

核电厂隔震设计相关规范的现状及发展

周志光*

(同济大学结构工程与防灾研究所, 上海 200092)

摘 要 主要介绍日本及美国核电厂隔震设计相关的规范, 并简要介绍我国用于核电厂抗震评价的规范。这些规范的内容涉及核电厂设计地震的确定, 结构的抗震设计分类, 推荐使用的隔震支座的类型, 隔震支座的性能要求, 分析类型的选择、测试及维护要求等。同时, 对于核电厂设计中需要面对的非地震灾害的问题, 介绍了美国在飞机撞击、爆炸和洪水方面的相关设计规范。这些不同机构制订的规范之间有些互相矛盾的地方, 比如推荐使用的隔震支座的类型及分析时输入地震波的选取方法。总而言之, 现阶段核电厂隔震设计相关的规范还不完善, 对相关规范进行的归纳有助于更好地开展核电厂隔震的应用研究。

关键词 核电厂, 隔震, 隔震支座, 飞机撞击

The Status and Development of Design Codes for Seismic Isolated Nuclear Power Plants

ZHOU Zhiguang*

(Research Institute of Structural Engineering and Disaster Reduction, Tongji University, Shanghai 200092, China)

Abstract This paper reviews design codes in Japan and the United States for seismic isolated nuclear power plants (NPPs) and gives a brief introduction of the design codes in China. These codes deal with the following contents: determination of design base earthquake, seismic design classification, recommending isolator types, performance requirements of bearings, choosing analysis type, testing and maintenance requirements, etc. Meanwhile, as to the issues of non-seismic hazards to NPPs, the design codes in the United States for the aircraft impact, explosion and flood are introduced. As seen there are some discrepancies between the codes such as the type of isolators recommended for use in NPPs and the methods of choosing input earthquake ground motions. Overall, design codes for seismic isolated NPPs are not well achieved. The content summarized in this paper is believed helpful in applying seismic isolation to NPPs.

Keywords nuclear power plant, isolation, isolators, aircraft impact

1 引言

隔震的理念在20世纪初出现, 之后隔震技术不断发展和成熟。隔震的基本原理是通过在基础上放置柔性的隔震支座把结构的自然周期延长, 比如延长到2~4 s, 从而减弱地震动对结构的影响。现代意义上的隔震技术通常被认为始于60年代, 其标志是新西兰科学与工业研究部设计出

一种新的隔震支座: 通过硫化结合成一体叠层的钢板橡胶支座^[1]。现在世界上有许多类型的隔震支座, 而且每年仍有许多新的隔震系统被开发出来; 虽然这其中有许多被证明是不现实的, 有些甚至是有害的, 但是隔震系统的数量还是在不断增长^[2]。在实际工程中广泛使用的隔震支座基本可以归为两类: 橡胶支座和滑动支座。橡胶支座利用橡胶的柔性实现隔震, 其种类包括低阻尼橡胶支座、高阻尼橡胶支座及铅芯橡胶支座。滑

收稿日期: 2012-11-19

* 联系作者, Email: zgzhou@tongji.edu.cn

动支座利用滑动界面实现隔震,其种类包括平板滑动支座、摩擦摆支座及直线式滑动支座等。此外,橡胶支座和滑动支座的组合隔震支座也得到了广泛的应用。

据统计,全世界现有的隔震结构有 10 000 栋以上^[1],隔震不仅在建筑和桥梁工程中得到大量应用,而且在许多重要的基础设施及关键项目中得到了应用^[46]。然而,由于核电厂隔震设计相关规范的不完善、新建核电厂审批的复杂性及耗时性等原因,隔震在核电工程中的应用还很有限,目前已经商业运行的核电厂中,只有法国的 Cruas 核电厂和南非的 Koeberg 核电厂使用了隔震技术。但同时我们也应注意到,目前有两座在建的核反应堆(法国的 ITER 及 JHR)采用了隔震技术,同时有十多个处于设计阶段的核反应堆拟采用隔震技术^[7]。在 2011 年福岛核泄露事件中,采用隔震技术的福岛核电厂“紧急应变中心”建筑物在地震后性能完好,在灾后发挥了重要的救灾作用^[8]。这些都表明隔震在核电厂上有广阔的应用前景。

