

核电厂工程结构抗震研究进展

孔宪京^{1,2}, 林 皋^{1,2}

(1. 大连理工大学海岸与近海工程国家重点实验室, 辽宁大连 116024; 2. 大连理工大学水利工程学院, 辽宁大连 116024)

[摘要] 当前以及今后相当长一段时期,核电都将是积极发展的能源形式之一,保障核电安全是确保核电工程建设顺利实施和安全运营的关键。然而,中国幅员广阔,地质条件差异大,海域自然条件复杂;同时,中国地震活动范围广、强度大、频度高,基于标准化设计的核电工程结构在建设过程中面临着诸多问题。尤其是2011年日本大地震导致的福岛核事故的教训,对核电工程的抗震安全提出了新的问题。结合大连理工大学十几年来在解决我国核电工程结构抗震安全中的关键问题,以及在“地震作用下核电厂工程结构的功能失效机理及抗震安全评价”研究中所取得若干进展进行综述性介绍,主要包括核岛地基抗震适应性研究和核岛安全相关工程结构抗震防灾研究。

[关键词] 核电厂;地基适应性;取排水构筑物;安全壳;抗震安全评价

[中图分类号] TM623.8 **[文献标识码]** A **[文章编号]** 1009-1742(2013)04-0062-13

1 前言

核电作为替代化石能源的清洁能源之一,能量密度要远高于太阳能和风能等形式,且没有水电的占地和大量移民问题,因此,作为优化能源结构的重要形式,核电具有很大的发展潜力。

当前对于核能源利用所产生的担忧,最具争议的依旧是安全如何得到有效保障。核电厂发生严重事故的频度极低,但后果相当严重,对政治、经济和社会的影响是非常巨大的。因此,从核电诞生之初,安全问题就是决策层最关注的问题,核电设计也一直秉承“保守决策”的原则。但是,由于环境荷载作用的不确定性、运行操作系统的复杂性以及人们认识的局限性,导致核电在半个世纪发展中出现过几次事故,使大众对核电的认识存在一些阴影,成为核电能发展中的重要障碍。

我国是一个多地震国家,地震活动频度高、强度大、次生灾害多。2008年汶川地震的强度远远超出当地各类构筑物的设防标准,地震动及其次生灾害对大坝等重要水电工程造成威胁^[1,2]。地震区建

设的核电站也面临着同样的问题,2011年日本大地震中福岛核电站事故就是一个惨痛的教训。

我国的核电厂建设起步较晚。现行核电规范基本参照国外的规范制订,缺乏具有自主知识产权的成果和配套建设的能力,在自主创新、适应中国国情、体现中国特色方面有所不足。在当前核电建设的背景下,无法满足核电建设的要求,严重影响了我国的核电建设和技术竞争能力。开展适合我国国情的核安全相关结构的抗震安全评价方法与技术研究,对于保障核电工程结构的“可靠与安全”有着重要的理论指导意义和工程应用价值。

自1994年起,大连理工大学工程抗震研究所(以下简称大工抗震所)针对我国核电建设工程实践中面临的特殊性问题,进行了大量的工程实践和研究,近年来结合国家行业性基金及国家自然科学基金重点基金,对核电厂安全相关工程结构抗震的基础问题进行了理论上的探索。

2 核岛地基抗震适应性研究

保证核电站抗震安全的关键是核电站工程结

[收稿日期] 2013-01-21

[基金项目] 地震行业科研专项经费资助项目(201208013);国家自然科学基金资助项目(51138001,51078061)

[作者简介] 孔宪京(1952—),男,江苏南京市人,博士,教授,研究方向为高土石坝和核电厂工程抗震;E-mail:kongxj@dlut.edu.cn

构及设备在考虑局部场地特征的地震动作用下满足结构完整性和运行可行性。出于安全性和经济性两方面的考虑,当前核电站设计中往往采用标准设计,即新建电站采用与参考电站相同的设计方案和机组设备。如我国目前采用最多的核电标准机型CPR1000主要以国外设计的广东大亚湾和岭澳核电站厂址条件作为原型,但是各核电站厂址的地质地质条件不尽相同,与岭澳原型核电站厂址参考性的均质地基差异较大^[3-8]。如江苏田湾核电站3、4号核岛地基发现特殊地质体,为横跨核岛区域的5~16 m宽度不等的构造破碎带。辽宁红沿河核电站3、4号核岛地基开挖过程中,也发现地基下部存在若干分布不规则、岩性较差的强风化“捕虏体”,地基不均匀性比较突出。

复杂场地条件对核电站建设的影响不仅在于核岛工程结构的地震动输入变化,而且直接影响用于核电设备抗震设计所需要的结构楼层谱的确

定。强震条件下,保障核电设备安全正常工作的要求有时比保证厂房结构安全更为苛刻,此时结构楼层加速度、变形是重要的关注指标。因此,当前核电站厂址抗震适应性评价的主要工作是均质场地条件下核电标准设计进行比较,明确输入地震动与厂房动力响应的差异,保证厂房结构的地震反应处于设计容许范围内,确保其安全性。

近年来我国在核电站建设中遇到的厂址地基不均质问题较为突出(见图1),尤其是在核岛建设中,不良地质问题的出现具有突发性,评价与解决具有紧迫性^[4-6]。如果核岛及辅助厂房地基适应性评价得不到及时解决,将延误工期,造成巨大损失。特别是如果核岛及辅助厂房地基不符合抗震适应性要求,而又难以处理的话,势必造成改换厂址的后果,那代价就更大了。因此,核电站核岛地基的适应性是核电站厂址选择的重要制约因素,而核电站厂址地基的抗震适应性分析是核心技术。

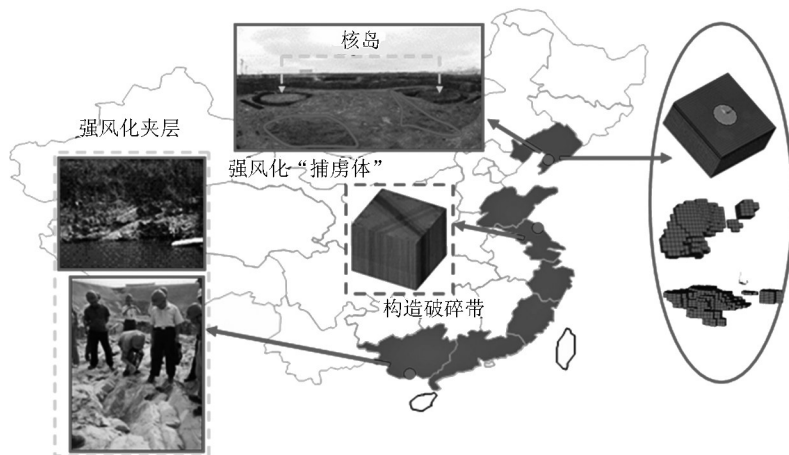


图1 我国在建核电站典型地基不均质问题

Fig.1 Non-homogeneous base soils of the constructed nuclear power plants in China

