

# 核岛厂房整体基础隔震研究

李广洲<sup>1,2</sup>, 谭平<sup>3,4</sup>

(1. 石河子大学水利建筑工程学院, 新疆 石河子 832000; 2. 新疆兵团高烈度寒区建筑抗震节能技术工程  
实验室, 新疆 石河子 832000; 3. 广州大学工程抗震减震与结构安全教育部重点实验室, 广东 广州 510405;  
4. 广州大学广东省地震工程与应用技术重点实验室, 广东 广州 510405)

**摘要:** 针对我国典型的第二代核岛厂房进行了核岛厂房的整体基础隔震研究。采用 SAP2000 软件对我国典型的第二代核岛厂房建立了精细化有限元模型, 提出了核岛整体隔震设计目标。对典型的核岛厂房进行了隔震支座的布置与选型。基于时程分析法, 研究了整体基础隔震效果, 并建立了核岛厂房的楼层反应谱。此外, 本文研究了地震波加速度峰值、核岛厂房所处标高及设备阻尼比对楼层反应谱的影响。结果表明, 核岛厂房采用整体基础隔震后能明显降低结构的地震反应和楼层反应谱值并且满足设防烈度从 7 度到 9 度的设防要求, 大大提高了核岛厂房的抗震安全储备; 同时核岛厂房采用整体隔震可提高核电厂址的适应性, 方便将核电厂房及其内部结构和设施实现标准化和模块化设计。

**关键词:** 核岛厂房; 整体基础隔震; 楼层反应谱; 时程分析

中图分类号: TU4

文献标志码: A

## Research on overall base isolation of nuclear island plant

LI Guangzhou<sup>1,2</sup>, TAN Ping<sup>3,4</sup>

(1. College of Hydraulic and Civil Engineering, Shihezi University, Shihezi 832000, China; 2. Xinjiang Production & Construction Groups Engineering Laboratory for Seismic and Energy-Saving Building in High Earthquake Intensity and Cold Zone, Shihezi 832000, China; 3. Key Laboratory, of Earthquake Resistance Earthquake Mitigation and Structure Safety Ministry of Education, Guangzhou University, Guangzhou 510405, China; 4. Guangdong Provincial Key Laboratory of Earthquake Engineering and Applied Technology, Guangzhou University, Guangzhou 510405, China)

**Abstract:** Research on overall base isolation design of the typical second-generation nuclear island plant in China was presented. The fine finite element model of the typical second-generation nuclear island plant in China was established by the software of SAP2000, and the objective of overall base isolation design for nuclear island plant was proposed. Isolators were optimized and arranged for nuclear island plant herein. Time-history analysis of the isolated nuclear island plant was carried out and control effectiveness of overall base isolation of nuclear island plant was evaluated and the floor response spectrum of nuclear island plant was set up. In addition, the effects of seismic intensity, height of nuclear island plant and damping ratio of isolators to the floor response spectrum were investigated in this paper. Results show that base isolation technology can significantly reduce the seismic response of nuclear island plant and the value of floor response spectrum and meet the fortification requirements of fortification intensity

收稿日期: 2020-04-17; 修订日期: 2020-05-25

基金项目: 国家重点研发计划项目(2017YFC0703600); 教育部创新团队项目(IRT13057); 广东省教育厅创新团队项目(2016KCXTD016); 广州市高校"羊城学者"首席科学家(1201541630)

**Supported by:** National Key Research and Development Program of China(2017YFC0703600); Innovation Research Program of Department of Education(IRT13057); Guangdong Provincial Department of Education Innovation Team Program(2016KCXTD016); Chief Scientist of the Yangcheng Scholar of the University in Guangzhou(1201541630)

作者简介: 李广洲(1989-), 男, 工程师, 硕士, 主要从事结构隔震、装配式建筑结构技术研究。E-mail: guangzhouli1989@126.com

通讯作者: 谭平(1973-), 男, 研究员, 博士, 主要从事结构抗震与减震控制研究。E-mail: ptan@gzhu.edu.cn

area from 7 to 9 and increase the seismic safety reservation of nuclear island plant, meanwhile the overall base isolation of nuclear island plant can improve the adaptability of nuclear power plant site and facilitate the standardization and modular design of nuclear power plant and their internal structures and facilities.

**Key words:** base isolation; plane crash; time history analysis; response spectrum

## 引言

基础隔震体系是指在建筑物上部结构与基础之间设置隔震层而形成的一种结构体系<sup>[1]</sup>,其隔震层不仅能够隔离地震作用向上部结构的输入,而且起到耗散地震能量的作用,进而保障上部结构及内部设备的安全性。20世纪60年代,新西兰的Robinson教授发明了新型的叠层钢板橡胶支座,标志着现代意义隔震技术的开端<sup>[2]</sup>。目前,世界上大多数核电站抗震设计均采用传统的抗震技术,使其上部主体结构及内部设备的地震反应显著放大。基础隔震不仅能使反应堆厂房BRE、安全厂房BSX、燃料厂房BFX、进出厂房BAX以及核辅助厂房BNX等重要厂房和内部设备的地震作用大大减小,而且使大部分地震能量耗散在隔震层,进而保障核电站在突发强地震中的安全<sup>[3]</sup>。

2011年,日本东北部发生了“3.11”大地震,地震动的水平加速度最大值大幅度地超过福岛核电站设计值,由于核电站安全问题的重要性,核电站结构抗震技术仍然需要进一步发展和提高<sup>[4]</sup>。Micheli和Colaiuda<sup>[5]</sup>采用有限元模型对基础隔震后的核岛厂房进行了相关分析研究;日本学者<sup>[6-7]</sup>采用不同基础隔震技术对各种核电站进行了理论研究和相关的试验;INOUE等<sup>[8]</sup>也进行了大量的研究;谢礼立等<sup>[9]</sup>采用基础隔震技术对我国目前规划的核电工程进行了可行性探讨和相关分析研究;郑志<sup>[10]</sup>对采用基础隔震技术的核电站安全壳进行了可靠度分析研究;陈力<sup>[11]</sup>对铅铋反应堆厂房基础隔震及其抗震性能进行了研究。刘文光等<sup>[12-13]</sup>针对采用隔震技术的核电厂,进行了隔震支座力学性能的试验研究。