隔震在核电厂上的应用,首先面临的问题是需要制订明确的核电厂隔震设计规范。为了推进隔震在核电上的应用,日本电力协会(JEA)于 2000 年发布了《核电厂隔震结构设计技术指南》(JAEG 4614—2000)^[14];日本核能安全机构(JNES)于 2009 年发布了《隔震结构审查规则指南》^[10](JNES-SS-1001);美国土木工程师学会(ASCE)于 1998 年发布了《核电厂结构抗震分析及解说》(ASCE 4—98)并正在进行新版的修订^[11],且在 2005 年发布了《核设施结构、系统及组件(SSC)的抗震设计标准》(ASCE 43—05)^[12];美国核管会(NRC)在其发布的一系列针对普通核电厂抗震规范的基础上也正在制订专门针对核电厂隔震的规范^[7];国际原子能机构(IAEA)的国际抗震安全中心(ISSC)有一个工作小组正在制订核电厂隔震方面的规范,预计于 2013 年年底完成^[7]。我国现行的《核电厂抗震设计规范》(GB 50267—97)^[13]虽然没有隔震方面的阐述,但是也正在修订之中^[14]。

本文主要介绍这些日本及美国核电厂隔震相关的规范,考虑到美国的规范在世界上应用广、影响大,重点对美国的规范进行了阐述;同时也介绍了现阶段我国用于核电厂抗震评价的规范。

2 日本的规范

日本在核电厂的抗震方面研究较多,并出台了一些规范。日本电力协会(JEA)于 2008 年发布了新版的《核电厂抗震设计技术指南》(JEAC 4601—2008)^[15]和《核电厂抗震设计技术条例》(JEAC 4601—2008)^[16]。日本核管会(NRA)于 2006 年发布新版的《核电设施抗震设计审查指南》并正在进行修订^[17]。核电厂的隔震设计方面,日本发布了 JAEG 4614—2000 和 JNES-SS-1001;此外,日本核能协会(AESJ)发布于 2007 年的《核电厂地震作用下概率安全评价实施标准》(AESJ-SC-P006:2007)对于隔震有少量的描述^[18]。本小节介绍隔震设计的两个主要规范:JAEG 4614—2000 和 JNES-SS-1001。

2.1 JAEG 4614—2000

以日本政府资助的一项十年期的研究开发项目的成果为基础,JEA 于 2000 年发布《核电厂隔震结构设计技术指南》(JAEG 4614—2000),目前仅提供日文版本。JAEG 4614—2000 起初是为快速增殖反应堆制定的,后来被修订以涵盖轻水反应堆。

根据 JAEG 4614—2000 的规定^[9],面对任何灾难事件,设计出的核设施要能避免公众及核电厂工作人员受到过量的辐射;这些灾难事件包括地震、洪水、海啸、风、冰冻、积雪、山体滑坡、闪电、飞机撞击、溃坝和爆炸。为了实现这个目标,该导则阐述了以下几个方面的内容:①将使用隔震的核设施进行分类;②隔震设计与评价方法;③荷载组合和必需的安全裕度;④隔震支座和耗能装置的性能要求;⑤辅助系统的设计要求(如机械、管道等);⑥隔震支座的质量控制及维护要求。

JAEG 4614—2000 将核设施按照抗震重要性分为四类:As、A、B 及 C;As 抗震级别最高,C 最低。隔震支座被视为间接支撑结构,设计出的隔震支座要能抵抗对应于上部结构抗震重要性的地震荷载,并确保上部结构、设备及管道安全。但是,JAEG 4614—2000 分类是以日本核管会 1981 版的《核电设施抗震设计审查指南》为基础的,而新版的指南里面已经将分类修订成 S、B 及 C 三类^[17],预计 JAEG 4614—2000 的修订版会相应地作出调整。

JAEG 4614—2000 允许三种类型的隔震支座:铅芯橡胶支座;天然橡胶支座配以阻尼器;高阻尼支座。同时规定,设计地震引起的最大支座侧向位移小于 $2/3$ 倍支座的弹性极限位移。结构的隔震部分与非隔震部分必须有足够尺寸的隔震缝,JAEG 4614 规定隔震缝需大于隔震支座的弹性极限位移,即 1.5 倍的设计隔震支座位移。