然而我国核电建设起步较晚,理论和规范相对不完善,无法满足我国核电蓬勃发展的需要。同期国际通用的美国土木工程师协会(ASCE)等主要核电规范也严重滞后于工程实践,没有明确的复杂厂址条件下核电结构抗震分析的条文说明。各国核电站建筑抗震规范一般在20世纪90年代前完成,均质场地假定依旧是各国规范抗震分析的基本点,非均质场地条件等特殊厂址的安全评价方法尚未包含在抗震规范中。如何评价非均质场地对核电站结构,尤其是核岛建筑物的抗震安全性的影响,甚至于评价该厂址是否适用,这在国际上都缺乏经

验。复杂地基条件下的核岛抗震适应性问题已成为核电站建设中需要解决的关键技术问题。

2.1 典型不均质地基条件下核岛结构抗震分析的高效精确模型

当前各国抗震规范只是原则性地给出了抗震设计和计算准则,采用何种方法、何种标准都需要根据各工程的实际制定详细的实施准则。由于核电站地基的分析模型尚不完善,各国核电站设计中一般将地基简化为均匀地基,在计算域边界上采用粘弹性边界近似地模拟无限地基的动力相互作用。Bechtel等也只是验证了FLUSH、CLASSI、

SASSI 等软件分析软基上建筑物抗震性能的适用性。而我国拟建和在建的核电厂地基不均匀性较为突出,如何评价不均匀地基的适应性是急需解决的问题^[4-6]。

针对这一问题,大工抗震所采取比例边界有限元、透射边界、阻尼抽取法、粘弹性边界等多种先进的地基无限域动力模型为基础进行复杂地基与结构的动力相互作用计算,并与规范建议的集总参数场地模型开展对比分析,结合有限元法细致刻画不均匀地基特征,进行厂址地基动力特性、地震波在复杂厂址中的传播特性以及厂房结构动力响应与楼层谱的分析研究,细化了复杂厂址条件下的核岛地基适应性评价内容与方法,提出了典型不均质地基条件下核岛结构抗震分析的高效精确模型(见图2),具有地基动力模型先进、不均质地基刻画细致、时域与频域多种模型对比分析及评价内容全面的特点。

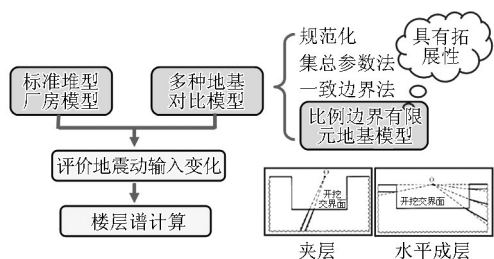


图2 典型不均质地基条件下核岛结构抗震分析
Fig.2 Seismic analysis of the nuclear island under typical non-homogeneous base soil conditions

针对复杂场地,厂址地基动力特性分析方法可以有效地在频域内刻画地基动刚度与激震频率密切相关的特性,而规范中传统集总参数场地动力模型只能获得与激震频率无关的简化地基动刚度模型。进而,通过所提出的混合变量法将与频率相关的地基动刚度无精度损失地转化为时域动载荷与时程变位之间连分式形式的数值关系,运用于结构-地基动力相互作用分析中,实现复杂场地条件下核岛厂房结构的地震响应的高效分析。在此基础上,以标准核电堆型的核岛厂房结构为研究对象,可开展不同地震动输入条件下的楼层谱计算。

2.2 厂房楼层谱不确定性分析的概率统计方法

结构动力特性计算参数(模量、阻尼等)与输入地震动的不确定性是影响核电厂楼层谱计算的两个主要因素,需要开展随机概率分析考虑参数不确

定性的影响。美国核电设计中依据测试数据的统计结果,建议了部分设计参数的概率密度分布函数,具有一定参考价值。

厂址地震载荷的不确定性是核电工程抗震分析的一个重要的不确定性参数来源。一般来讲,由于核电工程的特殊重要性,往往需要进行专门的厂址地震危险性分析,给出不同峰值强度地震发生的年度概率曲线,并从中按指定的概率提取相应的不同水准的地震设计加速度。如安全停堆地震水准(SSE),其年超越概率为 10^{-4} 。而据此,单纯以确定的SSE或1/2 SSE水准进行确定性的抗震计算,这是否能充分体现核电运行期内的不同强度地震发生的概率危险性,还值得分析^[2]。

对楼层反应谱进行概率统计分析的实现方法如图3所示。依据表征输入参数不确定性的概率分布密度函数,通过生成随机数建立起各项参数的样本空间;再以结构确定性抗震分析为基本过程,获得各组随机样本对应的楼层反应谱计算结果;最后对该计算结果进行统计处理,获得概率意义上的统计楼层谱计算值。

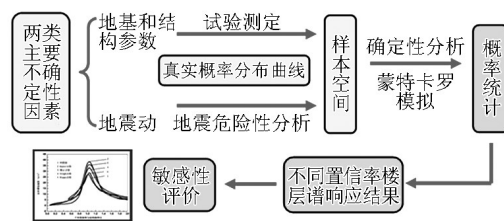


图3 厂房楼层谱不确定性分析的概率统计方法
Fig.3 Probability and statistics method of uncertainty analysis for plant floor spectrum

大工抗震所在细致考虑土-结构动力相互作用的基础上,提出了一种新的确定性与概率统计法相结合的楼层谱计算方法,可不受模型不确定性参数的个数与统计参数概率分布规律的限制。计算中以概率统计分析为基本手段,通过定义不同的概率密度函数来研究输入参数的不确定性对楼层谱计算值的影响^[3]。

研究成果表明,确定性分析获得的楼层反应谱具有足够的安全裕度,即相关结果具有足够的可靠度与保守性。通常情况下,低阻尼比条件下,按照现行的国际主要核电抗震规范,通过包络和按结构峰值响应频率处进行峰值拓展和15%峰值幅度进行峰值降低来考虑参数不确定性对楼层反应谱的

影响是可行与保守的。所得结论为核电站的抗震设计余裕量评估和安全管理提供了一些可供参考的有益结论。

2.3 核岛结构抗震分析自主软件的研发

无论是所提出的典型不均质地基条件下核岛结构抗震分析模型还是厂房楼层谱不确定性分析的概率统计方法,现有软件都无法直接实现其功能。因此,针对以上模型,完全自主开发了一系列核电厂抗震分析软件。这些软件满足我国核电厂抗震设计规范的要求,可适应不同场地条件的具体特点,大幅度提高了抗震分析的精度和效率^[4-6]。

软件的主要功能模块包括地基动力刚度的高精度计算,厂房-地基的动力相互作用,楼层谱确定性计算,以及楼层谱的不确定性分析。同时软件基于VC++面向对象的可视化平台开发,具有系统化、模型多、求解高效以及功能可拓展等特点。

这一系列软件保障了多座核电站的顺利建设,并有效运用于CPR1000标准化项目的开展中,初步划定了适应我国自主研发的压水堆标准设计的厂址地基参数范围,推进了我国核电自主化进程^[8]。