文中针对我国典型的第二代核岛厂房采用整体基础隔震设计,基于时程分析方法,研究该核岛厂房的整体基础隔震效果;对比分析其不同标高所在楼层的核岛厂房隔震与抗震楼层反应谱;分析核岛厂房内部不同设备所在高度楼层及内部设备阻尼比对楼层反应谱的影响;分析整体基础隔震核岛厂房在不同地震加速度峰值下的楼层反应谱。

## 1 分析模型

我国典型的第二代核岛厂房主要包括以下5个部分:反应堆厂房BRE、安全厂房BSX、燃料厂房BFX、进出厂房BAX和核辅助厂房BNX,平面布置图如图1所示。

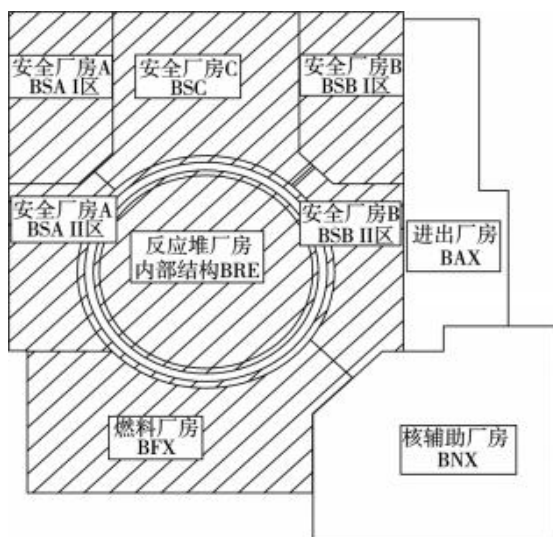


图1 核岛厂房布置图

Fig. 1 Diagram of nuclear island plant configuration

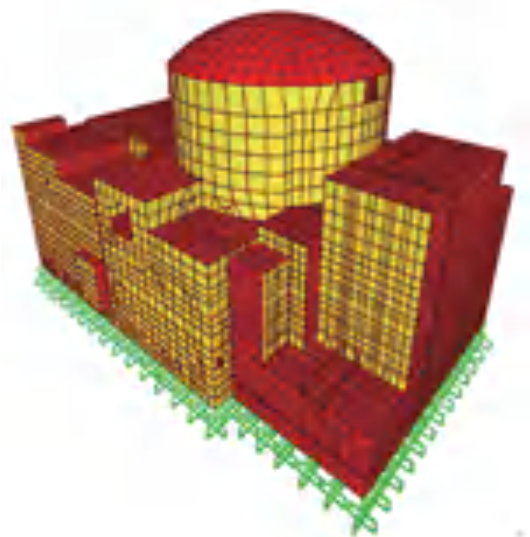


图2 核岛厂房模型

Fig. 2 Model of nuclear island plant

目前,大多数核电站的计算模型均采用集中质量-梁单元<sup>[14]</sup>模型,但该分析模型并不能真实有效地模拟隔震层中叠层橡胶支座布置以及具体支座的相关受力情况。本分析模型采用美国 CSI 公司开发的集成化的通用结构分析与设计软件 SAP2000 建模,如图 2 所示。用到的单元类型有 3 种:框架单元、壳单元和橡胶隔振单元。其中梁和柱均采用框架单元进行模拟;混凝土墙和楼板均采用四节点四边形壳单元进行模拟;叠层橡胶支座采用橡胶隔振两节点的连接单元进行模拟。我国典型的第二代核岛厂房安全内壳、安全外壳及反应堆厂房 BRE、燃料厂房 BFX、进出厂房 BAX、核辅助厂房 BNX 等其它厂房使用的混凝土强度等级分别为 C60、C50 和 C40。

## 2 隔震设计

### 2.1 核电站隔震设计目标

由于核岛厂房的重要性和特殊性,相对于普通建筑物来说,应有足够的安全储备,进而应提高相关隔震要求。因此,本文提出了我国第二代核电站的整体隔震设计目标:叠层橡胶支座长期面压从普通建筑要求的 15 MPa 降到 10 MPa 以下,且不允许出现拉应力;偏心率由普通隔震建筑要求的 3% 降到 2%;此外,为了满足核岛厂房在地震作用下的正常运转,隔震层的变形不宜过大,参考欧盟和日本标准,控制在 300 mm 以内;核岛厂房整体基础隔震后结构的自振周期控制在 2.0 s 左右;由于核岛厂房内部设备的特殊使用要求,还应考虑其所在标高的楼层反应谱,避免对其造成影响。

基于设计目标,核岛厂房隔震结构设计流程如图 3 所示。经过多次试算,最终选用 LRB1800 铅芯叠层橡胶支座 126 个和 LRB1500 铅芯叠层橡胶支座 205 个。在反应堆厂房 BRE 区域内,叠层橡胶支座采用辐射状布置,将圆形区域内筏基等分,各圆周范围内按照每个支座分配扇形面积相等原则确定,其它核岛厂房也采用面积等分原则确定。由动力时程分析结果可知,整体基础隔震核岛厂房的结构自振周期为 1.85 s;叠层橡胶支座长期面压比较均匀,最大为 9.8 MPa 且无拉应力出现;X、Y 两个水平方向结构的最大偏心率为 1.54%;在地震加速度峰值 X、Y 水平向 0.5 g 和 Z 向 0.33 g 作用下,隔震层位移为 246 mm,各项指标均符合核岛厂房隔震设计目标。

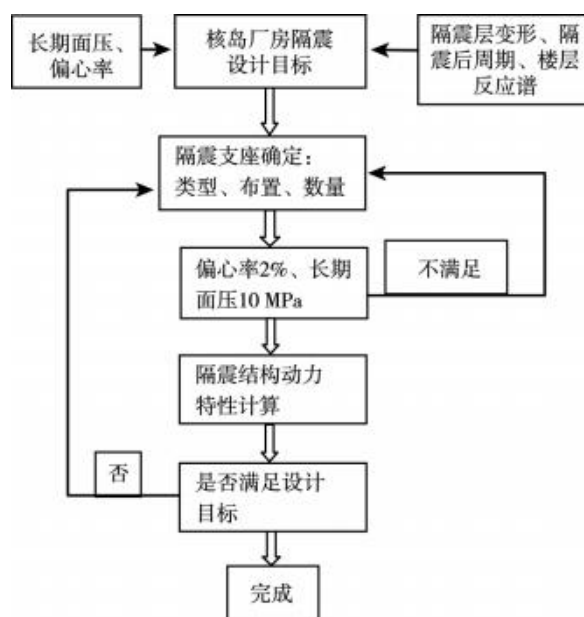


图3 核岛厂房隔震设计流程

Fig. 3 The design process of isolated nuclear island plant

在重现期为 100 年的风荷载作用下,采用整体基础隔震核岛厂房的隔震层不应产生水平位移,即该隔震结构所受的风荷载设计值应小于隔震层中叠层橡胶支座的总屈服力。根据《荷载结构设计规范》计算可知,整体基础隔震核岛厂房结构 X 方向风荷载设计值为 40 065.86 kN, Y 方向风荷载设计值为 34 087.79 kN,均小于隔震层中叠层橡胶支座总屈服力 402 600 kN,因而,符合整体基础隔震核岛厂房抗风设计要求。

