

减隔震技术在核岛厂房的应用

□苗 鑫 张博韬 刘林顶

【内容摘要】历次核电事故表明,地震是威胁核电运行安全的重要因素。减隔震技术的引入可以在不改变原有核电厂标准设计的基础上,大大拓宽厂址适用范围,同时增强核电厂抗震设计的安全裕量。文章梳理了现有减隔震技术在国内外核电厂中的应用与研究情况,同时对美、日、中关于核电厂中减隔震技术执行标准规范进行了举例说明。最后列举了减隔震技术在我国核电厂中推行拟解决的关键性问题,如减隔震装置的设计与制造、隔震与非隔震单元之间的连接问题等,为后续深入研究提供参考。

【关键词】隔震减震技术;核岛厂房;核工程建设

【作者简介】苗鑫(1996.05—),女,吉林长春人,中国原子能科学研究院助理工程师,硕士;研究方向:核岛厂房减隔震设计
张博韬,刘林顶;中国原子能科学研究院

一、概述

地震是威胁核电系统运行安全的主要威胁,会造成核电结构损伤、停堆和核泄漏等严重事故,进而造成巨大的经济损失、人员伤亡和环境生态危害。

2024年1月1日,日本能登半岛发生7.6级地震,该地震导致柏崎刈羽核电站溢出了600多升冷却水,同时汽轮机建筑内也出现了多处墙面裂缝和地下水渗漏的现象。除此之外,位于石川县的志贺核电站在地震后,其乏燃料池冷却泵也一度紧急停止工作,还有变压器也在地震后起火。2011年8月,美国东海岸发生的5.8级地震导致核电机组停堆、核电厂场外电源丧失。地震致使核电厂的建筑结构承受了超乎设计预期的水平与垂直方向振动响应,具体表现为反应堆厂房墙体出现裂缝,放射性废物储存罐也发生了滑移。2011年日本311大地震,震级高达9.0级,福岛第一核电站多个反应堆堆芯熔毁,发生了几起氧气爆炸事件,导致大量放射性物质泄漏^[1],且灾难后上百万吨核污染水被排入大海。此次核事故在国际核事件分级表中被评为最高级的第七级,也是1986年切尔诺贝利核电站事故以来最严重的核事故。

由上述核事故可见,地震对核电站的影响巨大,核电厂的抗震设计是必不可少且极为重要的一环。尽管核电厂在结构、设备的抗震设计上都预留了一定的安全裕量,但由于地震预测学科高度不确定的特点,核岛厂房抗震性能仅能得到一定程度上的概率性保障。且当地震输入提高时,按照传统“硬抗”的抗震设计思路势必会造成不必要的经济浪费,在这种情况下,

可以通过引入减隔震技术,大大增强核电厂抗震设计的安全裕量,为核电厂的安全运行保驾护航。

隔震技术是一种通过在建筑物的基础和上部结构之间设置隔震层,以显著减少地震对建筑物影响的抗震设计方法。其基本原理是在建筑物底部安装隔震装置(如橡胶隔震支座、摩擦摆支座等),利用隔震层的柔性变形来消耗和隔离地震能量传递,使得建筑物在地震发生时能够相对地面较小幅度振动,从而保护建筑主体不受损毁,保障人员安全及设施正常运行。一般情况下,地震的卓越周期的区间在0.1秒至1秒,核岛厂房的结构频率一般在0.2~0.3s,通过在核岛厂房与基础底部之间增加隔震层,可以大大延长核岛厂房周期,避开地震卓越周期进而避免核岛厂房产生共振,结构加速度响应得到显著降低,使地震水平向剪力减少。根据隔震体系动力学原理,采用隔震措施后,上部结构固有周期大于场地固有周期的 $\sqrt{2}$ 倍时,上部结构的地震加速度响应会小于地面地震动加速度响应^[2]。但需要注意的是,上部结构频率的减小也会增加其水平位移,使结构趋于不安全,需要将隔震系统的阻尼比提高,从而抑制隔震结构的变形。核岛厂房由于体量较大、位移限值较高,因此核岛厂房用隔震支座性能要求往往较一般建筑结构用隔震支座要高得多。

减震技术则是一种应用于工程结构设计中,用以减轻或抑制振动对建筑物、桥梁、机械设备等结构影响的技术。该技术通过在结构内部或与外界连接处安装各种减震装置(如阻尼器、减震器等),利用这些装置吸收、消耗或转换振动能量,进而