JAEG 4614—2000 与 ASCE 4-XX 及美国其他非核电结构的隔震规范有许多共同点,然而有一个主要的区别是地震灾害的定义。对于线性静力分析,该导则规定的地震需求没有对应于特定的年平均超过频率,也没有根据地理位置的变化而变化。对于时程分析,地震需求通过三条比例缩放的加速度波来定义以使拟速度谱不低于 1 m/s 。这些方法与美国 NRC 所倡导的基于性能的框架体系有所不同。值得注意的是,JAEG 4614—2000 是世界上第一个核电厂隔震设计规范,东芝—西屋公司推出的 4S 反应堆即依据该规范进行设计的。

2.2 JNES-SS-1001

日本核能安全机构(JNES)于 2009 年发布《隔震结构审查规则指南》(JNES-SS-1001)。目前该指南正在修订之中。该指南把要审查的事项分四个阶段进行阐述:结构设计阶段需审查的事项;抗震安全性评价阶段需审查的事项;建设阶段需审查的事项;及运转阶段需审查的事项^[10]。

JNES-SS-1001 大体上是基于确定性方法的。设计地震动由确定性方法确定;虽然考虑残余风险时要求使用地震概率风险评估方法,但是隔震系统的设计使用的是安全裕度设计方法。

对于设计基准外的载荷,JNES-SS-1001 给出的一种措施是依赖隔震支座的特性来限制可能的变形(例如对于橡胶隔震支座,当其水平位移超过 1.5 倍的线性范围时支座可硬化)。采用这种处理方法有必要讨论超过设计基准变形后所引起的结构之间可能的撞击及管线系统的过大应力。硬停装置也被纳入考虑,但只是非强制的选项。

此外,该指南还有以下特点:

(1) 制定该指南时考虑适用于日本及日本以外的国家;

(2) 不指定隔震装置的类型,推荐被动隔震装置以防地震后核电厂失去厂外电力支持;

(3) 隔震系统在任何时候须维持竖向承载

能力;

(4) 将基底隔震用于新建核电厂,设备及楼层隔震可用于新建及已建成的核电厂;

(5) 讨论了水平及竖向隔震;

(6) 设计的系统必须能承受多个隔震支座的失效,一个隔震支座的失效对系统的性能基本没有影响;

(7) 推荐提供检查及维护计划,如有需要隔震支座可更换;

(8) 在数值分析方面,推荐时程分析方法,容许修改的 SRSS 方法。

3 美国的规范

本小节分三个部分对美国的规范进行介绍:传统结构隔震设计规范、核电厂结构隔震设计规范及非地震灾害相关的规范。

3.1 传统结构隔震设计规范

3.1.1 ASCE 7—10

ASCE 7—10《建筑物和其他结构的最小设计荷载》发布于 2010 年,其第 17 章讨论隔震的设计^[10]。该文件没有指定隔震支座的类型,只是一般性地要求隔震系统能抵抗中小地震而不损害整体隔震结构,在大地震作用下隔震系统不失效及不给整体结构带来重大破坏。ASCE 7—10 所考虑的最大可能地震(Maximum Considered Earthquake, MCE)为 2500 年一遇的地震,设计用地震取最大可能地震的 $2/3$ 。为了达到这个性能目标,ASCE 7—10 要求隔震系统:

(1) 不使用位移抑制装置来限制隔震支座在最大可能地震下的位移小于总的最大设计位移(除非满足特定的要求);

(2) 提供抗风装置来限制侧向位移;

(3) 提供恢复力;

(4) 考虑其他环境条件,包括老化的影响、蠕变疲劳、工作温度、暴露于湿气或有害物质。

对于隔震结构的分析,ASCE 7—10 指定两种不同的分析过程:等效侧力分析和动力分析。此外,最终的设计在执行前需通过两个主要的审核过程:独立的技术小组对设计进行检查及两个足尺隔震支座的原型测试。