## 2.2 动力特性分析

核岛厂房采用整体基础隔震技术后,结构的自振特性发生了变化,该结构隔震前后自振特性对比如图 4 所示。由图可知,结构基本自振周期从 0.41 s 增大到 1.85 s。核岛厂房整体基础隔震前后结构的前 9 阶振型质量参与系数均已达到 90% 以上,符合《建筑抗震设计规范》的要求。

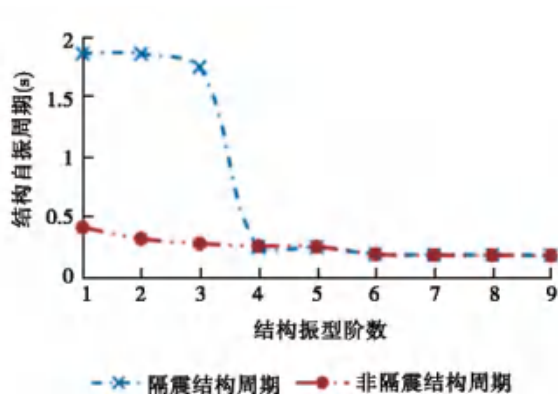


图 4 隔震与抗震结构自振特性对比

Fig. 4 Modal analysis of isolated and aseismic structure

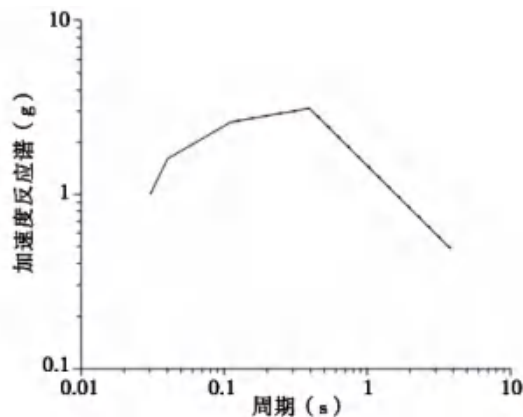


图 5 RG1.60 标准设计谱

Fig. 5 The standard design spectrum of RG1.60

## 3 动力时程分析

### 3.1 地震动输入

目前,我国大部分核电站抗震设计的地震波选择均采用 RG1.60 标准设计谱<sup>[15]</sup>(如图 5 所示),根据 RG1.60 标准设计谱拟合得到的地面加速度时程曲线如图 6 所示。 $X$ 、 $Y$  两个水平方向地面加速度峰值为 0.5 g, $Z$  向加速度峰值为 0.33 g, $X$ 、 $Y$ 、 $Z$  这 3 个方向地面加速度按照 1:1:1 进行输入。

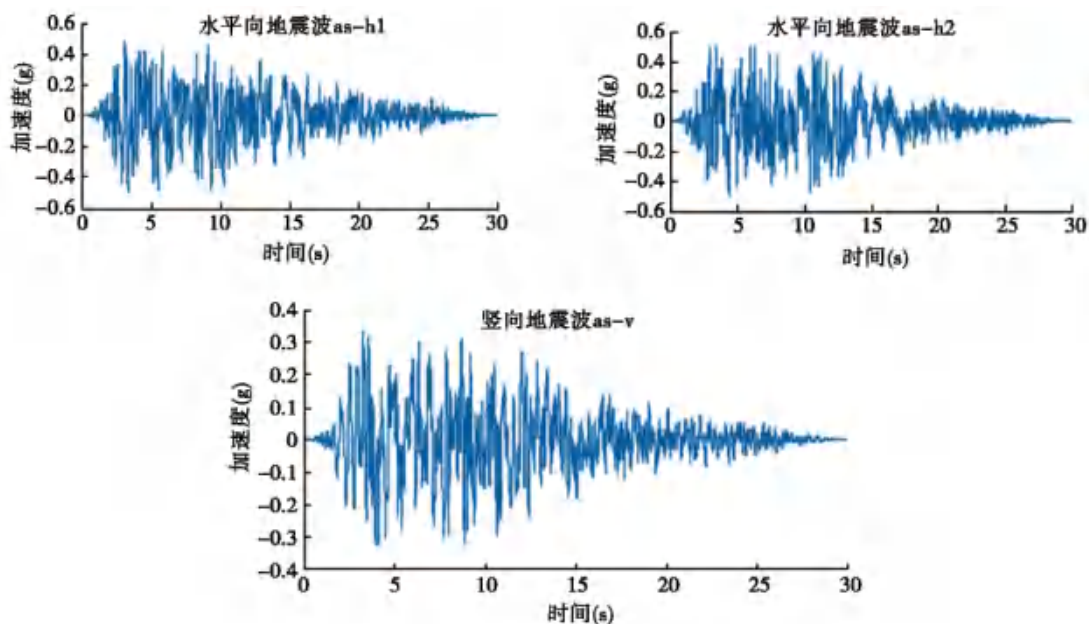


图 6 地面加速度时程曲线

Fig. 6 Time history of ground acceleration

### 3.2 减震系数

在地震加速度峰值  $X$ 、 $Y$  水平向 0.5 g 和  $Z$  向 0.33 g 作用下,核岛厂房抗震结构和隔震结构不同标高所在楼层  $X$ 、 $Y$  两个水平方向的楼层剪力和倾覆弯矩分别如图 7 和图 8 所示。