相同,使用方法易于混淆。在线性代数的学习过程中,要加强对应用原理的理解,把握住行阶梯形矩阵的内涵,才能深刻理解线性代数的相关知识与方法。

【参考文献】

- [1] 刘畅,瞿溢谦,李煜,等.基于图论探讨经方人工智能研究路径[J].南京中医药大学学报,2023,39(10):979~985
[2] 马志娟,丁俊才,苏越晓.粘接结构波动特性的矩阵表示法

及参数影响[J].轻工机械,2024,42(1):1~6

[3] 杨长恩.论矩阵的简化阶梯形[J].咸阳师范学院学报,2009,29(4):1~3,51

[4] 朱晨晨.行阶梯形矩阵与行最简阶梯形矩阵的相关应用[J].内江科技,2022,11:60~61

[5] 郑前前,张涵斌,岳晓鹏.行阶梯形在线性代数教学中的作用[J].科技视界,2022,32:104~106

[6] 丘维声.高等代数学[M].北京:科学出版社,2019

降低结构的振动响应，保障结构在地震、风荷载等因素作用下的稳定性及安全性，减少损害，延长使用寿命。增加阻尼器反应在反应谱原理上则表现为整体阻尼增加，结构加速度响应和位移响应均减小。减隔震组合技术则是将上述两种方法融合起来的一种先进抗震技术，隔震层吸收和隔离大部分地震能量，减震装置则进一步消耗剩余振动能量，两者协同作用，通过双重手段减少地震对建筑物的影响，极大地提升了建筑结构的抗震性能和安全性。

二、国外发展现状与趋势

(一)发展历程。国外从20世纪60年代就开始对隔震这一概念开展了系列研究,包括理论、试验并取得了一定的研究成果。20世纪70年代,铅芯橡胶支座的概念首次由一位新西兰学者提出,为后期铅芯橡胶支座的应用和推广奠定了基础^[3]。20世纪90年代中期,国际上建筑减隔震技术经过地震检验后,在欧美、日本等发达国家被大规模推广应用。至今近60年的探索与实践,橡胶支座隔震在实际工程中的运用已趋于完善。在民用建筑领域,如建筑结构、桥梁结构,隔震技术已经被大规模的运用。

隔震系统在核电站中的应用十分有限,一方面是由于1986年切尔诺贝利事故后核电站的建设速度放缓;另一方面是因为核电站对隔震系统缺乏全面深入的研究以及系统的计算。1986年最早提出了对核岛厂房中反应堆单独进行二级竖向减

隔震的思想。20世纪90年代,减隔震研究的方向包括安全壳的竖向震动控制、厂房整体三维基础隔震、厂房和设备多级隔震系统等等。

目前世界投入运营的核电站中,只有6座实际应用了隔震技术,其中包括法国Cruas核电厂的4座以及南非Koeberg核电厂的2座^[1]。但是在上述核电站投入运营三十年后,其隔震体系出现了不同程度的性能退化,具体表现为刚度硬化超过预期、机械性能发生变化,盐雾辐照环境对橡胶耐久性影响严重等问题。虽然上述问题在当时橡胶支座的生产条件下显得尤为突出,经过现如今的发展,橡胶隔震系统目前在耐久性方面取得了显著的进步。此外,一些先进小型反应堆,如国际上的IRIS堆、ALMR堆(先进液态金属反应堆)等在设计阶段都考虑了隔震设计。

(二) 规范体系。对于美国规范体系来说,20世纪70年代就提出了至今世界内广泛接受的核电站抗震设计输入,即保证SSE概率水平为 1×10^{-4} 的RG1.60反应谱。1997年,NRC深入研究了地震风险评估并重新推出了RG1.165导则,其对应的SSE概率水平提升至 1×10^{-5} /年,即十万年一遇。2006年,ASCE43-05中指出,出于对新一代核电安全功能的考虑,其功能安全目标概率应为 1×10^{-5} /年。2007年,NRC出台了RG1.208进一步明确了该安全目标概率。与RG1.60相比,基于RG1.208的抗震设计输入最高提高至RG1.60的80%^[4]。

表 1 与隔震安全相关的核结构的性能预期^[3]

