

福岛核事故后中国广东核电集团核电厂 抗震设计和评估进展

毛 庆,吴应喜,张 健,孟阿军,张 涛,杨春菊,刘 芳

(中广核工程有限公司,广东深圳 518000)

[摘要] 本文介绍了核电站抗震设计要求、在建和运行核电站的抗震设计情况以及运行核电站遭遇地震灾害的情况,简述了福岛核事故后世界各国核电站在抗震方面采取的措施,针对中国广东核电集团在福岛核事故后的行动进行了详细介绍,并提出了新建核电厂在抗震设计和评估方面的策略,以期通过技术手段持续提升核电站的抗震能力。

[关键词] 抗震设计基准;超设计基准地震;抗震裕量分析(SMA);隔震

[中图分类号] TM623.1 **[文献标识码]** A **[文章编号]** 1009-1742(2013)04-0046-06

1 前言

地震可能在核电站寿期内对其安全性造成威胁,是核电站设计和运行中必须考虑的外部自然灾害。近年来,世界范围内地震灾害频发,核电站抵御地震的能力越来越受到我国核安全当局、公众和业主的高度重视。2011年3月11日发生在日本福岛的里氏9.0级超强地震,引发了人类历史上第三次重大核灾难,地震灾害对核电站安全性的影响再次被全世界所关注。

本文针对在建和运行核电站,分析了福岛核事故前后核电站抗震设计和评估的情况,并提出中国广东核电集团(以下简称中广核)对运行、在建、新建核电站的抗震设计和评估策略。

2 福岛核事故前核电站抗震设计和评估的状态

2.1 设计要求

2.1.1 关于核电站的抗震设计基准

目前,世界各国核电厂的构筑物、系统和设备(SSC)的抗震设计基准各不相同,这是因为世界各地发生同等概率水平的地震等级是千差万别的,但

核电厂安全停堆地震(SSE)的确定标准有明确规定。对于核电厂的抗震设计基准下限值,国际原子能机构(IAEA)推荐的《核动力厂地震危险性评价》安全导则^[1]和我国现行核安全导则《核电厂厂址选择中的地震问题》^[2]中强调:无论评价的地震危险性水平如何低,建议每个核电厂对应于SL-2级设计地震动的最小值采用0.1g地面水平峰值加速度。《核电厂的抗震设计与鉴定》(HAD 102/02)^[3]要求对应于厂址每年 10^{-4} 超越概率(万年一遇)的设计基准地面运动的地震水平进行设防。“先进轻水反应堆用户要求文件(URD)”^[4]中要求核电厂抗震设计方案要适用于美国大部分厂址,因此SSE地面水平峰值加速度定为0.3g;“轻水堆核电厂欧洲用户要求文件(EUR)”^[5]中说明设计方案要适用于欧洲大部分厂址,因此SSE地面水平峰值加速度定为0.25g。

2.1.2 关于SSC的抗震设计方法

SSC的抗震设计通常采用美国核能管理委员会(NRC)的标准审查大纲(SRP)3.7节^[6]的要求。值得注意的是它近年来的3个主要变化:取消运行基准地震(OBE),阻尼值的选取以及地震应力在不同工况中的分配。

“先进轻水反应堆业主要求文件(ALWR-

[收稿日期] 2013-01-21

[作者简介] 毛 庆(1969—),男,四川乐山市人,研究员级高级工程师,博士,研究方向为反应堆工程;E-mail:marvinmao@163.com

URD)”中提出在核电厂抗震设计过程中取消OBE^[7]。在20世纪90年代,美国电力研究院(EPRI)针对ALWR的抗震设计要求向NRC提出申请,要求在抗震设计过程中全部取消OBE,其观点是没有必要执行OBE和SSE两套完整的抗震分析方法。NRC成员讨论了“从SSE中如何消除OBE影响的问题”,认为OBE不应当成为控制安全系统的设计,并将意见形成提案提交NRC委员会讨论。1990年6月26日NRC正式批准该建议,并将其发表在NRC发布的《与改进和先进轻水反应堆设计有关的方针、技术和执照申请》备忘录文件中^[8]。NRC认为:a.在不要OBE响应分析的条件下,仍应满足相关SSC的功能,并设计低水平地震(小于SSE),当发生的地震等级超出此低水平地震级别时,要求核电厂停止运行并检查;b.取消OBE后,应针对SSE的疲劳和地震锚固点位移引起管道相对运动的效应建立一个设计规则^[9]。