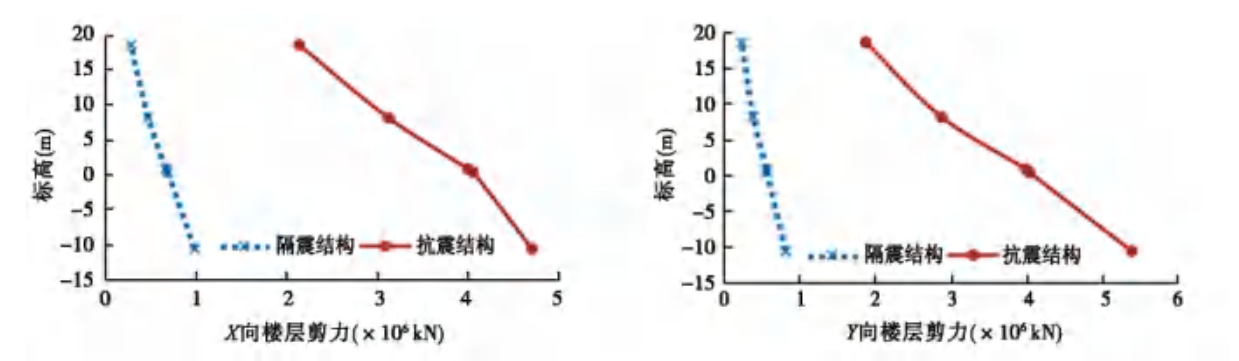


图 7 楼层剪力  
Fig.7 Shears of the structures

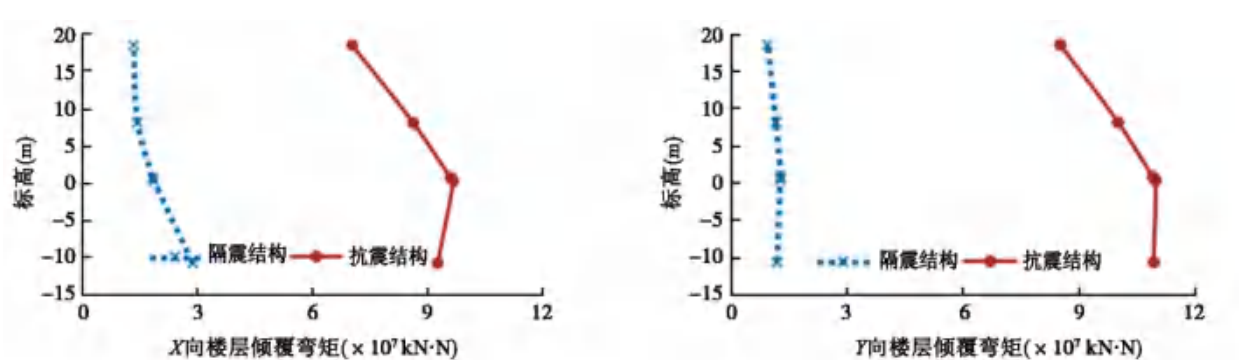


图 8 楼层倾覆弯矩  
Fig.8 Overturning moment of the structures

由图 7 和图 8 分析可知,核岛厂房采用整体基础隔震技术后,该结构不同标高所在的楼层剪力和倾覆弯矩显著降低。核岛厂房隔震结构与抗震结构不同标高所在楼层最大剪力比值为 0.21,最大倾覆弯矩之比值为 0.31。根据《建筑抗震设计规范》可知,核岛厂房水平向减震系数取二者较大值为 0.31,进而证明核岛厂房在 0.8g 设防烈度作用下,依然有很大的安全储备。采用整体基础隔震后,核岛厂房能够满足设防烈度从 7 度大震到 9 度的设防要求。

在地震加速度峰值  $X$ 、 $Y$  水平向 0.5 g 和  $Z$  向 0.33 g 作用下,核岛厂房整体基础隔震前后反应堆厂房 BRE 顶部标高所在楼层绝对加速度时程曲线对比如图 9 所示。由图分析可知,采用整体基础隔震后,该结构反应堆厂房 BRE 顶部标高所在楼层绝对加速度峰值由 30.45 mm/s<sup>2</sup>降低到 2.87 mm/s<sup>2</sup>,整体基础隔震效果比较显著。

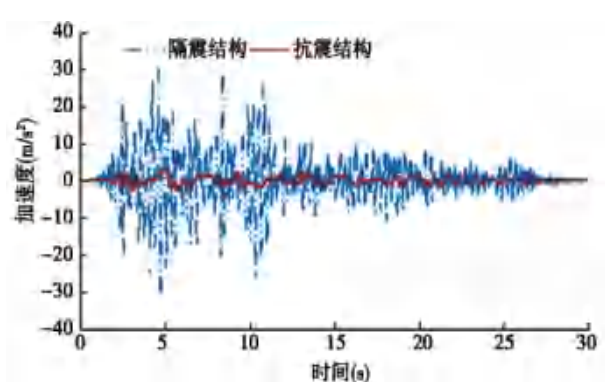


图 9 顶层绝对加速度对比  
Fig.9 Comparison of the roof acceleration

3.3 支座验算

在地震加速度峰值  $X$ 、 $Y$  水平向 0.5 g 和  $Z$  向 0.33 g 作用下,叠层橡胶支座受力计算如表 1 所示。由表中

| 表 1 支座面压                             |                         |           |
|--------------------------------------|-------------------------|-----------|
| Table 1 Surface pressure of bearings |                         |           |
| 面压分类                                 | 计算公式                    | 计算值( MPa) |
| 极大面压                                 | $1.4D + 0.5L + 1.0FEK1$ | 13.18     |
| 极小面压                                 | $1.0D + 0.5L - 1.0FEK2$ | 0.74      |

注:  $D$  为恒荷载,  $L$  为活荷载,  $F_{EK1}$  为地震作用产生的支座最大轴压力,  $F_{EK2}$  为地震作用产生的支座最大轴拉力。



数据可知,叠层橡胶支座的极大面压为 13.18 MPa,极小面压为 0.74 MPa,且无拉应力出现,均符合《叠层橡胶支座隔震技术规程》<sup>[16]</sup>规定,并且满足核岛厂房隔震设计目标要求。

由时程分析结果可知,在地震加速度峰值  $X$ 、 $Y$  水平向 0.5 g 和  $Z$  向 0.33 g 作用下,核岛厂房结构隔震层的最大位移为 246 mm,小于最大容许位移 300 mm,符合核岛厂房隔震设计目标要求。

