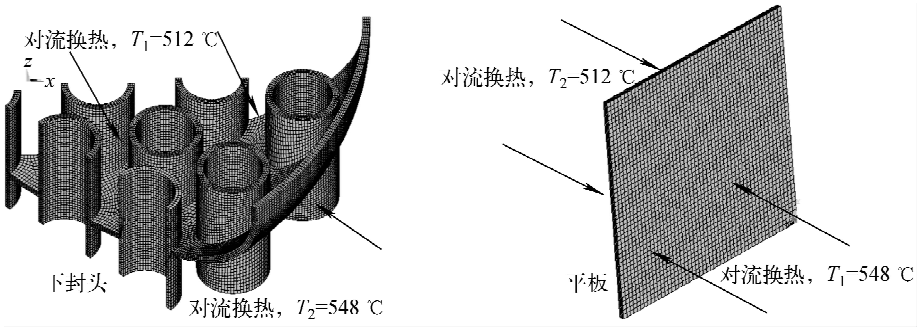


图 5 瞬态热分析的边界条件

Fig. 5 Boundary condition of transient thermal analysis

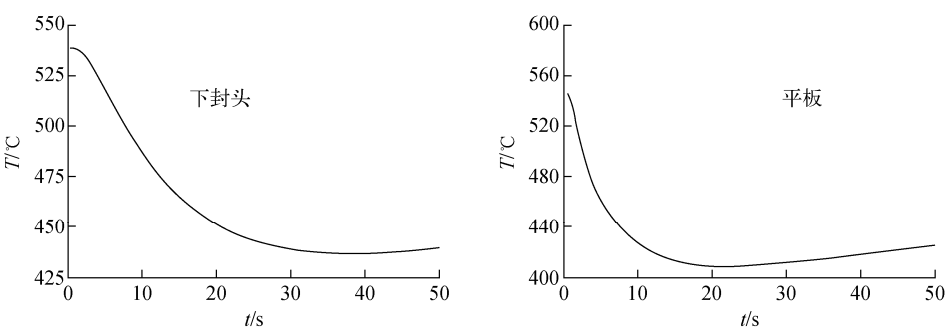


图 6 瞬态热分析节点温度响应

Fig. 6 Node temperature response of transient thermal analysis

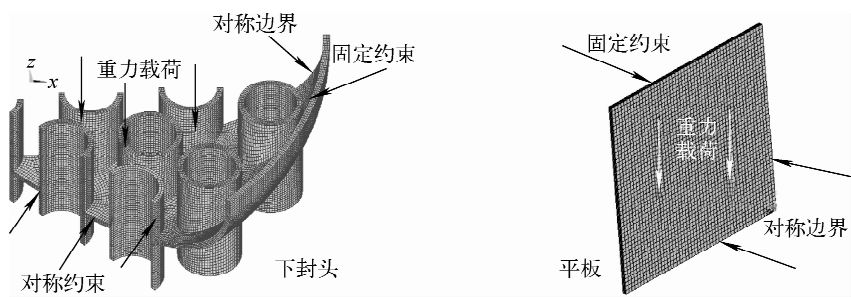


图 7 瞬态结构分析边界条件

Fig. 7 Boundary condition of transient structure analysis

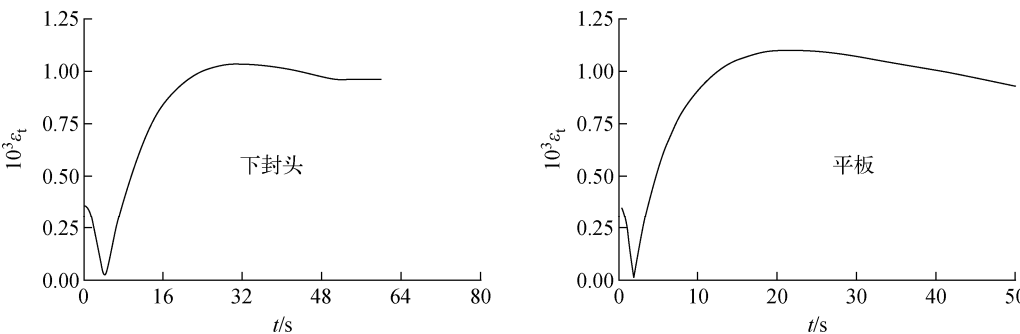


图 8 瞬态结构分析节点等效应变响应

Fig. 8 Node equivalent strain response of transient structure analysis

2.6 有限元结果的修正

中心柱下封头本体和套筒之间由对接焊缝焊接而成,由于焊材和母材物性存在着差异,进行疲劳分析时需考虑焊缝的影响,在 ASME 第Ⅲ卷 NB 分卷^[2]定义了焊接疲劳强度减弱系数即考虑局部结构不连续效应对疲劳强度影响的应力增强系数,其表达式如下:

$$K_w = R_0/R_w \tag{1}$$

式中: R_0 为材料在无焊接头时的疲劳强度; R_w 为材料在有焊接头时的疲劳强度。根据 ASME 规范,对接焊缝的疲劳强度减弱系数可保守取 4。在进行疲劳评价前,需将有限元分析结果的焊接位置节点的应力或应变增大为原来的 4 倍。

中心柱在反应堆正常运行时(中子能量>0.1 MeV)受到的中子通量密度高达 $1 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$,在 40 a 的运行寿期内,其受到的中子注量可达到 $1.26 \times 10^{25} \text{ cm}^{-2}$,中子辐照对材料性能的影响不能忽略。俄罗斯规范根据中子辐照对材料性能的减弱定义了辐照减弱系数 φ_F ^[3],进行疲劳评价的应力幅值 σ_1 通过利用 φ_F 将无中子辐照下的循环应力幅值 σ_0 进行放大得到:

$$\sigma_1 = \sigma_0/\varphi_F \tag{2}$$

式中, $\varphi_F=0.75$ ^[3]。

2.7 低周疲劳评价流程

中心柱的低周疲劳评价选用 ASME 第Ⅲ卷 NH 分卷 T-1400^[2]进行低周疲劳评价。

遍历有限元模型中所有节点在所有时刻等效应变,得到最大等效应变 $\Delta\epsilon_{\max}$ 。由于下封头在热冲击下产生的热应力很大,已进入塑性变形范围,如果采用线弹性分析方法得到的等效

应变则可能严重低估塑性行为,因此需对 $\Delta\epsilon_{\max}$ 进行弹塑性修正。

修正公式为:

$$\Delta\epsilon_{\text{mod}} = K^2 S^* \Delta\epsilon_{\max}/\Delta\sigma_{\text{mod}} \tag{3}$$

式中: S^* 为合成应力-应变曲线上对应于 $\Delta\epsilon_{\max}$ 的应力点; K 为等效应力集中因子,它是有效一次应力加二次应力加峰值应力除以有效一次应力加二次应力,此处取 1.2; $\Delta\sigma_{\text{mod}}$ 和 $\Delta\epsilon_{\text{mod}}$ 分别为修正后的应力、应变范围,是未知量。

应变幅的计算公式如下:

$$\epsilon_t = K_v \Delta\epsilon_{\text{mod}} + K \Delta\epsilon_c \tag{4}$$

式中:右侧第 1 项为塑性影响部分;第 2 项为蠕变增量影响部分,由于紧急停堆时间很短,蠕变效应不予以考虑。

K_v 通过下式求得:

$$K_v = 1.0 + f(K'_v - 1.0) \tag{5}$$

f 和 K'_v 通过非弹性多轴调整因子曲线和非弹性双轴泊松比调整因子曲线查得,将修正后的最大应变代入 $S-N$ 曲线中,可得到中心柱在 40 a 内的许用循环次数。根据快堆初步设计文件,快堆在设计寿期内设计的紧急停堆次数为 600 次。