3 核电厂海域工程取排水构筑物抗震安全评价研究

地基适应性研究可以确认标准化核岛厂房及设备本身的地震动作用是否满足要求,要保证核电安全,还必须确保在地震动作用下的取排水工程系统的安全。

我国目前已建、在建和规划中的核电厂大都修建在沿海地区,保障核电厂运行和安全的一个重要组成部分就是海域工程取排水构筑物,包括防波堤、护岸、隔热堤、直立墙和取排水箱涵(隧洞)等,具有掩护核电厂设施防御外海波浪、确保取排水的畅通、保证冷却水供应、紧急情况下能够使反应堆处于安全停堆状态、排除余热等重要作用,属于核安全的抗震相关物项,其抗震性能对核电厂的安全运行具有极其重要的影响。国际原子能机构和各国规范标准都要求其具有较一般水工建筑物和工业民用建筑更高的抗震安全性。

我国核电厂海域工程所处海域自然环境条件

较差,水深浪大,地基中含深厚淤泥层,并夹有中、细砂等可液化土层,在如此复杂条件下对海域工程取排水构筑物进行抗震安全性评价,国内外均缺乏有效规范与标准可供借鉴。

如我国1995年自主建设的百万千瓦级的广东岭澳核电厂,海域工程取排水构筑物自行设计,抗震安全评价成为迫切需要解决的关键技术问题。当时我国第一部《核电厂抗震设计规范》尚未正式颁布,颁布后(现行)的《核电厂抗震设计规范》(1998年正式颁布)中也没有明确规定这些构筑物的安全评价方法和相关标准。美国、日本有关核电建(构)筑物规范、标准也都偏重于核岛结构,缺乏外围构筑物的评价方法,滞后的理论及现行规范严重影响了我国核电厂海域工程取排水构筑物的抗震安全评价。

大工抗震所在参考相关规程基本思想的前提下,形成了海域工程取排水构筑物抗震安全评价的基本框架,并通过我国10多个核电工程的应用检验,不断发展与完善,形成了比较系统、完整的核电厂海域工程取排水构筑物抗震安全评价体系,提出了相应的设计方法、评价标准,并研发了分析计算软件。

3.1 取排水构筑物抗震安全评价标准与评价体系

自1994年以来,结合岭澳核电厂建设,大工抗震所在国内率先开展核电厂海域工程取排水构筑物的抗震安全评价研究^[9-25],提出了对于重要取排水构筑物,应联合运用土工试验、物模试验和数模分析技术进行抗震安全评价,即通过土工试验测定筑堤材料和海洋地基土的静、动力强度和变形特性;通过振动台模型试验研究取排水构筑物的破坏机理和变形特性,定性、半定量地把握构筑物的抗震性能;联合极限平衡滑动面法、有限元动力法分析构筑物和地基的稳定性,联合Newmark滑块法和应变势法分析构筑物和地基的局部和整体地震变形,联合液化判别法和液化流动法分析海床地基的液化危险性和液化变形;综合物模和数模的研究结果,评价取排水构筑物的抗震安全性,建议抗震措施或结构优化方案,如图4所示。这一评价体系更为先进、全面和反映实际。

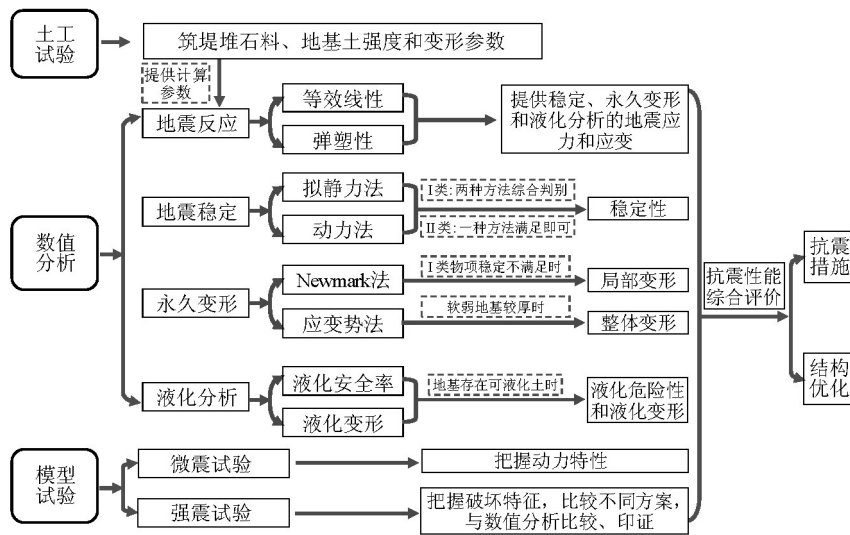


图4 取排水构筑物抗震安全评价体系

Fig.4 Seismic safety evaluation system of intake and drainage structures

3.1.1 土工试验

在我国南方沿岸,核电厂海域工程取排水构筑物的地基一般是比较复杂的,广泛分布着海积土和残积土等,其变形和强度特性对构筑物稳定性的影响是非常大的,仅仅依据现场试验的结果不能充分把握土的力学特性,必须联合室内静、动三轴试验和现场试验的成果综合评价地基土的力学特性。

室内静三轴试验分为固结排水剪试验和固结不排水剪试验。固结排水剪试验用于测定地基土和筑堤堆石料骨架的变形参数和强度参数,这些参数可以用于计算构筑物和地基在震前的应力分布情况,直接影响有限元稳定的计算结果,同样也影响地震时地基土的剪切模量,以至于影响结构的地震反应;固结不排水剪试验用于测定地基土不考虑排水时的变形和强度参数,在缺少动强度参数时,其强度参数可用于计算稳定,在一般情况下是偏于保守的,其变形参数可用于计算地震变形(应变势法)。

室内动三轴试验包括动模量、阻尼比试验和动强度试验。动模量、阻尼比试验用于测定地基土和筑堤堆石料的动模量和阻尼比与动剪应变的变化规律,这对研究构筑物和地基土的地震反应是十分重要的。动强度试验可以测定地基土在地震时的强度和变形参数,用于计算稳定和永久变形,对于可液化土,动强度试验也可以测定其动剪应力比和孔隙水压力与振次的依赖关系,分别用于总应力法和有效应力法计算液化危险性。此外,还可进行液化后变形试验,为液化流动变形分析提供参数。

另外,综合分析室内试验与现场试验的成果,据此准确评价地基土的力学特性,防止出现没有代表性的试验成果,不利于正确分析结构和地基的稳定性。

3.1.2 振动台模型试验

取排水构筑物的破坏机理和变形规律是工程设计非常关心的问题,通过振动台模型试验可以直观地观察模型的振动及其变形特性,有助于深入了解防波堤、护岸、直立墙等构筑物的破坏性态、破坏过程及其机理和变形规律,进而结合数值分析成果综合评价构筑物的抗震性能。当需要进行不同设计方案或抗震措施比较时,采用类比的试验方法可以很容易得到定性的结论,此时,与数值分析方法结合并通过振动台模型试验印证是必不可少的。

大工抗震研究所研制了国内唯一的水下地震模拟系统,先后开展了岭澳、田湾、阳江、陆丰、宁德核电厂海域工程取排水构筑物(包括防波堤、护岸、直立墙等)的振动台模型试验,典型的破坏模式如下:

1) 防波堤和护岸结构(岭澳、田湾、宁德、陆丰)。强震作用下,由于地基土沉降变形以及振动惯性力引起防波堤或护岸顶部防浪胸墙出现沉降和侧移,栅栏板或钩连块护坡出现松动并沿坡面下滑,防波堤或护岸的堤心堆石出现沉降并向外海侧移动,防波堤或护岸坡度变缓,地基土发生明显沉降,坡底处稍微隆起。

2) 泵房前直立墙结构(陆丰)。强震作用下,直立墙在自身地震惯性力和墙后回填碎石的动土压

力联合作用下产生向外海侧的水平滑动位移,抛石基床发生沉降,直立墙向外海侧的倾斜,直立墙后回填碎石出现沉陷和明显的剪切滑移带。

3) 沉箱式中隔堤(岭澳)。强震作用下,沉箱式中隔堤的基础边坡首先出现滑动,压重混凝土块失稳滑落,堆石滑动区域向沉箱底部扩大,进而造成箱底堆石失稳,最终箱体向内海侧倾斜并出现向内海侧的滑移。滑移临界加速度与沉箱底部的摩擦力有关,高水位时,由于浮力的作用,沉箱底部摩擦力较小,对稳定不利。强震作用下,沉箱式中隔堤的破坏形式是沉箱体的失稳滑动。

4) 取排水交叉口(岭澳)。岭澳核电厂的取排水交叉口包括钢筋混凝土渡槽、基墩、堆石堤及地基。强震作用下,无论是地震作用方向沿渡槽轴线,还是垂直渡槽轴线,渡槽、基墩连同地基发生沉陷变形,同时两侧基墩伴有向跨中的水平滑移,结构体系的抗震薄弱部位是渡槽与基墩的连接区域。适当加大每跨渡槽两端与基墩连接之处的渡槽局部断面尺寸,或在渡槽与基墩间铺设软垫层,可使应力有所改善,将有利于提高结构整体的抗震性能。

3.1.3 数值分析

由于岩土材料是强非线性的散粒体材料,振动台模型试验很难满足所有模型相似关系,因此只能揭示现象和规律,给出定性或半定量的结论,需要采用数值分析方法进一步分析结构的抗震安全性。

1) 地震反应分析。采用动力有限元法分析核电厂取排水构筑物的地震反应,其结果可为有限元动力稳定分析、液化分析和地震永久变形分析提供动应力、动应变和加速度分布等。其中,地基土和筑堤堆石料的材料特性应采用室内试验和现场试验的成果,计算模型可以采用等效线性粘弹性模型和弹塑性模型,计算边界可采用粘性边界或粘弹性边界,计算方法可采用时域分析或频域分析。等效线性方法不能直接计算构筑物和地基的地震永久变形,需要借助应变势分析方法计算地震后的构筑物整体变形。大工抗震所在广义塑性模型基础上,合理考虑了筑堤堆石料和砂土的压力相关性和加卸载特性,提出了改进的广义塑性模型,集成了粘弹性边界及其地震等效荷载的地震动输入方法,建立了可考虑构筑物与地基相互作用的弹塑性动力时程分析方法,并可直接计算地震引起的永久变形(包括体积变形和剪切变形)。

2) 地震稳定分析。岩土边坡与地基的抗震稳

定通常采用拟静力极限平衡法,以滑动面上抗滑力矩之和与滑动力矩之和的比值作为抗滑安全系数,将地震作用简化为拟静态的地震力,力的大小和方向不随时间变化。这种做法忽略了地震作用瞬态和往复变化的特点,所以计算出的安全系数并不代表真正的安全程度。对于重要建筑物,应综合采用拟静力极限平衡法、静力有限元法和动力有限元法等多种方法来评价岩土边坡和地基的抗震稳定性。静力有限元法对地震作用采用拟静力极限平衡法相同的假定,它的优点是便于考虑岩土材料的不均匀性及其非线性的应力-应变特性。动力有限元法则进一步考虑了地震作用的时间过程以及岩土材料的动模量和阻尼随动剪应变幅值和围压的变化。若采用有效应力分析时,还能够反映土中孔隙水压力的变化过程及其对土的动力性质的影响。从合理性而言,动力有限元法优于静力有限元法,并优于拟静力极限平衡法。

动力有限元法计算时,如果在整个地震过程中最小稳定安全系数大于1.0,则可以认为土坡是稳定的;如果出现最小安全系数小于1.0,并不意味着土坡就一定会失稳破坏,这主要是因为动力荷载是往复的,在某一时刻安全系数可能小于1.0,其持续很短时间后,安全系数又可能大于1.0,在这种情况下,如果地基没有发生液化,斜坡将出现微小的滑移变形,可以采用Newmark 滑块法计算得到。

3) 地震永久变形分析。地震变形的计算成为抗震安全评价中比较关键的问题。在美国、欧洲各国、日本等国家新修订的大坝抗震安全导则中一般都建议采用Newmark 滑块法进行分析,这一方法计算简便,并得到一些实际工程地震变形的检验。但传统的Newmark 法一般是先通过拟静力法确定滑弧位置,然后针对固定滑弧计算其安全系数时程,这种方法不能精确定位最危险滑弧位置,不利于合理选择加固措施以及确定加固范围。为了克服这个问题,大工抗震所考虑了土体的非线性强度和加固措施的效果,提出了基于每一时刻任意圆弧搜索的有限元动力稳定和滑动位移分析方法,提高了计算精度,并可定量地评价抗震措施的效果。

Newmark 法一般用于评价土坡局部稳定性或滑移,如果要评价取排水构筑物和地基的整体变形,通常采用Serff和Seed等提出的基于应变势概念的永久变形分析方法。目前,基于应变势概念的残余应变模型主要有谷口模型、沈珠江模型和水科院

模型。大工抗震所考虑孔隙比和应力水平相关性,分别对谷口模型和沈珠江模型进行了改进,改进后的谷口模型参数具有孔隙比无关性,应用十分方便;改进后的沈珠江模型消除了不同固结比对计算参数的影响,提高了模型的计算精度,减少了试验工作量。

4) 液化分析。液化判别分析包括总应力判别法和有效应力法。总应力判别法需要根据三轴循环荷载试验测得的土体的液化动剪应力比,并通过动力反应分析得到土体的等效动剪应力比,前者与后者之比即为液化安全率。当液化安全率大于1.0时,可以认为无液化危险性,反之,则认为土体发生液化。与总应力判别法相比,有效应力法可以直接得到孔压的响应,根据有效应力是否为0判别液化,概念清楚,理论更加严密。大工抗震所基于广义Biot固结原理和Seed的孔压模型,建立了饱和地基的有效应力分析方法,可考虑砂土骨架与孔隙水的动态相互作用,包括孔隙水的累计、扩散和消散。

通过震害调查人们逐渐认识到,土层液化并不一定存在危害,只有当液化引起的变形足以危害结构物安全或正常使用时才造成危害,因此液化引起的变形对结构物的抗震安全评价是十分重要的。当发生液化时,采用残余应变模型则不能反应液化后土体在自重应力作用下的流动变形和孔隙水压力消散后的沉降变形,得到的变形可能偏小,近年来日本学者提出的液化流动分析方法得到了较好的应用。大工抗震所基于大量饱和砂砾土动三轴试验,首次提出了砂砾土的振动孔压模型和分段直线的液化后变形模型,建立了饱和砂砾土液化流动分析方法。