## 4 楼层反应谱分析

核岛厂房上部重要主体结构和内部设备抗震设计的主要依据是楼层反应谱,针对该要求,采用时程分析方法,对核岛厂房不同标高设备所在楼层在  $X$ 、 $Y$  两个水平方向和  $Z$  向的楼层反应谱进行对比分析。我国《核电厂抗震设计规范》(GB 50267-97)<sup>[17]</sup>对核电厂的楼层反应谱分析作了一般假设和相应的简化处理,可对不同标高设备所在楼层反应谱在峰值处按 15% 进行拓宽,从而避免相关输入参数的不确定性。

### 4.1 核岛厂房整体基础隔震与抗震楼层反应谱对比

核岛厂房采用整体基础隔震技术后,不同标高设备所在楼层反应谱变化较为明显,特选取 3 个比较具有代表性的标高所在楼层反应谱进行对比分析,分别为 -6.25 m、-0.75 m 和 18.53 m;阻尼比取 4%。核岛厂房整体基础隔震和抗震不同标高设备所处楼层反应谱的对比如图 10~图 12 所示。

由图 10~图 12 分析可知,核岛厂房  $X$ 、 $Y$  两个水平方向在频率大于 0.8 Hz 时,核岛厂房整体基础隔震楼层反应谱数值明显低于抗震结构,但在低频段小于 0.8 Hz 时,核岛厂房整体基础隔震楼层反应谱数值比抗震结构有所增加。由于整体基础隔震是通过减少核岛厂房结构隔震层的刚度,从而增大结构自振周期来降低地震反应,因而对低频段长周期的结构效果不太明显。

在低频段小于 0.8 Hz 的反应谱峰值对应的频率为 0.53 Hz,与核岛厂房隔震后的第一阶频率相对应,因为核岛厂房内部设备与上部主体结构之间发生了共振,放大了内部设备的地震反应;楼层反应谱峰值在高频段对应的频率为 7.14 Hz,与核岛厂房结构的第 15 和第 16 阶频率相对应,进而激发了整体基础隔震核岛厂房结构的高阶振型,从而对在该频率段范围内的内部设备产生不利影响。