项目	DBE	BDBE
使用	ASCE 规定响应谱隔震装置产品试验上部结构设计荷载结构反应谱	150% 设计基准地震动隔震装置原型试验选择隔震沟宽度
隔震系统		
位移	80% 隔震系统极限位移	90% 隔震系统极限位移
性能	在 DBE 工况下隔震系统无损伤	在 BDBE 工况下,隔震系统在不丧失重力负载能力的情况下存活的概率大于 90%。
验收准则	对每个隔震装置进行 80% 隔震系统位移和相应轴向力的生产测试	足够数量的隔震装置位移和相应轴向力的原型测试隔震装置可以损坏但不能影响承重能力
	损坏的隔震装置不可用于施工	
上部结构		
性能	不超过构件性能的可能性大于 98%	上部结构不接触隔震沟的可能性大于 90%;通过将隔震沟宽度设置为等于或大于 90% 位移来实现。
	上部结构不接触隔震沟的可能性大于 98%	不超过构件性能的概率大于 90%。

在核电厂专用隔震设计标准、规范中, ASCE 4-16^[15] 中详细介绍了核电厂隔震系统的设计并给出隔震核电厂结构地震作用下的性能期望,如表 1 所示。

日本 06 版的核电厂抗震设计规范中仅以 S2 级地震作为核安全物项的考虑,且该地震安全水平概率为 $1 \times 10^{-5}/\text{年}$ 。与 01 版规范相比(S2 地震安全水平概率为 $2 \times 10^{-5}/\text{年}$),S2 级地震动输入相比提升了 20% ~ 60%。2022 年,日本起草了新版关于核电站隔震设计的规范 JEAG 4614,目前已发布《基础隔离核电站技术设计指南》(JEAG 4614 - 2019)^[16]。为保证隔震装置必须在预想的任何负荷状态下都能充分可靠地发挥其功能,确定了如核电站隔震体系结构应该设置在地基上,根据抗震设计时的重要程度保证其在设计荷载下具有足够的支撑性能等四大基本方针。该规范确定的隔震核电厂结构的抗震设计流程如图 1 所示。

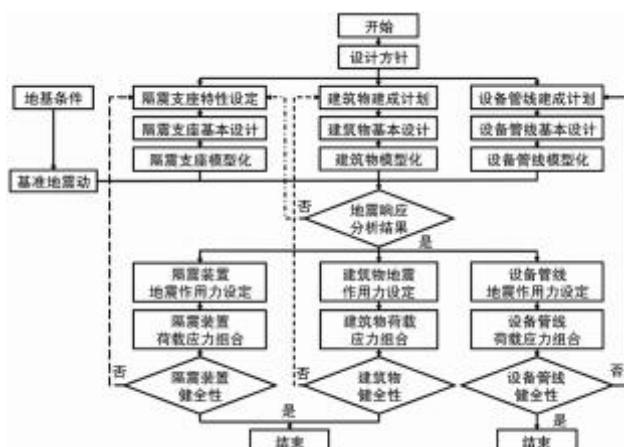


图1 日本规范中隔震核电厂结构的抗震设计流程^[5]

(三)研究内容。日本 1985~1990 年间启动了轻水堆的基础隔震研究项目,1987~1997 年间启动了基于示范核电站的隔震研究项目。日本有学者基于日本某压水反应堆(PWR)和沸水反应堆(BWR)结构开发了通用体系隔震^[6]。这些项目解决了水平隔震问题,但对于竖向隔震仍未有好的解决办法。于是 2000~2005 年间又启动了快堆的三维隔震研究。对于三维隔震,其实现途径主要通过整体基础隔震或者水平基础隔震加设备竖向隔震实现。日本研究的装置包括碟盘系统、3D 密封型气垫、液压动力系统,这些竖向隔震装置通过与叠层橡胶支座组合共同实现三维隔震的目标^[6]。

2015 年,国际原子能机构支持了 ISSC-EBP 研究项目,其子课题之一即对核电站的隔震性能进行了混合仿真评估,来自 9 个成员国的 25 个研究机构参与了此次研究^[7]。该项目的目的是测试隔震支座以及隔震核岛厂房在大震的抗震性能与预期性能是否一致,特别是支座非线性性能对整体响应的影响。该项目考虑了三种隔震层的布置方案以及三种类型隔震支座(铅芯橡胶隔震支座 LRB、EQSB 以及三重摩擦摆隔震支座 TPFB)的有限元模拟以及混合模拟试验。混合模拟试验,结合了实物模型测试、计算机数值模拟以及先进的数据分析手段,是一种用于评估足尺隔震支座的方法。本项目的混合模拟试验在加利福尼亚大学圣迭戈分校 SRMD 试验设施上进行。项目验证了隔震系统对于降低上部整体结构楼层反应谱的正面作用,并且试验结构分散性较小^[8]。