3.1.2 AASHTO 隔震设计指导规范

美国国家公路与运输协会(AASHTO)于

2010 年发布新版的《隔震设计指导规范》^[20]。虽然该文件针对桥梁结构的隔震设计,但也有很多条款和 ASCE 7—10 的条款一样。然而,AASHTO 对于设计及分析均提供了隔震支座力学性能的取值范围,并考虑了温度、老化、冲击载荷、速度及污染的影响。此外,由于交通系统的特点而要求对隔震支座进行额外的测试以确保能承受温度载荷及车辆载荷。

3.2 核电厂结构隔震设计规范

3.2.1 ASCE 43—05

ASCE 43—05《核设施结构、系统及组件的抗震设计标准》发布于 2005 年,它提供一套比普通建筑结构标准更严格的设计标准来确保核设施在地震作用下能保持期望的性能目标^[13]。在 ASCE 43—05 中并没有针对隔震结构的具体条款,但是它是 ASCE 4-XX 的基础,而即将发布的 ASCE 4-XX 包含核电厂隔震结构的设计条款。

根据美国国家标准 ANSI/ANS 2.26 的要求,ASCE 43—05 定义 5 种抗震设计类别(SDC)和 4 种极限状态。SDC 从 1 增加到 5,SDC 1 对应于普通结构而 SDC 5 对应于关键结构(例如核电厂结构)。极限状态从 A 变到 D,在设计基准地震动(DBE/商用核电厂的 DBE 通常被称之为安全停堆地震 SSE)的作用下极限状态 A 对应于结构经历大的永久变形,而极限状态 D 对应于结构保持弹性。结构的目标性能可由 SDC 及极限状态的组合来确定,即一共可有 20 种目标性能。然而,ASCE 43—05 包括所有的极限状态但是只应用于 SDC 3,SDC 4 和 SDC 5,因为只有这些才与核设施结构、系统及组件有联系。

SDC 用于设定设计基准地震动 DBE,SDC 值越高,DBE 越大。极限状态用于设定结构的设计流程、分析方法及可接受的准则。不管 SDC 及极限状态取什么值,设计出的结构在 DBE 的作用下出现不可接受结构响应的概率不超过 1%,在 150% DBE 地震动的作用下出现不可接受结构响应的概率不超过 10%。

ASCE 43—05 通过概率地震危险性评价(PSHA)来获得一个统一危险性反应谱(UHRS)并用设计系数对其进行修正,从而定义出 DBE。UHRS 的年超越概率为 10^{-4} 。设计系数被校准以使得地震引起的最大年堆芯损坏频率(CDF)为 10^{-6} 。这个理念也是 NRC RG 1.208 里地震动反

应谱形成的技术基础。核电厂结构的目标性能是 SDC 5D,此目标性能对应每年出现不可接受结构响应的概率为 10^{-5} ,可接受的结构响应可描述为“基本上是弹性响应”。

3.2.2 ASCE 4-XX

ASCE 4—98《核电厂结构抗震分析及解说》发布于 1998 年^[11];新版的 ASCE 4 在近期即将发布,在此称之为 ASCE 4-XX。在 ASCE 4-XX 中新增了核电厂隔震结构设计、分析及测试的章节,此部分内容在 Whittaker 等的论文中有详细说明^[21]。ASCE 4-XX 设定的隔震结构的性能目标与 ASCE 43—05 设定的 SDC 5D 的性能目标一致。

ASCE 4-XX 认为三种类型的隔震支座适合于核电厂结构:低阻尼橡胶支座、铅芯橡胶支座及由重力提供恢复力的滑动支座(如摩擦摆支座),并要求隔震系统:

(1) 在 DBE 地震动的作用下,每个隔震支座均没有损坏;

(2) 隔震结构撞击周边结构的概率,在 DBE 地震动的作用下不超过 1%,在 150% DBE 地震动的作用下不超过 10%;

(3) 隔震支座的侧向位移等于 150% DBE 地震动作用下 90 百分位的侧向位移时,每个隔震支座尚能承受自重及地震引起的竖向荷载。

为了满足这三个准则采取的措施是:

(1) 在 DBE 地震动作用下 80 百分位的侧向位移和自重及地震引起的竖向荷载的共同作用下,对每个隔震支座进行产品测试;