3.1.4 抗震安全评价

针对核电厂海域工程取排水构筑物安全等级,根据多个核电工程的分析结果,提出了抗震Ⅰ类和Ⅱ类物项的稳定安全系数标准(见表1),并纳入我国《核电厂海工构筑物设计规范》(NB/T 25002—2011)。

表1 稳定安全系数
Table 1 Stability safety factor

抗震类别	地震动	安全系数	
		拟静力法	有限元动力法
抗震Ⅰ类物项	SL-1	≥1.6	≥1.3
	SL-2	≥1.5	≥1.2
抗震Ⅱ类物项	SL-1	≥1.5	≥1.2

1) 计算构筑物抗震稳定性时,对于抗震Ⅰ类物项,应同时采用拟静力法和有限元动力法,综合判断其抗震安全性;对于抗震Ⅱ类物项,可采用拟静力法和有限元动力法,其中一种方法验证满足稳定要求即可。

2) 对于抗震Ⅰ类物项,当有限元动力法稳定安全系数不满足要求时,要求验算斜坡与地基滑动体的滑移量和整体变形,并论证是否影响结构的功能。

3.2 取排水构筑物静、动力弹塑性分析软件开发

由于核电厂取排水工程构筑物地基材料的强非线性以及结构的复杂性,需要联合多个程序(如国际上常用的FEMDAM、QUAD4、FLUSH、SHAKE等)才能完成土构筑物的抗震评价(包括静力分析、动力分析、液化分析、永久变形分析等)。这些程序的数据格式、材料模型等均不相同,程序设计方法也比较落后,致使研究过程繁琐且易出错,升级和维护十分困难,功能也远远满足不了日益复杂的核电厂取排水工程构筑物抗震分析的要求。此外,商业软件中也没有专门用于取排水构筑物抗震评价方面的程序。因此,开发统一的、多功能的核电厂取排水工程构筑物抗震分析程序,对提高核电工程抗震安全评价的效率和准确性,提升我国核电自主创新能力、发展我国工程计算软件自主知识产权是十分重要的。

大工抗震研究所采用Visual C++开发平台、面向对象的设计方法、可视化用户界面、多核并行计算、动态内存、非零存储、迭代求解等先进的开发技术,在饱和多孔介质弹塑性动力框架上,将岩土工程有限元分析过程进行了类的抽象和封装,统一了静力、固结、动力、液化、稳定、永久变形、开挖和填筑等分析过程,自主开发了核电厂取排水工程构筑物抗震安全评价软件系统,可完成构筑物抗震计算的全部内容。此外,程序的可读性和可移植性也大大提高,软件十分易于升级和维护。开发的软件满足我国《核电厂抗震设计规范》、《水运工程抗震设计规范》和《水工建筑物抗震设计规范》的要求,并适应核电厂取排水构筑物的设计特点,提高了抗震安全评价的精度和效率。

大工抗震所提出的核电厂海域工程取排水工程构筑物抗震安全评价体系及相应的软件系统已经应用于我国岭澳、田湾、阳江、宁德、秦山、福清、台山、陆丰、防城港、石岛湾、红沿河、徐大堡等核电厂工程,获得6项软件著作权,并先后获得教育部科

技进步一等奖(核电站海域工程堤防构筑物抗震安全评价研究,2008年)和国家科技进步二等奖(核电站厂地基及防护构筑物的抗震安全评价及其工程实践,2010年)。

4 核岛安全相关工程结构抗震防灾研究

2011年日本福岛核事故表明,仅仅针对设计地震动满足地基适应性要求是不够的,由于地震动的强烈不确定性,发生超过设计地震动的可能也是存在的。同时,这次核事故不是单一的地震动造成核泄漏,而是多种因素的综合作用结果。由于地震引发特大海啸,远超出核电站海域工程设防标准,造成厂房结构内部发生失水事故,使得安全壳的降温系统遭到破坏,安全壳内部的温度升高,核燃料棒以及外包锆合金保护层溶蚀,最终引发厂房结构内部氢气爆炸以及堆芯融化造成压力壳被击穿,放射性污染扩散等严重后果。福岛核事故对核岛安全壳的设计具有很好的参考作用,研究强震作用下核岛安全壳及相关安全工程结构的抗震性能以及可能的组合灾害作用下的安全性能并采取必须的工程措施具有非常重要的意义。

4.1 核电站安全壳的爆炸作用、抗爆措施及其效果

安全壳内部一旦发生爆炸将产生强烈的冲击波,空气发生剧烈的膨胀,造成安全壳内部的压力急剧增大,当安全壳内壁的压力超过极限内压时,混凝土的应变达到极限应变,安全壳就会开裂,密封功能失效,就会造成放射性物质外泄。

根据理想气体的状态方程可知,若增大气体的体积,气体的压强就会减小,因此,在安全壳的合适部位设置泄压阀,同时在该部位连接防泄漏装置,这样,在爆炸压力达到一定程度的时候泄压阀泄压,安全壳内部的压力减小,安全壳结构就不会破坏,从而避免发生放射性物质外泄。

为了验证上述安全措施的可性,大工抗震所模拟了安全壳顶部设置泄压阀情况下安全壳内发生爆炸时内压变化情况,如图5~图7所示。

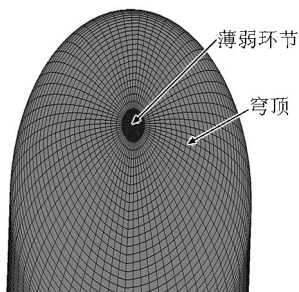


图5 设置泄压阀的安全壳
Fig.5 Containment with pressure relief valve

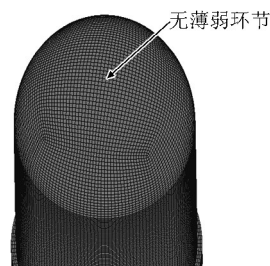


图6 未设置泄压阀的安全壳
Fig.6 Containment without pressure relief valve

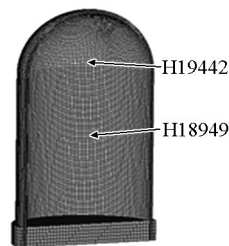


图7 测点
Fig.7 Measure points

利用任意拉格朗日欧拉(ALE)流固多物质耦合算法模拟安全壳内部爆炸,通过设置泄压阀的压力阈值来设定泄压条件,内爆后安全壳的应力变化如图8、图9所示。

由安全壳内爆的应力变化可知,设置泄压阀的安全壳由于内部压力达到压力阈值压力率先降低,而没有设置泄压阀的则内部压力持续增加。

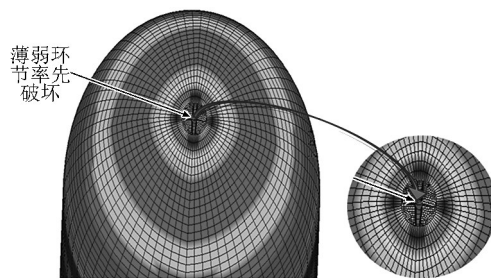


图8 设置泄压阀的安全壳应力云图和局部放大图
Fig.8 The stress of the containment with pressure relief valve