三、国内发展现状与趋势

(一)发展历程。我国减隔震技术的应用发展较晚。但是自 20 世纪 80 年代以来,基础隔震技术和减震技术在我国得到了广泛的研究和推广,特别是在高烈度地震区的建筑物中得到应用。2006~2016 年期间,我国先后发布房屋建筑工程抗震相关政策,包括《房屋建筑工程抗震设防管理规定》、住建部《关于房屋建筑工程推广应用减隔震技术的若干意见》、《防震减灾规划(2016~2020 年)》,内容多为“鼓励或提倡采用减隔震技术”;2019 年《建设工程抗震管理条例》征求意见稿与 2021 年《条例》正式版本政策出台,政策趋于强制,内容多为“应当采用减隔震技术”。根据住建部数据,截至 2019 年前三季度我国全国累计已建成减隔震建筑 6,918 栋,约占世界一半。我国学者对国际上流行的叠层橡胶垫隔震、摩擦滑移隔震等体系进行了深入研究,并结合国内实际情况进行创新和发展。

国内目前没有在核岛厂房中应用隔震技术的实际案例,但是在某些核电厂的应急柴油发电机厂房、汽轮机厂房等建筑中对隔震技术进行了试点工作。

(二)规范体系。我国目前核电的抗震设计输入一直采用从美国引入的 RG1.6 反应谱,SSE 概率水平为 1×10^{-4} 。第三代核电堆型 AP1000 中采用了高频段提升修正后的 RG1.6 谱。此外,上海核工院参考美国规范做法,根据我国地震烈度分区划在院内制定了更为严格的设计反应谱放大系数(DF),将 DF 根据地震区烈度大小分成三档,低烈度区 DF 取 1.5~2.0,中烈度区 DF 取 1.2~1.5,高烈度区 DF 取 1.0~1.2^[3~4]。

在标准规范方面,民用隔震设计、隔震垫产品的相关标准和规范都较为成熟。在 2021 版本的《建筑隔震设计标准》(GB/T51408-2021) 中^[17],首次将核电厂隔震设计作为单独一章列出,在第九章中对核电厂隔震建筑的抗震设计做了具体

要求和设计方法建议,给出了隔震层验算标准。设计时可以采用时程分析法或反应谱分析法,其中具体的隔震结构设计流程如图 2 所示。

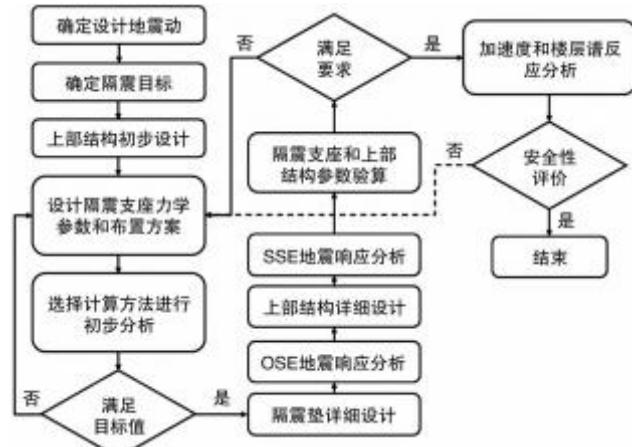


图 2 《建筑隔震设计标准》核电隔震设计流程^[5]

(三)研究内容。我国核电领域的减隔震技术仍处于初步发展阶段。已公开的文献资料表明,国内目前针对核岛厂房基础隔震的研究较为有限,缺乏系统的理论与试验研究,且对于减隔震技术带来的设备、管道方面的问题没有予以重点关注,下面列出目前已有一些研究成果仅供参考。