定义中心柱的失效准则为:在寿期内的疲劳累积损伤因子达到 1 即认为结构失效,可用公式表示如下:

$$Z = 1 - N_d/N_f \leq 0 \tag{6}$$

式中: Z 为结构功能函数; N_d 为低周疲劳实际循环的次数; N_f 为低周疲劳失效的许用循环次数。

下封头和平板模型基于 ASME 的低周疲劳评价结果列于表 1。

表 1 低周疲劳评价结果
Table 1 Evaluation result of low cycle fatigue

有限元模型	最大等效应变	修正后的总应变	许用停堆次数	累积疲劳损伤
下封头	5.92×10^{-3}	0.010 7	41	14.6
平板	3.24×10^{-3}	4.316×10^{-3}	970	0.618

表 1 的结果表明:由于几何形状的差异,中心柱下封头真实模型和平板模型计算得到的累积疲劳损伤相差很大;中心柱下封头在寿期内会发生低周疲劳失效。

3 可靠性方法的选择和随机变量的确定

本文选择 ANSYS 软件的 PDS(probability design system)模块进行中心柱的低周疲劳可靠性计算,ANSYS 中可靠性分析可分为以下 3

个步骤进行:1) 参数化建模。利用 ANSYS 自带的 APDL (ANSYS parameter design language)语言将前文进行的下封头几何建模、热分析、结构分析以及基于 ASME 的低周疲劳评价流程编写成宏。2) 可靠性分析。选择输入的随机变量和响应变量,选择合适的抽样方法对第 1 步中的宏进行抽样,设定循环次数,开始进行可靠性计算。3) 后处理。根据结构功能函数的抽样历史,得到中心柱低周疲劳下的可靠度;由结构功能函数和其他输入随机变量的抽样历史得到低周疲劳失效的敏感因素。

3.1 结构可靠性方法的选择

根据抽样方式不同,蒙特卡罗方法可分为随机抽样方法、重要度抽样方法、拉丁超立方抽样方法等,其中随机抽样方法和拉丁超立方抽样方法应用最为广泛。

简单抽样的过程如下:在基本变量相互独立的情况,设基本变量 $x_1, x_2, \dots, x_n$ 的分布函数分别为 $F_1(x_1), F_2(x_2), \dots, F_n(x_n)$ 。结构功能函数为 $g(x)$,若 $g(x) \leq 0$,则结构失效;若 $g(x) > 0$,则结构不失效。每次试验时,均按各随机变量的分布对随机变量进行取值,代入结构功能函数中进行计算,判定结构是否失效。反复进行 n 次试验,如果记录失效的次数为 k ,则失效概率为:

$$P_f = P(z \leq 0) = \lim_{n \rightarrow \infty} (k/n) \quad (7)$$

由于简单随机抽样的每次抽样均是根据随机变量的分布进行的,那么这种抽样方法就可能造成在概率大的位置反复抽样,在概率小的位置很难抽到样。因此,如果想要达到理想精度,那么对样本量的需求很大。

拉丁超立方抽样是基于简单随机抽样方法改进的一种方法,它是一种分层抽样方法,如果需要则可在 n 维向量空间中抽取 m 个样本。

拉丁超立方抽样的均值虽与简单随机抽样相同,但其标准误差却较简单随机抽样小得多。在相同精度下,这种抽样方法远较简单随机抽样高速有效,本文选用的即是随机有限元方法中的拉丁超立方抽样。

3.2 随机变量的选取

在结构可靠性分析中,随机变量的选取以及其分布类型和参数的确定是分析中至关重要的一步,它取值是否合理、准确直接关系到分析

结果是否可信。

本文中心柱的结构可靠性分析中,选取的物性参数有杨氏模量、泊松比、强度极限和焊缝的疲劳强度减弱系数;几何参数为下封头的厚度;载荷参数为中子辐照减弱系数和紧急停堆次数。