(2) 通过分析对隔震支座模型及地震动的表征给出最佳估计;

(3) 对有限个数的隔震支座进行原型测试。

此外,ASCE 4-XX 要求用时程分析得到的力及位移结果对上部结构、基础及隔震支座进行设计。

3.2.3 NRC 导则指南

美国核管会(NRC)发布了一系列核电厂设计相关的导则指南(RG)。其中,关于地震动的选取有两个规范:RG 1.60《核反应堆设计反应谱》,发布于 1973 年^[22];及 RG 1.208《一种基于性能的方法来定义场地地震动》,发布于 2007 年^[23]。

RG 1.60 设计谱用四个控制周期确定谱形,阻尼比范围为 0.5%~10%,适用于除特殊软土之外的场地。RG 1.60 谱采用的地震记录主要来

自于美国西部土层场地的地震记录,在应用于其它地方的场地时,该谱有时需要进行一些调整。如美国 API000 反应堆在设计时,在 RG 1.60 谱的高频段 25Hz 处增加一谱形控制频率,使得在 25Hz 处的谱值比 RG 1.60 谱高出约 30%^[10]。虽然 RG 1.60 发布较早,但是它是很多国家和机构核电设计谱的蓝本并仍被广泛应用。RG 1.208 用来形成指定场地的地震动反应谱,设计新核电厂要用到的安全停堆地震动 SSE 可以由此得到。对于这两个规范,NRC 认为 RG 1.60 需要修正并且打算在将来撤销它^[21];NRC 现在推荐 RG 1.208 配合 ASCE 43-05 一起使用对核电厂结构进行基于性能的设计。

关于结构的抗震设计分类,美国联邦法规 (CFR)10 CFR Part 50 在附录 S 中规定,所有核电厂的某些结构、系统及组件 (SSC) 在 SSE 发生时必须保持功能正常^[25];NRC 发布的 RG 1.29《抗震设计分类》(第四修订版,2007 年)^[26] 对此进行进一步的明确,将这些 SSC 详细列出并归之为“抗震分类 I”SSC,其余的则称为“非抗震分类 I”SSC。“抗震分类 I”SSC 共列出 17 条,包括反应堆冷却剂压力边界、反应堆堆芯和反应堆容器内部及乏燃料池结构等。值得注意的是,上述分类是以已有的向 NRC 申请过执照的轻水反应堆型核电厂的设计为基础的,应用于采用隔震的核电厂时需进行进一步的研究。

除上述三个规范外,NRC 还有以下的核电厂结构设计方面的规范:

(1) RG 1.61《核电厂设计用阻尼值》(第一修订版,2007 年);

(2) RG 1.92《在地震反应分析中模态响应和三维组分的合并方法》(第二修订版,2006 年);

(3) RG 1.122《楼层支撑设备抗震设计用楼层反应谱的开发》(第一修订版,1978 年)。

虽然上述 NRC 规范并没有具体条款针对核电厂隔震设计,但是这些一般性的条款在隔震设计时同样有重要的参考意义。此外,NRC 最近也正在制定专门针对核电厂隔震设计的规范^[7]。

3.2.4 NUREG-0800

NRC 提供一份文件 NUREG-0800《NRC 标准评审计划 (SRP)》^[27],为 NRC 职员在对核电厂的安全分析报告进行评审时提供指导。这份文件是针对轻水反应堆而制定的,其中的第三章“结构、组件、设备及系统的设计”描述和结构设计及载

荷相关的条款。

3.2.5 ACI 349-06

美国混凝土学会 (ACI) 2006 年发布了 ACI 349-06《核安全相关混凝土结构的适用标准及评论》^[28]。如果隔震结构的上部结构和基础由混凝土建成,该规范应该被引用;特别地,该规范用于指导隔震支座和“基础/上部底板”之间连接板的设计。

3.2.6 ANSI/AISC N690-12

美国国家标准协会 (ANSI) 和美国钢结构协会 (AISC) 于 2012 年共同发布 ANSI/AISC N690-12《核设施安全相关钢结构设计、制造及安装规范》^[29]。如果隔震结构的上部结构和基础由钢建成,该规范应该被引用;特别地,该规范用于指导隔震支座和“基础/上部底板”之间连接板 (通常是钢造的) 的设计。