根据 2011 年底核电厂抗震设计输入统计结果,夏祖讽指出^[4],当地震设计输入为 0.3g 时能覆盖世界在运核电机组的 85% 以上,当地震设计输入为 0.6g 时则能覆盖 96% 的需求。以 AP1000 为例,对于地震设计输入超过 0.3g 后,其抗震能力提升的瓶颈在于设备和电器仪表层面,在此种情况下,只有采用隔震技术才能确保地震设计输入达到更高水平。上海核工院于 2010 年~2016 年进行了 AP1000 系列核岛机组隔震课题的研究,值得注意的是,在该课题中通过将闭锁装置打开阈值设定在 OBE 和标准设计 0.3g 之间来确保在多发中小地震情况下地下安全级管道破裂的风险,同时为了避免隔震结构与高位环形冷却水箱因液体晃动产生共振(水体晃动频率为 0.15~0.2Hz),控制隔震结构基频大于 0.35Hz。

对于隔震模拟分析的研究,李冬梅^[2]等对核电厂预应力安全壳结构进行了隔震响应分析,隔震前结构模态以水平方向运动为主,隔震后结构第一振型由扭转控制。赵春风^[9]经有限元模拟发现,AP1000 机组核岛内部设备和管道竖向主要频率为 10~20Hz,而隔震核岛厂房楼谱竖向主频为 2~3Hz,即核岛厂房基础隔震对于结构内部设备和管道的竖向地震作用也有显著效果。中国地震局使用厚层橡胶支座设计了核电厂隔震结构振动台试验模型,进一步验证了其对厂房水平隔震和内部设备、管道的竖向隔震效果。任国鹏^[12]等对比了橡胶隔震支座、滑板支座和三重摩擦摆隔震支座对核岛厂房隔震性能的影响,结果表明,在不同种地震作用下,采用橡胶支座隔震方案时上部结构水平峰值加速度较为接近,而采用另外两种隔震方案时长周期地震动作用下的结构响应大于短周期地震动作用下的结构响应,这表明橡胶隔震支座能满足不同地震动下结构对于性能的要求。同时考虑土结相互作用对于非隔震结构来说影响更为明显,隔震结构土结相互作用的影响仅有 5%。

隔震验证试验方面,陈岩等^[13]对多模块高温气冷堆核岛

厂房进行了隔震试验,隔震装置包括摩擦摆隔震支座以及铅芯橡胶隔震支座。试验表明,摩擦摆隔震方案自振周期为抗震结构的 1/3,橡胶支座方案则为 1/10,两种方案都起到了良好的隔震效果。水平隔震会放大上部结构的竖向地震响应且放大系数在 1.1~2.4 之间,但随着地震输入作用的增大,放大系数有所减小,但竖向地震动的输入会导致水平隔震效果的降低。

国内对于核岛三维基础隔震系统也有一些相关研究。上海核工院^[10]、广州大学^[11]等对某 AP1000 型核岛厂房进行了水平向和竖向的基础隔震分析。北京工业大学对某第四代核反应堆核岛厂房结构进行了三维基础隔震分析。中国地震局组合橡胶支座和阻尼器设计了针对 AP1000 的三维隔震系统^[5]。王玉静^[9]等建立了简化的双质点模型用以表征分离式三维核岛隔震系统的动力特性。通过该模型的分析可知,当结构高宽比为 3~5 时,当竖向隔震层抗摆刚度与水平隔震层刚度之比为 1~100 时,结构第一阶振型为平摆振型;该比值介于 100~1,000 时,第一阶振型为平摆耦联;比值大于 1,000 时,第一阶振型以平动为主。

四、待解决问题

(一) 减隔震设计标准规范体系。尽管我国出台了相关核电隔震设计的规范,但在现有规范下,不论是采用传统抗震设计的结构还是采用减隔震技术的结构,在设定地震作用强度时,都是基于相同的风险概率标准来进行计算和设计。对于减隔震核电站结构来说,应对其设计基准进行差异化处理,以便更好地反映隔震系统带来的抗震性能提升和潜在风险降低的优势。

(二) 减隔震装置的设计与制造。核岛厂房通常拥有较大的自身重量和刚性特征,市面上通用的减隔震产品难以满足核电领域的需求,因此需根据结构需求专门研制力学性能要求较高的产品。同时还需推动设计方、制造方与安审方面密切配合推动减隔震产品在实际工程中的应用。