由于本文所研究的快堆目前仍处于设计阶段,尚不具备进行相关可靠性试验的条件,本文随机变量分布类型和参数主要是通过参考相关规范、机械手册、文献进行相对保守地估计得到。结构可靠性分析中通常将分布未知的随机变量假定为正态分布,根据经验,变异系数(变异系数=标准差/均值)大多取 $0.01 \sim 0.1$ [4]。

根据 ASME 规范可将杨氏模量和泊松比处理为正态分布,其均值均取自 ASME 规范 [2],后面其他物性参数不作特殊说明也均是取自 ASME 规范,它的变异系数可参照文献 [4] 取 0.05;根据《可靠性工程师手册》 [5],316H 不锈钢的强度极限服从正态分布,变异系数保守可取 0.1;焊接疲劳强度减弱系数的取值是有一定的保守裕度,假定它们服从正态分布,均值按规范取为 4,变异系数取 0.1。根据设计图纸,下封头的厚度为 20 mm,由于 CEFR 中心柱和本文研究的快堆中心柱的结构类似,可保守认为下封头的加工工艺未明显提升,下封头加工的公差为 0.1 mm。根据 3σ 原理,可将厚度的分布类型定为正态分布,标准差为 3σ ,那么变异系数即为 0.015。

俄罗斯规范 [3] 定义的中子累积通量改变 1 个量级,辐照减弱系数改变 0.05,考虑将辐照减弱系数的分布定为有截断的正态分布,均值为 0.75,变异系数取 0.1,下限、上限取值分别为 0.7 和 0.8。

NUREG/CR 6928 [6] 中记录了美国所有压水堆在 1998—2002 年始发事件(干扰电厂正常运行并触发紧急停堆的事件)发生的频率,反应堆紧急停堆频次在 1988—1998 年逐年降低,到 2000 年左右已稳定在 0.8 (堆·年) $^{-1}$ 的水平。另外,IAEA-TECDOC-1569 [7] 记录了本快堆的同类型堆——俄罗斯 BN600 快堆在 1980—2002 年中运行情况,20 多年中非计划停堆的次数少于 20。因此,有理由认为本文研究的快堆能达到紧急停堆频次低于 0.8 (堆·年) $^{-1}$ 的国际平均水平,故 40 a 紧急停堆的次数的均值可

取 32。本文将紧急停堆次数的分布类型定为单侧截尾的正态分布,下限定为 0,标准差定为 10。

疲劳可靠性分析中输入随机变量的分布类型及参数列于表 2。

表 2 输入随机变量的分布类型及参数

Table 2 Distribution and parameter of input random variable

输入随机变量	分布类型	数值			
		均值	标准差	下限	上限
杨氏模量	正态分布	1.7×10^{11}	8.5×10^9		
泊松比	正态分布	0.3	0.015		
厚度	正态分布	0.02	0.015		
紧急停堆次数	截尾正态分布	32	10	0	无穷
焊接疲劳强度减弱系数	正态分布	4	0.2		
辐照系数	截尾正态分布	0.75	0.075	0.7	0.8

4 可靠性结果分析

通过 ANSYS 软件计算出结构功能函数 Z 小于 0 的概率为 0.808 778,即中心柱低周疲劳可靠度为 0.808 778,在 95%置信度下的置信区间为[0.724 706,0.877 299]。

低周疲劳失效的敏感性分析结果如图 9 所示。从图 9 可看出,在 2.5%的显著水平下下封头有限元模型和平板有限元分析中敏感的输入随机变量是一致的,包括焊接疲劳强度减弱系数(KW)、辐照减弱系数(KF)和紧急停堆次数(ND),即中心柱低周疲劳失效的敏感因素是

焊缝、中子辐照和紧急停堆次数。厚度不是低周疲劳失效的敏感因素。下封头模型和平板模型敏感性分析的结果有些区别,造成这种区别的原因可能是抽样次数不够,导致精度不够造成的,也有可能是几何结构的变化导致敏感性因素发生了变化。