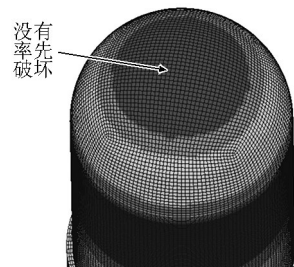


图9 未设置泄压阀的安全壳应力云图
Fig.9 The stress of the containment without pressure relief valve

对比设置泄压阀和未设置泄压阀的安全壳内部压力的变化来说明措施的有效性,压力变化如图 10、图 11 所示,A、B 为安全壳筒体内壁的测点。设置泄压阀安全壳前后径向应力对比如图 12 和图 13 所示。

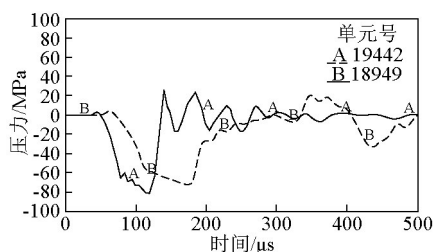


图 10 设置泄压阀的安全壳内部不同位置压力变化图
Fig.10 Internal pressure of the containment with relief valve

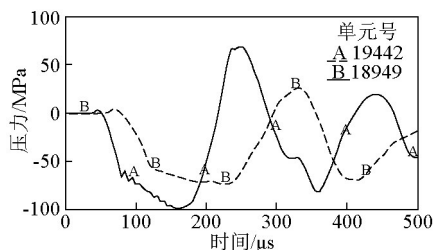


图 11 未设置泄压阀的安全壳内部不同位置压力变化图
Fig.11 Internal pressure of the containment without relief valve

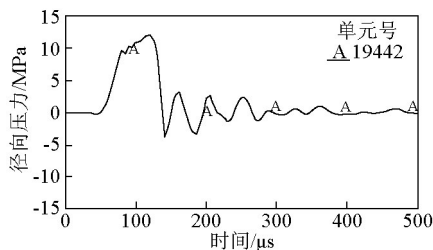


图 12 设置泄压阀的安全壳的径向应力
Fig.12 Radial stress of the containment with relief valve

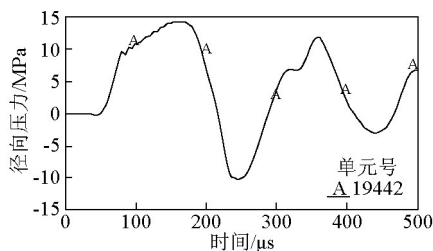


图 13 未设置泄压阀的安全壳的径向应力
Fig.13 Radial stress of the containment without relief valve

由此可知,设置安全阀的安全壳内爆后,安全壳内部筒体的压力和径向应力急剧减小并趋向于 0;未设置安全阀的压力和径向的应力衰减缓慢,不停地振荡,变化幅度较小。所以在安全壳合适部位设置泄压阀及防泄漏措施是可行的。

4.2 核电站安全壳的地震动响应及基础隔震效果探讨

隔震、减震措施在核电设备中已得到应用,对于核电安全壳的应用除了法国和南非各一个核电站外,应用还不是很广泛。安全壳采取隔振措施显然也会降低其反应。但鉴于核岛工程结构的特殊性,安全壳采取隔震措施可能会产生 3 方面的问题:首先,由于隔振措施导致结构整体位移增大,这对各厂房之间连接的管路系统变形要求有较大影响;其次,采用隔震措施后的隔震-结构体系的振动特性发生了变化,其楼层反应谱也就不同,从而影响到安全壳内设备的动力响应;最后,安全壳本身的刚度很大,强震下一般不会发生摇摆或扭转,但由于通常采用的隔震措施属较柔支撑,在多向地震动作用下,可能会导致安全壳发生晃动,安全壳倾角可能会对反应堆产生影响。大工抗震所针对安全壳采取基底隔振措施的效果及影响进行了探讨。

4.2.1 隔振前后的加速度及位移变化

通过对有无基底隔震的安全壳在三向人工地震波(输入峰值加速度 0.3g;X,Z 为水平向,Y 为竖向)作用下的加速度响应分析可知,隔震措施能有效地降低安全壳各楼层的地震加速度响应(见图 14)。

采取隔震措施的安全壳的顶点两个水平向和竖向的最大加速度分别为 2.85 m/s²、3.05 m/s²、12.84 m/s²;相比于无措施情况,分别降低了 79.5%、79.5%、27.6%;穹顶和筒体的连接处 3 个方向的加速度分别降低了 55.9%、67.6%、36.4%;孔洞处 3 个方向的加速度分别降低了 66.5%、64.0%、43.5%。

采取隔震措施的安全壳两个水平向和竖向的最大位移分别为 70.1 mm、72.7 mm、1.8 mm;相比于无措施情况下,最大位移分别增大了 4.71 倍、4.81 倍、0.78 倍(见图 15)。

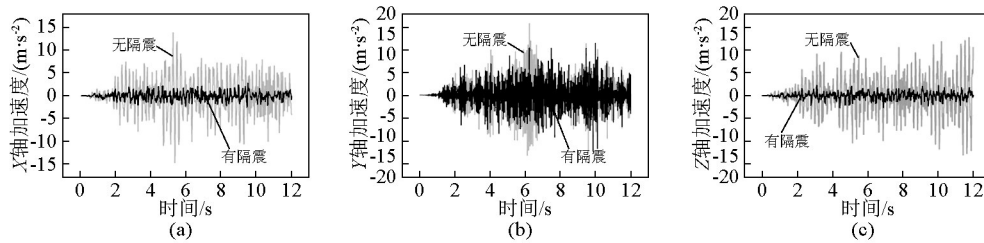


图14 安全壳穹顶顶点X,Y,Z方向加速度响应对比图

Fig.14 Acceleration response in X, Y, Z directions at the apex of the containment dome

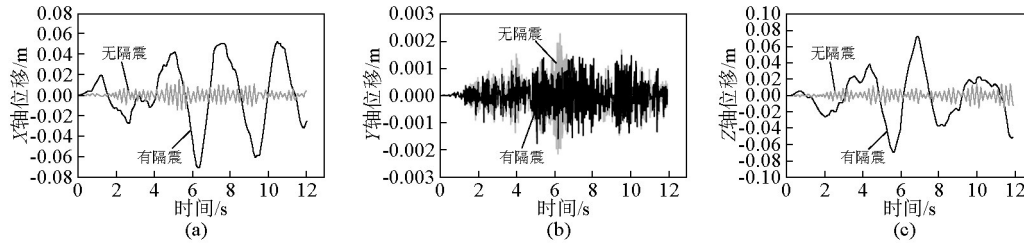


图15 安全壳穹顶顶点X,Y,Z方向位移对比

Fig.15 Displacements in X, Y, Z directions at apex of the containment dome

由此可见,采取隔震措施后,安全壳整体的隔震效果明显,安全壳结构本身的相对位移很小;但由于隔震措施采用的柔性支撑造成安全壳整体结构水平方向的位移较大,显然,采取基底隔震措施对于与安全壳连接的管路系统会造成影响(见表2)。