(三) 隔震单元与非隔震单元之间的连接。在核岛厂房整体基础隔震的方案中,需要考虑隔震单元与非隔震单元之间的连接问题,特别是对于地下核安全级管道应予以特别的关注,防止由于地下管道破裂而引起的放射性物质外溢造成的风险。对接的物项一般包括电缆、一般压力管道、压力管道与高能管道^[14]。对于电缆和一般压力管道,往往采用柔性连接来解决变形协调的问题;对于压力管道可考虑使用伸缩接头;而高能管道的连接则需要在后续研究予以特殊关注。

(四) 减隔震装置的施工与运维。由于核岛厂房体量较大,需确保减隔震装置在预设位置按标准就位,精确安装并且进行质量验收。同时,减隔震装置在核电厂特殊的环境条件下,需包含与之配套监测设备定期评价工作参数变化,及时发现并处理磨损、老化等问题,确保其长期有效发挥减振、隔震作用,维持结构安全稳定,延长设施使用寿命,降低地震风险。

(五) 减隔震结构的施工。减隔震技术本身会导致基础土方开挖量的增加,同时新增筏基、挡土墙、隔震支墩等结构物项,还会引发地下管线和管廊等施工问题。这些问题不仅涉及施工技术本身,还包括物项对于施工工序、施工进度的影响,最终反映对整体结构造价的影响,需对这些因素进行统筹考虑。

五、结语

通过先进的隔震和减震措施,能保证现有核电厂的标准设计,同时大大拓宽厂址适用范围,显著提升核电厂在遭遇地震等自然灾害时的安全防护能力,确保核反应堆和关键设备不受损或少受损,避免因外部震动引发的重大安全事故。减隔震核岛厂房成功应用不仅可以大幅降低核能设施的风险隐患,提高核电站运营的安全稳定性,而且对于推动全球核能行业的可持续发展,提升公众对核电安全的信心都具有不可估量的价值。此外,减隔震技术的研究与突破也有助于我国在核电领域的技术创新与国际竞争力的提升,为我国乃至全球能源安全提供有力的技术支撑。

【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
- [2] 李冬梅,陈树华,侯钢领. 某核安全壳的隔振减震分析 [C]//第 18 届全国结构工程学术会议论文集第Ⅲ册,2009:135~138
- [3] 谭铭洪,李建光,柏延强. 隔震技术在核电领域应用前景分析 [J]. 建筑工程技术与设计,2015,30:229~230
- [4] 夏祖训. 核电厂的抗震设计输入及 AP1000 核岛隔震课题简介 [J]. 中国工程科学,2013,15(4):52~56,61
- [5] 徐智凌. 多模块高温气冷堆核岛厂房隔震体系抗震性能研究 [D]. 中国地震局工程力学研究所,2022
- [6] 李海龙,文静,杨红义. 浅议日本核电站隔震技术的研究和应用 [C]//北京力学会第 19 届学术年会论文集,2013:567~568
- [7] Lee Sang - Hoon. Hybrid Simulation to Assess Performance of Seismic Isolation in Nuclear Power Plants – International Benchmark Program [C]//3rd Conference on Technological Innovations in Nuclear Civil Engineering,2016
- [8] Hybrid Simulation to Assess Performance of Seismic Isolation in Nuclear Power Plants [R]. 2019
- [9] 赵春风. 强震及爆炸荷载作用下核岛厂房动力响应及减震抗爆措施研究 [D]. 大连理工大学,2014
- [10] 夏祖训,李韶平,王晓雯,等. 近期核电厂抗震设计输入及 AP1000 核岛隔震的总体考虑 [J]. 南方能源建设,2017,4(3):1~6
- [11] 庄初立,张永山,汪大洋. AP1000 核岛结构基础隔震设计与参数影响分析 [J]. 核动力工程,2016,37(6):45~49
- [12] 任国鹏,潘蓉,孙锋,等. 不同类型隔震支座对核岛厂房隔震性能的影响分析 [J]. 工业建筑,2021,51(12):41~48
- [13] 陈岩,周中一,王友刚,等. 多模块高温气冷堆核岛厂房隔震结构振动台试验 [J]. 土木工程学报,2023,56(1):37~48
- [14] 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
- [15] ASCE 4 – 16 Seismic Analysis of Safety – Related Nuclear Structures [Z].
- [16] JEAG4614 – 2019 Technical Design Guidelines on Base – Isolated Nuclear Power Plants [Z].
- [17] GBT 51408 – 2021 建筑隔震设计标准 [S].