由于叠层橡胶支座的竖向刚度比较大,对整体基础隔震核岛厂房的楼层反应谱  $Z$  向数值效果不太明显,不能降低与结构有关的竖向地震反应。

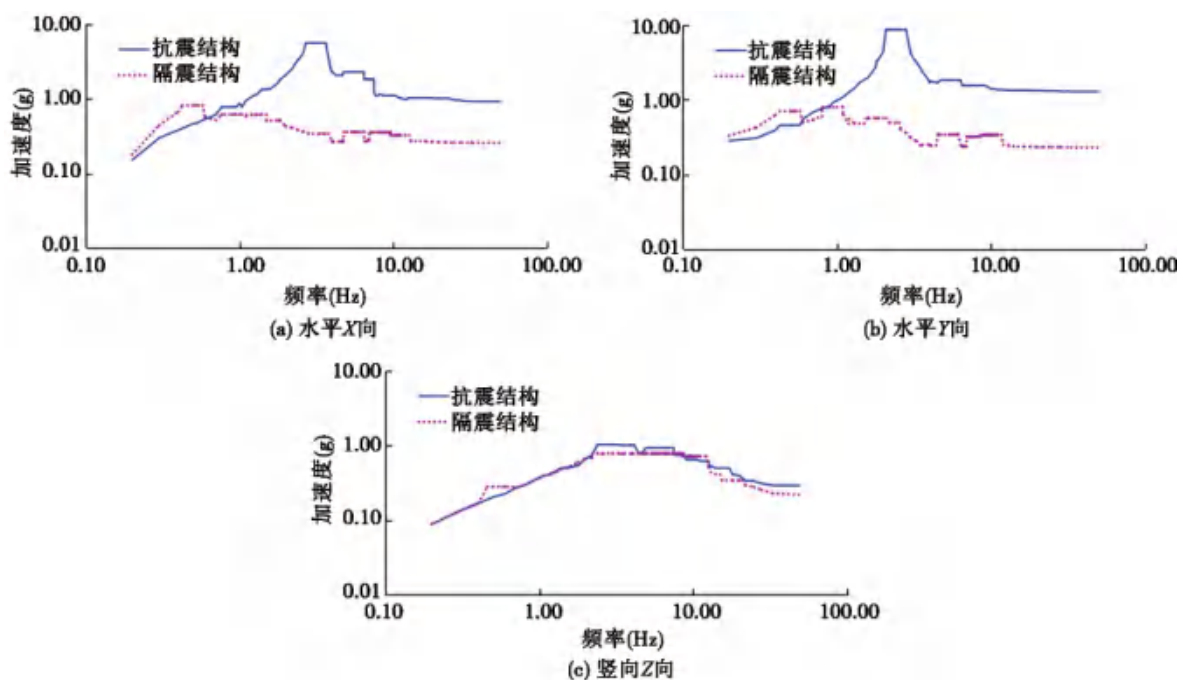


图 10 标高 -6.25 m 的楼层反应谱

Fig. 10 Floor response spectrum at elevation -6.25 m

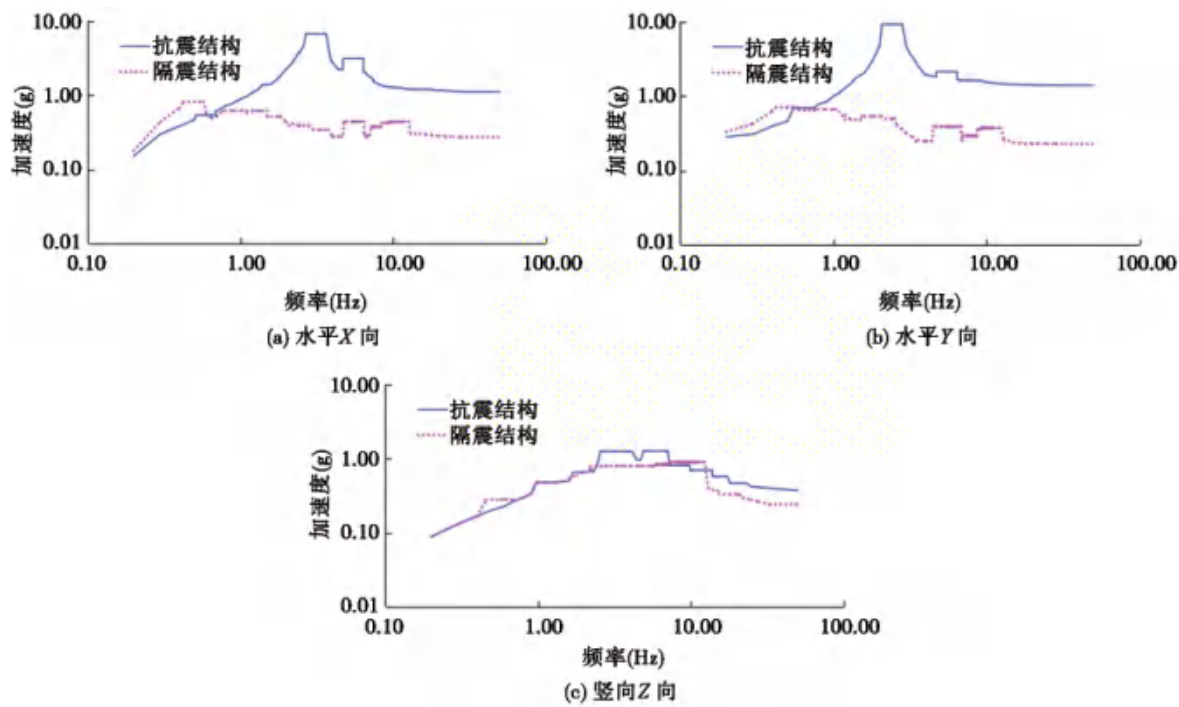


图 11 标高 -0.75 m 的楼层反应谱  
Fig. 11 Floor response spectrum at elevation -0.75 m

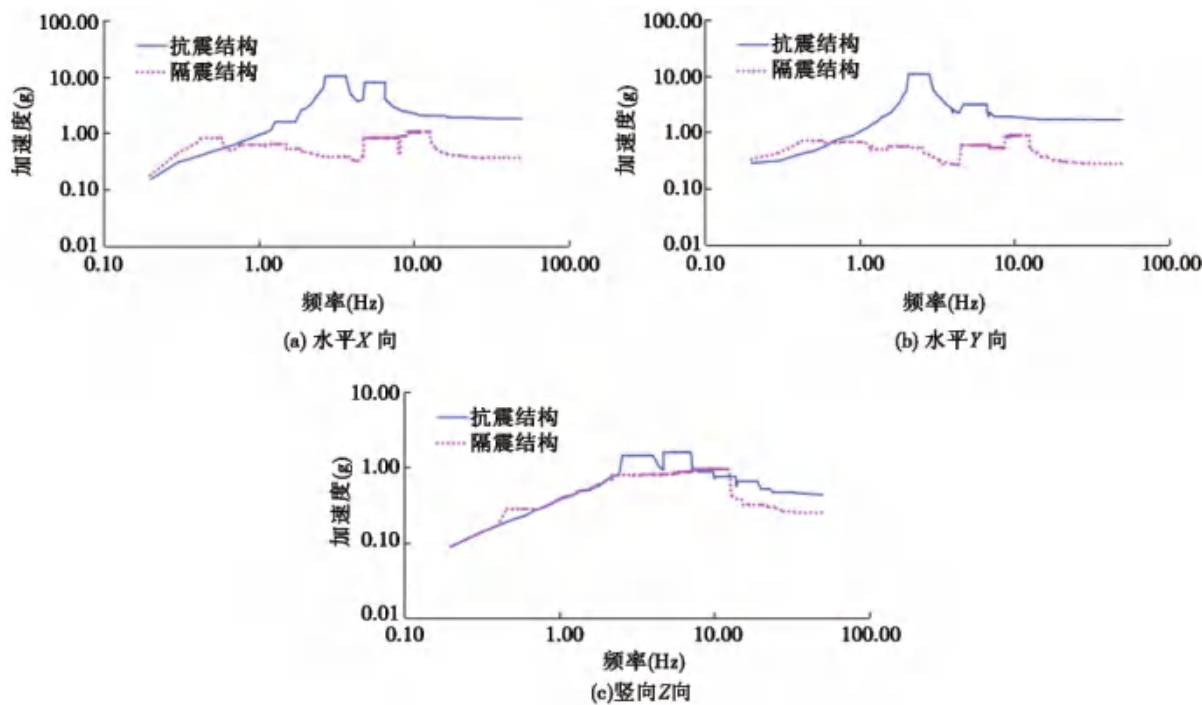


图 12 标高 18.53 m 的楼层反应谱  
Fig. 12 Floor response spectrum at elevation 18.53 m

4.2 不同地震加速度峰值下隔震结构楼层反应谱分析

改变整体基础隔震核岛厂房结构的地震加速度输入峰值,分析其楼层反应谱。工况 1:  $X$ 、 $Y$  两个水平向加速度峰值为  $0.5\text{ g}$   $Z$  向为  $0.33\text{ g}$ ; 工况 2:  $X$ 、 $Y$  两个水平向加速度峰值为  $0.25\text{ g}$   $Z$  向为  $0.16\text{ g}$ ; 工况 3:  $X$ 、 $Y$  两个水平向加速度峰值为  $0.12\text{ g}$   $Z$  向为  $0.08\text{ g}$ ; 阻尼比取为  $4\%$ 。选取反应堆厂房 BRE 顶部标高所在楼层为研究对象,在不同地震加速度峰值下该楼层反应谱对比如图 13 所示。