对比采取隔震和未隔震的安全壳的倾角变化发现,采取隔震措施后安全壳的最大倾角仅为 0.00137° ,比未隔震的结构减小了约90%,说明安

全壳在多向地震作用下整体结构的变形很小,没有发生整体的晃动或扭转。

4.2.2 隔振前后的安全壳体系的动力特性及安全壳内的楼层反应谱变化

从安全壳隔震前后的频率变化看,前三阶频率从 $4\sim 6\text{ Hz}$ 降低到不到 1 Hz ,由此引起楼层反应谱相比于隔振前发生了很大变化(见图16和图17),对于核电设备的地震动响应有很大影响。需要从结构-设备进行整体的措施优化。

表2 隔震与未隔震安全壳的频率和周期

Table 2 Frequency and period of containment with and without isolators

无隔震措施的安全壳			有隔震措施的安全壳		
阶数	频率/Hz	周期/s	阶数	频率/Hz	周期/s
1	4.375 3	0.228 6	1	0.363 4	2.752 2
2	4.395 4	0.227 5	2	0.402 4	2.484 9
3	6.249 8	0.160 0	3	0.402 4	2.484 9
4	6.252 8	0.159 9	4	4.283 4	0.233 5
5	7.139 1	0.140 1	5	4.287 6	0.233 2

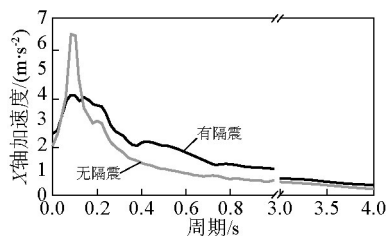


图16 安全壳底板X方向楼层反应谱
Fig.16 Response spectrum in X direction of containment floor

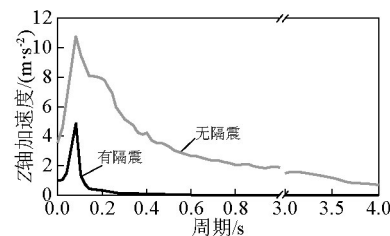


图17 安全壳底板Z方向楼层反应谱
Fig.17 Response spectrum in Z direction of containment floor

4.3 核电站厂房屋顶水箱内液体晃动问题算法研究

AP1000屏蔽厂房屋顶水箱(PCS水箱)是非能动性堆芯冷却的储备设施,是保证AP1000机组在地震等外部事件的作用下实现安全停堆并保持停堆状态的关键物项。屋顶水箱在地震作用下的性能状态是安全审评中受到重点关注的问题。

部分装满液体的容器,在受到外界激励下,液面会发生很剧烈的波动,对容器壁面产生强烈的冲击,从而造成放射性物质外溢,甚至储液容器的破坏或破裂。因此,在容器结构初始设计阶段必须将液面晃荡载荷作为一个重要因素。然而,在考虑地震作用下储液结构的水动力效应时,现有的计算公式和方法尚不能满足安全要求,主要体现在这些方法只能计算一些几何形状比较规则的容器内液体的晃荡问题,而对于复杂形状核电储液结构难以适用。

自20世纪70年代后,各种计算容器内液体晃动的数值方法相继被提了出来,但处理的问题大多是限于二维,当分析三维问题时,满足液面波动边界条件比较困难,分析的精度不高。比例边界有限元法作为一种半解析的数值方法,综合了有限元和边界元法的优点,只需用有限元离散计算域的边界,实现了将问题降阶一维的目的,而在没有离散的坐标方向利用解析方法求解。与传统有限元法比较,它具有离散部分边界的优点。相对边界元法,它不需要基本解,也不存在积分的奇异性问题,使用较少的节点就能取得较高的计算精度。

大工抗震所将该方法分别应用于圆柱形容器和上部圆柱下部断面变化的容器来分析该方法在求解容器内液体晃荡问题的效率和精度,为实际复杂的核电储液容器的进一步抗震分析提供一种高效而准确的分析方法,如图18和图19所示。

假设容器在X方向上产生频率为 ω ,振幅为A的简谐振荡。图20为圆柱形容器在无量纲频率 $\omega/(g/H)^{1/2}=1$ 和 $\omega/(g/H)^{1/2}=2$ 激励下容器边壁上一个振荡周期内无量纲化液面波高S/A的计算结果与解析解的对比。从图20中可以看出,两者吻合很好,证明了本方法在求解复杂圆弧曲面问题时的准确性。

图21为下部断面变化的储液容器在无量纲频率下 $\omega/(g/H)^{1/2}=1$ 和 $\omega/(g/H)^{1/2}=2$ 激励下容器边壁上一个振荡周期内无量纲化液面波高S/A的计算结果与圆柱结果的对比。可以看出,对于低频情

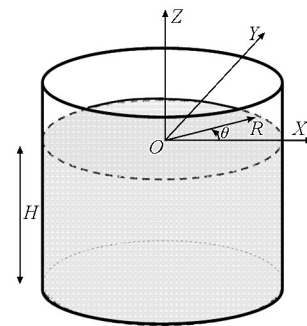


图18 圆柱体容器

Fig.18 Cylindrical container

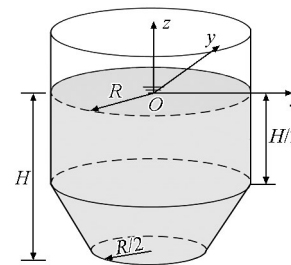


图19 上圆柱下倾斜柱

Fig.19 Inclined cylinders

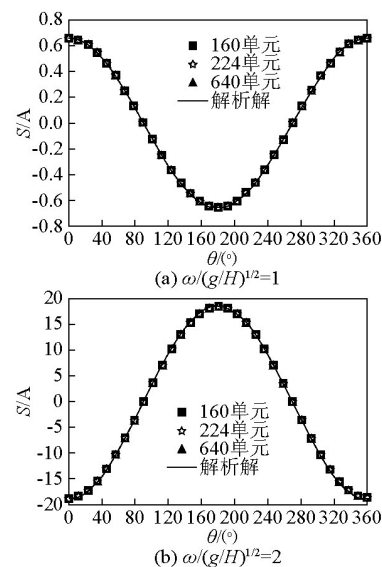


图20 不同频率下边壁上自由水面高度与解析解的对比
Fig.20 Comparison of BEM and analytical solution in calculating the height of free water surface at different frequencies

况,液面升高和圆柱情况基本上没有差别;而当频率增大时,液面升高的最大值较圆柱情况为小。

对于核电厂房屋顶的PCS水箱,结构形式更为复杂,为底部倾斜的圆环形式,地震动作用下高效

精确的分析方法显然对于保证结构设计的合理可靠具有重要的意义,此项分析正在进行之中。

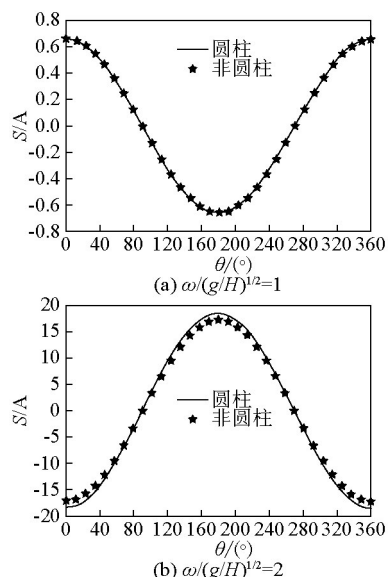


图21 不同频率下边壁上自由水面高度与圆柱情况的对比
 Fig.21 Comparison of the height of free water surface at side wall for inclined cylinder and cylinder at different frequencies