3.3 非地震灾害相关的规范

设计出的核电厂隔震结构应能抵抗火灾、强风、洪水及其他自然灾害,同时应该考虑到一些极端载荷,如事故性或人为恶意破坏的飞机撞击和爆炸。这些非地震灾害相关的规范一般是针对非隔震结构的,尽管如此,还是有必要讨论一下与飞机撞击、爆炸及洪水相关的规范。

3.3.1 飞机撞击

2001 年美国“911”事件发生后,大型商用飞机蓄意撞击核电厂可能引起的安全问题成为公众关注的焦点。在经过近 8 年的商讨、争论和公开辩论后,美国联邦法规 (CFR) 10CFR50.150《飞机撞击评估》于 2009 年 6 月 12 日颁布并于当年 7 月 13 日生效^[30]。10CFR50.150 要求每个新建核电厂在设计阶段就必须基于超设计基准事件对大型商用飞机撞击给核设施带来的影响进行评估,必须进行实际的来分析来表明在操作人员有限的动作下堆芯保持冷却或者核安全壳完好无损、乏燃料池保持冷却或者乏燃料保持完好。

为了支持 10CFR50.150 的实施,NRC 于 2011 年颁布了 RG 1.217《超设计基准飞机撞击评估指导》^[31]。RG 1.217 进一步澄清大型商用飞机的撞击是一个超设计基准事件;这意味着 NRC 基于设计基准事件要求的设计、建造、测试、操作及维护等条款不再是唯一适用的条款,设计者可自行设计以满足飞机撞击的性能要求。RG 1.217 一个重要的内容是接受美国核能研究所

(NEI)的文件 NEI 07—13(第八修订版)的方法; NEI 07—13 全称为《新核电厂设计用飞机撞击评估方法》^[32]。非公开版的 RG 1.217 和 NEI 07—13 含有更多评估飞机撞击的方法细节,但是受安全设施信息控制制约不对公众开放。

3.3.2 爆炸

美国针对建筑结构的抗爆炸设计有以下规范:

(1) ASCE 59—11《建筑物的爆炸防护》(2011 年);

(2) 美国国防部(DoD)统一设施标准 UFC 4—010—01《建筑物的最小反恐标准》(2012 年);

(3) 联邦应急管理局 FEMA-426《建筑物防御潜在恐怖袭击参考手册》(第二版,2012 年);

(4) FEMA-427《商用建筑物防恐怖袭击设计初步》(2003 年)。

3.3.3 洪水

NRC RG 1.102《核电厂的洪水防护》(第一修正版,1976 年)描述核电安全相关的结构、系统及组件的防洪措施,同时也提供核电厂场地在遭受最大可能降水时应采取的防护措施^[33]。

此外,NUREG-0800 的 2.42 小节“洪水”,总结和确定了洪水所引起的现象的个别类型和组合情况,并考虑建立核电厂重要构件的洪水设计基础,同时也描述了局部强降水可能带来的影响^[37]。

4 中国的规范

我国尚无针对核电厂隔震设计的规范。现行的《核电厂抗震设计规范》(GB 50267—97)于 1998 年 2 月 1 日开始施行^[33]。该规范适用于极限安全地震震动的峰值加速度不大于 0.5g 地区的压水堆核电厂的抗震设计。核电厂的物项根据其核安全的重要性被划分为三类:I、II、III 类,其中 I 类物项对应于核电厂中与核安全有关的重要物项。该规范中没有对隔震设计的描述,虽然其修订工作已经开始^[34],但修订后的规范是否涵盖隔震的内容目前尚不清楚。现阶段,核电厂抗震评价框架体系内除 GB 50267 外还包括以下的规范及法规:

(1) GB 17741—2005《工程场地地震安全性评价规范》;

(2) GB 18306—2001《中国地震动参数区划

图》;

(3)《地震安全性评价管理条例》;

(4)《中华人民共和国防震减灾法》;

(5) HAF101《核电厂厂址选择安全规定》;

(6) HAF102《核电厂设计安全规定》;