由图 13 可知,整体基础隔震核岛厂房  $Z$  向楼层反应谱值随着地震加速度峰值的增加而增大。

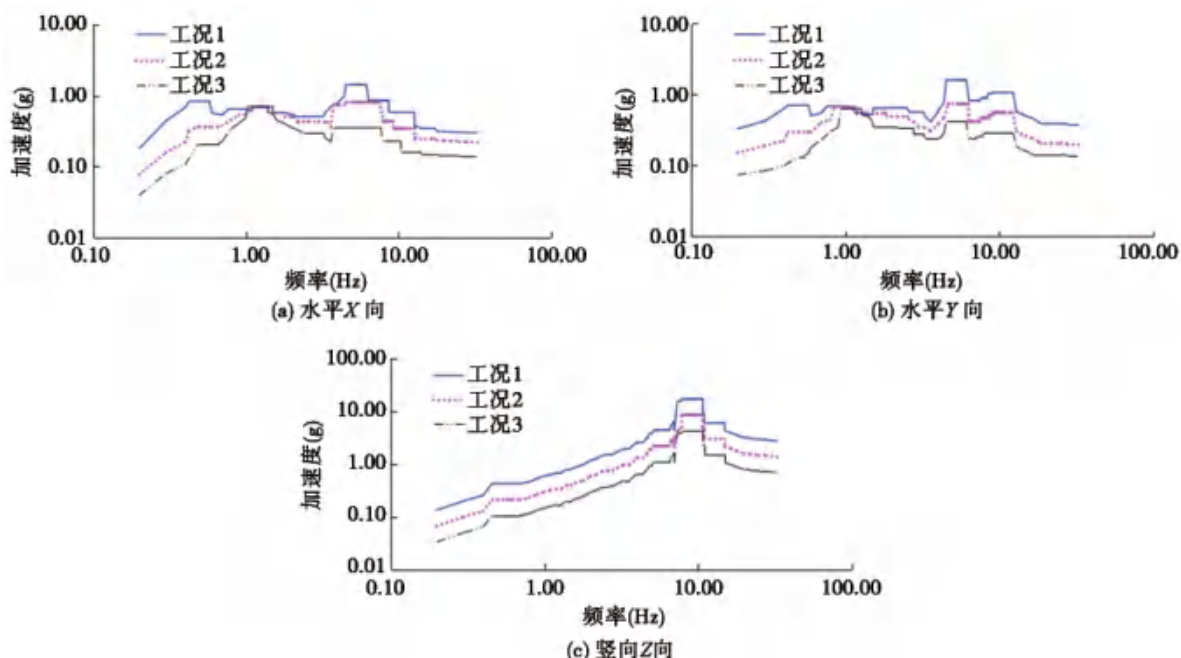


图13 不同地震加速度峰值下的楼层反应谱

Fig. 13 Floor response spectra with different seismic acceleration peaks

整体基础隔震核岛厂房  $X$ 、 $Y$  两个水平方向楼层反应谱数值在大部分频率范围内随着输入地震加速度峰值的增加而增大,但在  $0.9\text{ Hz} \sim 1.6\text{ Hz}$  频段范围内的个别频率点上,地震加速度小峰值作用下的楼层反应谱数值大于地震加速度高峰值作用下的数值,可能会导致结构自振频率在该频率点处的内部设备在加速度高峰值地震作用时安全,却在加速度小峰值作用时遭受损坏。

叠层橡胶支座的非线性特点,导致整体基础隔震核岛厂房的等效周期是随时间不断发生变化的,当核岛厂房隔震等效周期与其内部设备自振周期相接近时,可能会放大隔震结构内部设备的地震反应,对结构产生不利影响。

#### 4.3 设备阻尼比对反应堆厂房 BRE 顶部标高所在楼层反应谱的影响

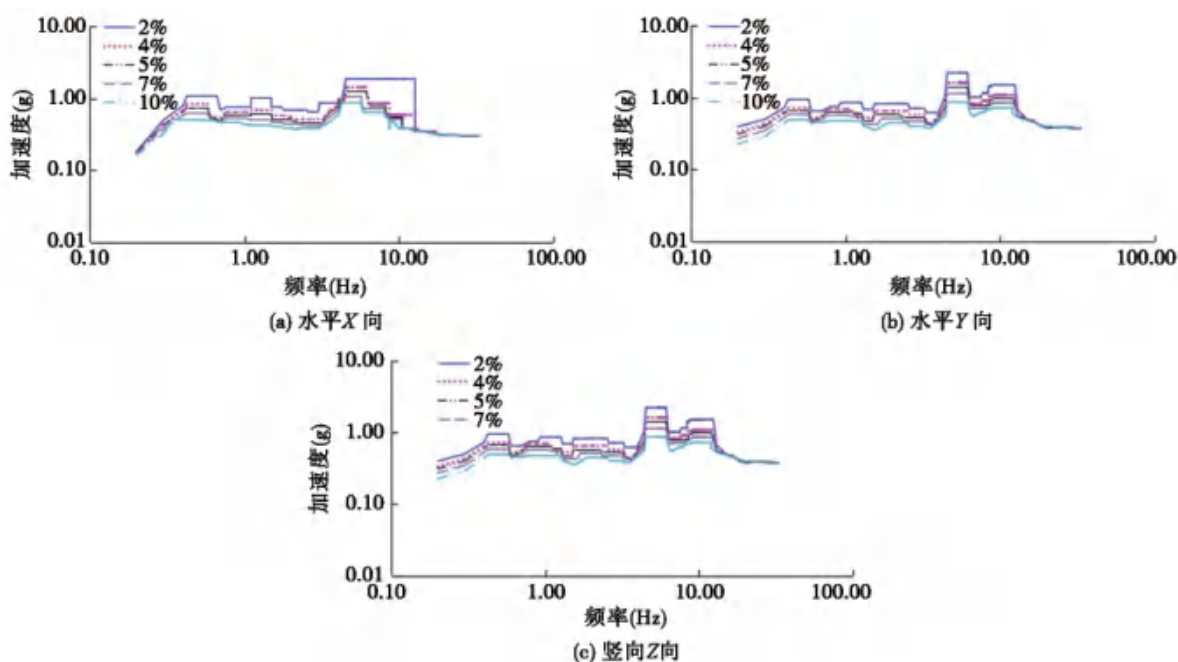


图14 不同阻尼比的楼层反应谱

Fig. 14 Floor response spectra with different damping ratios



改变内部设备的阻尼比,选取反应堆厂房 BRE 顶部标高所在楼层为研究对象,选取 5 种具有代表性的阻尼比:2%、4%、5%、7%、10%,5 种不同阻尼比下的楼层反应谱如图 14 所示。由图 14 可知,随着整体基础隔震核岛厂房结构内部设备的阻尼比不断增加,反应堆厂房 BRE 顶部标高所在楼层反应谱数值能够显著降低。

## 5 结论

本文对我国典型的第二代核岛厂房采用整体基础隔震技术进行了较为系统的研究,主要得到以下结论:

(1) 核岛厂房整体基础隔震设计的叠层橡胶支座选型及布置合理;该结构支座长期面压较为均匀,控制在 10 MPa 左右且无拉应力出现;偏心率、核岛厂房隔震后自振周期、抗风设计以及隔震层最大变形均满足设计目标。

(2) 目前,核电站设计运行安全地震动限于 0.2 g 以下,整体基础隔震核岛厂房水平向减震系数为 0.31,从而可将设计运行安全地震动提高到 0.8 g 以上,进而说明核岛厂房能够满足设防烈度从 7 度提高到 9 度的设防要求。