输入随机变量与响应随机变量之间的相关系数列于表 3。从表 3 可看出,平板厚度与结构功能函数是负相关的,如果以结构表面产生裂纹作为失效判据,那么厚度越大,平板越易发生疲劳失效。

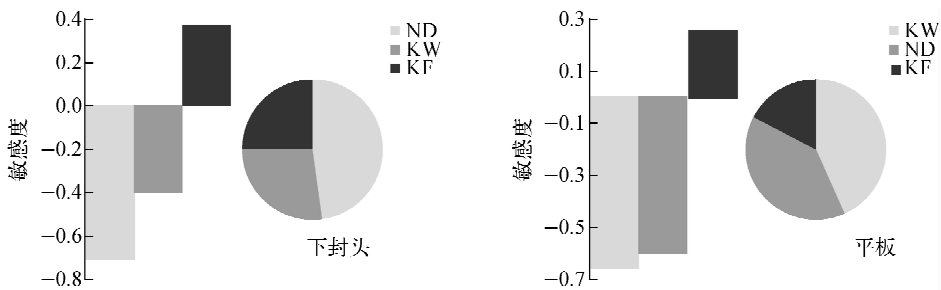


图 9 下封头和平板模型敏感性对比

Fig. 9 Comparison of sensitivities for lower head and plate

表 3 输入随机变量与响应随机变量之间的相关系数

Table 3 Correlation coefficient between input variable and response variable

输入随机变量	与响应随机变量之间的相关系数						
	强度极限	厚度	紧急停堆次数	辐照减弱系数	焊接减弱系数	样式模量	泊松比
结构功能函数	-0.042	-0.217	-0.602	-0.263	-0.655	0.034	-0.063
修正后的总应变	-0.00	0.239	-0.013	-0.338	0.919	0.010	0.014
许用紧急停堆次数	0.00	-0.239	0.013	0.338	-0.919	-0.010	-0.014
最大应力	0.133	0.326	-0.020	-0.045	0.948	-0.095	0.072

在中心柱低周疲劳失效的敏感因素中,紧急停堆次数和中子辐照难以通过修改中心柱的设计改变,只有焊缝相对易于控制。通过焊缝来提高中心柱的可靠性可考虑遵循以下两种思路:一是将本设计中使用的对接焊缝换成更加可靠的焊缝类型,降低疲劳强度减弱系数;二是通过降低焊缝附近疲劳载荷谱的强度来实现,即参照 BN600、BN800 的设计,在中心柱外安装屏蔽层,它能有效减低焊缝位置处疲劳载荷谱的强度。

5 结论

本文可靠性分析结果表明:中心柱的低周疲劳可靠度为 0.808,而其作为堆内重要设备旋塞的关键构件,可靠度至少需达到 0.9 以上,无包覆层方案的中心柱达不到中心柱可靠性的要求,建议在中心柱本体外增加包覆层。

参考文献:

[1] 刘文斑. 结构可靠性设计手册[M]. 北京:国防工业出版社,2008:32.
[2] American Society of Mechanical Engineers. Boil-

er and pressure vessel code section III, division 1; Subsection NH: Rules for construction of nuclear facility components[S]. New York: American Society of Mechanical Engineers, 2013.
[3] PNAE G-7-002-86 Regulations for strength analysis of equipment and pipelines of atomic power plants[S]. Moscow: ENERGOATOMIZDAT Publishing House, 1989.
[4] 李倩. 弧焊机器人关键零件的有限元分析和结构可靠性的研究[D]. 哈尔滨:哈尔滨工业大学, 2011.
[5] 中国质量协会组织. 可靠性工程师手册[M]. 北京:中国质量协会组织,2012.
[6] Idaho National Laboratory. Industry-average performance for components and initiating events at U.S. commercial nuclear power plants, NUREG/CR-6928, INL/EXT-06-11119[R]. Washington D. C.: U. S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research, 2007.
[7] International Atomic Energy Agency. Liquid metal cooled reactors: Experience in design and operation, IAEA-TECDOC-1569[R]. Vienna: IAEA, 2007.