(7) HAD101/01《核电厂厂址选择中的地震问题》。

上述规范及法规中,仅在 HAD101/01 中有提到隔震,在其中的“设计基准地面运动特征”小节中,对采用基底隔震的构筑物要求考虑可能在基底隔震系统构件上产生过量或可能的残余位移的长周期效应^[34]。

5 结 论

随着隔震在全世界范围内的广泛应用,工程师们已经认识到明确的标准及规范在隔震结构的设计和分析中是必不可少的。日本及美国的相关机构已经发布了几个核电厂隔震设计规范,并且正在修订或者制订新的规范;我国也正在对《核电厂抗震设计规范》进行修订。虽然这些规范给出了核电厂隔震设计的条款,但这些条款不应限制新的设计方法的出现;正如文中所阐述的那样,这些不同机构制订的规范之间有些互相矛盾的地方,比如推荐使用的隔震支座的类型及分析时输入地震波的选取方法。总的来说,现阶段核电厂隔震设计相关的规范还不完善,本文对相关规范进行的归纳有助于更好地开展核电厂隔震的应用研究。

参考文献

- [1] Skinner R I, Robinson W H, McVerry G H. An introduction to seismic isolation [M]. Wiley: Chichester, 1993.
- [2] Kelly J M. Seismic Isolation, Earthquake engineering-from engineering seismology to performance-based engineering[M]. CRC Press LLC, 2004.
- [3] Martelli A, Forni M. State of the art on application, R&D and design rules for seismic isolation, energy dissipation and vibration control for civil structures, industrial plants and cultural heritage in Italy and other countries[C]. Proc. of the 11th World Conf. on Seismic Isolation, Energy Dissipation and Active Vibration Control of Structures, Guangzhou, China, 2009.