5 结语

自1994年以来,大工抗震所结合我国岭澳、田湾、阳江、宁德、秦山、福清、台山、陆丰、防城港、石岛湾、红沿河、徐大堡等核电厂工程,针对核岛构地基抗震适应性评价、海域取排水工程的抗震安全评价等方面开展了实践和研究工作。提出了复杂不均匀地基抗震适应性的评价方法,并逐渐完善和发展成完整的评价体系;提出了系统、完整的核电厂海域工程取排水构筑物抗震安全评价体系,给出了相应的评价内容、方法与标准,并自主研发了核岛结构抗震分析以及海域工程抗震安全分析计算等一系列软件,取得了显著的经济效益和社会效益,同时也为核电厂抗震设计规范的修订奠定了理论基础。

参考文献

[1] 林 泉. 核电工程结构抗震设计研究综述 I[J]. 人民长江, 2011, 42(19): 1-6.
 [2] 林 泉. 核电工程结构抗震设计研究综述 II[J]. 人民长江, 2011, 42(21): 1-6.
 [3] 林 泉, 李建波, 胡志强, 等. 阳江核电厂一期工程1、2号机组核岛(NI)抗震设计适应性分析报告[R]. 大连: 大连理工大学工

程抗震研究所, 2007.

[4] 林 泉, 李建波, 胡志强, 等. 辽宁红沿河核电项目一期工程3、4号机组核岛(NI)不均匀地基整体静力计算报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2008.
 [5] 林 泉, 李建波, 胡志强, 等. 辽宁红沿河核电厂一期工程3、4号机组核岛(NI)地基安全及抗震设计适应性分析报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2008.
 [6] 林 泉, 李建波, 钟 红, 等. 防城港核电厂一期(2×1 000 MW)工程1、2号机组核岛(NI)地基安全及抗震设计适应性分析报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2009.
 [7] 林 泉, 李建波, 胡志强, 等. 台山核电厂 HPX 泵房地基安全及抗震适应性分析及常规岛主厂房楼层反应谱分析报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2009.
 [8] 林 泉, 李建波, 胡志强, 等. CPR1000 核岛厂房楼层反应谱的地基适应性分析报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2009.
 [9] 林 泉, 孔宪京, 朱 彤, 等. 广东岭澳核电站海域工程初步设计——防波堤、隔堤、取排水交叉口结构抗震试验与分析报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 1996.
 [10] 林 泉, 孔宪京, 朱 彤, 等. 广东岭澳核电站海域工程取排水交叉口结构渡槽方案结构抗震试验与分析研究报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 1997.
 [11] 林 泉, 孔宪京, 朱 彤, 等. 广东岭澳核电站海域工程防波堤柔性地连墙方案结构抗震试验研究报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 1997.
 [12] 孔宪京, 林 泉, 迟世春, 等. 连云港核电站海水取排水工程—东护岸结构抗震试验与分析报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 1998.
 [13] 孔宪京, 林 泉, 迟世春, 等. 田湾核电站海水取排水工程拦砂防波堤结构抗震数模分析报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 1999.
 [14] 孔宪京, 林 泉, 迟世春, 等. 田湾核电站海水取排水工程厂区内前池引水暗沟结构抗震数模分析报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2000.
 [15] 孔宪京, 林 泉, 李 昕, 等. 阳江核电站海工(一期)工程南防波堤结构断面抗震物理模型试验与安全性评价研究报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2005.
 [16] 孔宪京, 邹德高, 娄树莲, 等. 宁德核电厂地基土福建宁德核电厂海域工程取水工程构筑物结构抗震模型试验与安全性评价报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2006.
 [17] 孔宪京, 邹德高, 徐 斌, 等. 阳江核电厂取排水箱涵施工阶段三维数模分析研究报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2009.
 [18] 孔宪京, 邹德高, 徐 斌, 等. 红沿河核电厂取水口导流堤和施工围堰稳定性和防渗墙应力分析研究报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2009.
 [19] 孔宪京, 邹德高, 徐 斌, 等. 台山核电厂海水库护岸抗震分析与安全性评价研究报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2009.
 [20] 孔宪京, 邹德高, 徐 斌, 等. 秦山核电厂扩建项目(方家山核电工程)——排水工程穿越海堤段结构抗震计算和安全性评价报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2009.
 [21] 孔宪京, 邹德高, 娄树莲, 等. 福清核电厂北防波堤与南护堤抗震分析与安全性评价研究报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2009.
 [22] 孔宪京, 邹德高, 徐 斌, 等. 核电厂海工构筑物抗震设计规范专题报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2010.
 [23] 孔宪京, 邹德高, 林 泉, 等. 台山核电厂 SEC 纳潮取水隧洞抗震安全评价报告[R]. 大连: 大连理工大学工程抗震研究所, 2011.
 [24] 孔宪京, 邹德高, 徐 斌, 等. 广西防城港核电厂护岸、取水堤

及泵房前直立墙结构抗震安全性评价报告[R]. 大连:大连理工大学工程抗震研究所, 2011.
[25] 孔宪京, 邹德高, 徐 斌, 等. 陆丰核电厂一期工程海域工程结

构断面抗震试验与分析研究报告[R]. 大连:大连理工大学工程抗震研究所, 2011.

Research advances on engineering structural seismic safety of nuclear power plant

Kong Xianjing^{1,2}, Lin Gao^{1,2}

(1.The State Key Laboratory of Coastal and Offshore Engineering, Dalian University of Technology, Dalian, Liaoning 116024, China; 2.Institute of Earthquake Engineering, Dalian University of Technology, Dalian, Liaoning 116024, China)

[Abstract] Nuclear power is one of energy resources that China will vigorously develop for a long term from now on. The issue of nuclear power security guarantee is a key to ensure the smooth implementation and the safe operation of the nuclear power plant construction. However, because of the vast territory of China, the great differences in geological conditions and the complex natural conditions of ocean, as well as a wide range of seismic activity, high strength and high frequency of earthquakes in China, nuclear power buildings based on current standardized design methods are facing problems. Moreover, the lessons of the 2011 Fukushima nuclear accident due to destructive earthquake come out new problems to Chinese seismic safety of nuclear power engineering. In this paper, by combining engineering practice in recent years of nuclear power engineering seismic safety evaluation of the Dalian University of Technology, the key issues and the research methods in the structural seismic safety of Chinese nuclear power projects and some progress made by the Dalian University of Technology in the study of “the function failure mechanism and seismic safety evaluation of the nuclear power plant engineering structures under earthquake” are introduced. It mainly includes the method and strategy to analyze the foundational seismic adaptability of nuclear power plant, and seismic safety evaluation on water supply and drainage structures of nuclear power plant and seismic resistance and disaster prevention researches on engineering structures related to nuclear safety.

[Key words] nuclear power plant; foundation adaptability; water supply and drainage structures; secure shell; seismic safety evaluation