(3) 采用整体基础隔震可有效降低核岛厂房 X、Y 两个水平方向的楼层反应谱数值,对 Z 向楼层反应谱数值效果不明显;核岛厂房 X、Y 两个水平方向的楼层反应谱数值在大多数频段范围内随着输入地震加速度峰值的增加而增大。

(4) 随着核岛厂房结构内部设备的阻尼比不断增加,能够显著降低结构的楼层反应谱数值;由于叠层橡胶支座非线性的特点,在核岛厂房加速度小峰值地震作用下,少数频率点处的楼层反应谱数值要大于加速度高峰值的数值,因而,采用基础隔震技术且内部有重要设备的结构,应当尽量避免结构内部设备自振周期与隔震后的自振周期相接近。

(5) 核岛厂房采用整体隔震技术可以提高核电厂厂址的适应性,方便将核电厂厂房及厂房内部结构和设施实现标准化和模块化设计。

### 参考文献:

- [1] 周福霖. 工程结构减震控制[M]. 北京:地震出版社,1997.  
ZHOU Fulin. Vibration-reduction control of engineering structures[M]. Beijing: Seismological Press, 1997. (in Chinese)
- [2] Skinner R I, Robinson W H, McVerry G H. An introduction to seismic isolation[M]. Wiley: Chichester, 1993.
- [3] 周福霖,谭平,刘德稳. 核电站安全的地震威胁及对策分析[J]. 中国工程科学, 2013, 4(15): 36-40.  
ZHOU Fulin, TAN Ping, LIU Dewen. The earthquake threat and countermeasures to the safety of nuclear power plants[J]. Strategic Study of CAE, 2013, 4(15): 36-40. (in Chinese)
- [4] SHUMUTA Y. Damage and restoration of electric power system due to the 2011 earthquake off the pacific coast of tohoku-effects of a damage estimation system for electric power distribution equipment (RAMPEr) -[C] // Sixth China-Japan-US Trilateral Symposium on Lifeline Earthquake Engineering. Reston, VA: ASCE, 2014: 81-88.
- [5] Micheli I, Colaiuda A. A sensitivity investigation upon the dynamic structural response of a nuclear plant on a seismic isolating devices[C] // Transactions of the 16th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 16), Washington DC, America, 2001: 1814-1825.
- [6] Shimada T, Suhara J, Takahashi K. Study on 3-dimensional base-isolation system applying tonew type power plant reactor, Part 2: hydraulic 3-dimensional base-isolation system[C] // Proceedings of the 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2005: 3392-3403.
- [7] Pierre Labbe. Pioneering actual use of seismic isolation for nuclear facilities[C] // 1st Kashiwazaki International Symposium on Seismic Safety of Nuclear Installations JNES / EDF Workshop on Seismic Isolation of Nuclear Facilities, Kashiwazaki, Japan, 2010.
- [8] Takahashi K, Inoue K, Morishita M, et al. Development of three-dimensional seismic isolation technology for next generation nuclear power plant applications[C] // 2005 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, Denver, Colorado, USA, 2005.
- [9] 谢礼立,翟长海. 核电工程应用隔震技术的可行性探讨[J]. 地震工程与工程振动, 2012, 32(1): 1-10.  
XIE Lili, ZHAI Changhai. A prospective study on applicability of base isolation in nuclear power plants[J]. Earthquake Engineering and Engineering Dynamics, 2012, 32(1): 1-10. (in Chinese)
- [10] 郑志. 核电站安全壳隔震可靠度分析[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工业大学, 2012.  
ZHENG Zhi. Seismic Reliability analysis of base-isolated concrete containment in Nuclear Power Plants[D]. Harbin: Harbin Institute of Technology, 2012. (in Chinese)

- [11] 陈 力. 铅铋反应堆厂房基础隔震结构及其抗震性能研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2018.  
CHEN Li. Anti-seismic Performance of base isolation structure for lead-bismuth cooled reactor[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2012. ( in Chinese)
- [12] 何文福, 黄一沈, 刘文光, 等. 核电厂隔震结构支座力学性能多因素耦合地震响应研究[J]. 振动与冲击, 2018, 37( 17): 72 – 78.  
HE Wenfu, HUANG Yishen, LIU Wenguang, et al. Seismic responses of a nuclear plant isolated structure supported by rubber bearings with a multi-factor coupled mechanical model[J]. Journal of Vibration and Shock, 2018, 37( 17): 72 – 78. ( in Chinese)
- [13] 刘文光, 程 颖, 李韶平, 等. 核电厂隔震支座的受拉临界理论与结构振动台试验研究[J]. 振动与冲击, 2019, 38( 14): 153 – 160.  
LIU Wenguang, CHENG Ying, LI Shaopin, et al. Theoretical analysis of bearings in tension and shaking table tests on a base-isolated nuclear power plant structure[J]. Journal of Vibration and Shock, 2019, 38( 14): 153 – 160. ( in Chinese)
- [14] 李忠诚, 李忠献. 大亚湾核电厂反应堆厂房地震响应分析评估[J]. 核动力工程, 2005, 26( 6): 614 – 617.  
LI Zhongcheng, LI Zhongxian. Analysis and evaluation of seismic response of reactor building for daya bay nuclear power plant[J]. Nuclear Power Engineering, 2005, 26( 6): 614 – 617. ( in Chinese)
- [15] 朱秀云, 潘 蓉, 李建波. 考虑 SSI 效应的核电站反应堆厂房楼层反应谱分析[J]. 核技术, 2013, 36( 4): 1 – 8.  
ZHU Xiuyun, PAN Rong, LI Jianbo. FRS comparative analysis of the nuclear power plant considering SSI effect[J]. Nuclear Techniques, 2013, 36( 4): 1 – 8. ( in Chinese)
- [16] CECS126: 2001 叠层橡胶支座隔震技术规程[S]. 北京: 中国工程建设标准化协会, 2001.  
CECS126: 2001 Technical Specification for Seismic-isolation with Laminated Rubber Bearing Isolators[S]. Beijing: China Association for Engineering Construction, 2001. ( in Chinese)
- [17] GB50267 – 97 核电厂抗震设计规范[S], 北京: 中国计划出版社, 1998.  
GB50267 – 97 Code for Seismic Design of Nuclear Power Plants[S]. Beijing: Plan Press of China, 1998. ( in Chinese)