- [4] 秦川, 刘文光, 廖述江, 等. 复杂博物馆结构的隔震效应及地震响应分析[J]. 结构工程师, 2012, 28(3): 82-87.
Qin Chuhan, Liu Wenguang, Liao Shuijiang, et al. Earthquake response analysis and isolated effect on a complicated base-isolated museum structure [J]. Structural Engineers, 2012, 28(3): 82-87. (in Chinese)
- [5] 张强, 刘文光, 何文福, 等. 隔震结构的强震观测及数值响应分析效果[J]. 结构工程师, 2012, 28(3): 109-116.
Zhang Qiang, Liu Wenguang, He Wenfu, et al. Strong motion observation and numerical response analysis of isolated structures [J]. Structural Engineers, 2012, 28(3): 109-116. (in Chinese)
- [6] Bonner J J, Papadopolis M, Price W. Earthquake response spectra for seismic design of nuclear power plants in the UK [J]. Nuclear Engineering and Design, 2011, 214(3): 968-977
- [7] Mahin S A. Seismic isolation of NPPs [C]. Workshop on Seismic Research Topics for Nuclear Facilities, UC Berkeley, USA, 2012.
- [8] Hijikata K, Takahashi M, Anyagi T, et al. Behavior of a base-isolated building at Fukushima Dai-ichi nuclear power plant during the Great East Japan Earthquake [C]. Proceedings, International Symposium on Engineering Lessons Learned from the 2011 Great East Japan Earthquake, JAEE, Tokyo, Japan, 2012.
- [9] Japan Electric Association (JEA). JEAG 4614—2000 Design and technical guideline of seismic isolation structure for nuclear power plant [S]. JEA, 2000. (in Japanese)
- [10] Takamatsu N. Japanese technical guideline for seismic isolation structure [C]. 1st Kashiwazaki International Symposium on Seismic Safety of Nuclear Installations. Niigata Institute of Technology, Kashiwazaki, Niigata, Japan, 2010.
- [11] American Society of Civil Engineers (ASCE). ASCE 4—98 Seismic analysis of safety-related nuclear structures and commentary [S]. ASCE, 1998.
- [12] American Society of Civil Engineers (ASCE). ASCE 43—05 Seismic design criteria for structures, systems, and components in nuclear facilities [S]. ASCE, 2005.
- [13] 中华人民共和国建设部. GB 50267—97 核电厂抗震设计规范[S]. 北京: 中国计划出版社, 1998.
Ministry of Construction of the People's Republic of China. GB 50267—97 Code for seismic design of nuclear power plants [S]. Beijing: China Planning Press, 1998. (in Chinese)
- [14] 徐龙军, 李爽, 谢礼立. 核电厂抗震设计谱确定方法分析[J]. 土木工程学报, 2012, 45(增刊1): 1-8.
Xu Longjun, Li Shuang, Xie Lili. Analysis on the construction methods of seismic design spectra for nuclear power plants [J]. China Civil Engineering Journal, 2012, 45(A1): 1-8. (in Chinese)
- [15] Japan Electric Association (JEA). JEAG 4601—2008 Technical guidelines for seismic design of nuclear power plants [S]. JEA, 2008. (in Japanese)
- [16] Japan Electric Association (JEA). JEAG 4601—2008 Technical code for seismic design of nuclear power plants [S]. JEA, 2008. (in Japanese)
- [17] Nuclear Regulation Authority (NRA). Guidelines for seismic design review on nuclear facilities [S]. NRA, 2006. (in Japanese)
- [18] Atomic Energy Society of Japan (AESJ). AESJ-SC-P006: 2007 Guidelines for probabilistic seismic assessment of nuclear power plants [S]. AESJ, 2007. (in Japanese)
- [19] American Society of Civil Engineers (ASCE). ASCE 7—10 Minimum design loads for buildings and other structures [S]. ASCE, 2010.
- [20] American Association of State Highway and Transportation Officials (AASHTO). Guide specification for seismic isolation design [S]. AASHTO, 2010.
- [21] Whittaker A S, Huang Y N, Mayes R L, et al. Seismic isolation of safety-related nuclear structures [C]. Structures Congress (ASCE) 2011: 876-885.
- [22] Nuclear Regulatory Commission (NRC). Regulatory guide 1.60. Design response spectra for seismic design of nuclear power plants [S]. US NRC, 1973.
- [23] Nuclear Regulatory Commission (NRC). Regulatory guide 1.208. A performance-based approach to define the site-specific earthquake ground motion [S]. US NRC, 2007.
- [24] Nuclear Regulatory Commission (NRC). Disposition of regulatory guide 1.60, Design response spectra for seismic design of nuclear power plants [C]. US NRC, 2011.
- [25] Nuclear Regulatory Commission (NRC). Appendix S to 10 CFR 50, Earthquake engineering criteria for nuclear power plants [S]. US NRC, 2007.
- [26] Nuclear Regulatory Commission (NRC). Regulatory guide 1.29. Seismic design classification [S]. US NRC, 2007.
- [27] Nuclear Regulatory Commission (NRC). NUREG-

0800. Standard review plan for the review of safety analysis reports for nuclear power plants [S]. US NRC, 2012.
- [28] American Concrete Institute (ACI). ACI 349—06. Code requirements for nuclear safety related concrete and structures & commentary[S]. ACI, 2006.
- [29] American Institute of Steel Construction (AISC). ANSI/ AISC N690—12, Specification for the design, fabrication and erection of steel safety-related structures for nuclear facilities[S]. AISC, 2012.
- [30] Nuclear Regulatory Commission (NRC). 10 CFR 50. 150, Aircraft impact assessment [S]. US NRC, 2009.
- [31] Nuclear Regulatory Commission (NRC). Regulatory guide 1.217, Guidance for the assessment of beyond-design-basis aircraft impacts[S]. US NRC, 2011.
- [32] Nuclear Energy Institute (NEI). NEI 07—13. Methodology for performing aircraft impact assessments for new plant designs, revision 8[S]. US NEI, 2011.
- [33] Nuclear Regulatory Commission (NRC). Regulatory guide 1.102. Flood protection for nuclear power plants [S]. US NRC, 1976.
- [34] 国家核安全局, 国家地震局. HAD101/01 核电厂厂址选择中的地震问题(1994 年修订)[S]. 国家核安全局, 1994.
- National Nuclear Safety Administration (NNSA), China Earthquake administration. HAD101/01 earthquake problems in relation to nuclear power plant siting[S]. NNSA, 1994. (in Chinese)