SSC抗震设计中阻尼值的选取一直使用NRC RG 1.61-1973^[10]。但是大量研究表明, RG 1.61规定的阻尼值过于保守,为此, ASME CODE CASE N411-1^[11]提出了一个降低保守性的阻尼取值方法。该方法具体为当采用多支承点的包络谱对管道系统进行地震作用效应计算时,可根据管道的自振频率按下列规定确定阻尼比:a.当自振频率小于或等于10 Hz时,阻尼比可取5%;b.当自振频率大于或等于20 Hz时,阻尼比可取2%;c.当自振频率大于10 Hz但小于20 Hz时,阻尼比可基于本款a、b给出的数值由线性插值确定。其后, NRC RG 1.61-2007^[12]和法国压水堆核电站系统设计和建造规则(RCC-P)将N411-1的规定纳入其中。

在M310堆型原始设计采用的《RCC-M压水堆核岛机械设备设计和建造规则(1993版)》^[13]中,地震应力对一级管道全部计入设计工况,对二、三级管道全部计入扰动工况;在《RCC-M压水堆核岛机械设备设计和建造规则(2000版+2002补遗)》^[14]中,考虑到地震应力不完全是一次应力,对地震应力的计入增加了动态效应折减系数,对热膨胀应力的处理也进行了相应调整,但总体上不能说这种调整降低了抗震设计的保守性,只是使其从理论上更符合实际。

2.1.3 关于国标《核电厂抗震设计规范》(GB 50267—97)^[15]的使用

由于我国的核电厂都来源于美国、法国、加拿大和俄罗斯的设计,这些核电厂的原始设计没有考

虑我国《核电厂抗震设计规范》(GB 50267—97)。GB 50267—97主要参考了美国相关的抗震设计规范,并根据唐山地震记录形成了一个设计谱。但由于这个设计谱不同于我国引进核电厂常用的RG 1.60谱,未被核电厂设计业界所接受,导致该国标也未能在我国核电厂中使用,只有少量抗震Ⅱ类或非抗震类物项采用了该国标的部分规定。近期,国家地震局正在组织对该国标进行修订。

2.2 我国在建和运行核电厂的抗震设计情况

2.2.1 抗震设计基准

按照我国核电厂设计标准的要求,核电厂在选址过程中都进行了地震危害性评价,并确定了厂址的抗震设计水平,多数厂址万年一遇的地震水平低于0.2g,少数厂址的地震水平在0.2~0.3g之间。

中广核集团的大亚湾、红沿河、宁德、阳江和防城港等核电厂厂址的地震水平分别为0.18g、0.18g、0.15g、0.19g和0.16g,都小于设计采用的抗震设计基准0.2g。台山核电厂厂址地震水平为0.18g,也小于设计采用的抗震设计基准0.25g。从厂址的地震危险性评价结果来看,大亚湾、岭澳、红沿河、宁德、阳江、防城港、台山的抗震设计基准都是满足国家标准要求的。

中核集团的M310堆型和田湾核电厂的抗震设计基准也保持了原始设计的0.2g,海阳核电厂和三门核电厂(AP1000)的抗震设计基准根据URD的要求确定为0.3g,台山核电厂(EPR欧洲压水反应堆)的设计基准根据EUR的要求确定为0.25g,山东石岛湾核电厂(高温气冷堆)设计基准为0.2g。

2.2.2 SSC的抗震设计方法

M310系列堆型没有采用取消OBE的设计,运行基准地震等级取OBE=1/2SSE。而AP1000在抗震设计过程中取消了OBE,仅以SSE作为抗震设防基准。在基于SSE的设计中引入了一个低水平地震(LLE),LLE的峰值加速度值取SSE地震的1/3,当超出此低水平地震时,要求核电厂停运并检查。EPR设计过程中没有取消OBE,但与M310系列堆型不同,EPR选取1/5SSE作为OBE。与M310系列堆型的OBE=1/2SSE相比,EPR的OBE数值大大降低,使得OBE不再是SSC抗震设计的控制因素,从而降低了抗震设计过程中的过度保守性,对简化结构设计有利;但其带来的负面影响是出现超过OBE的地震概率增大,导致停堆的可能性增大,从而影响机组的可利用率。

在阻尼值的选取方面, M310 系列堆型采用 1973 版的 RG 1.61, 只是大亚湾核电站在主蒸汽和主给水管道上采用 ASME N411-1 进行了阻尼器削减的工程改造, 而阳江核电站的 3 号机和 4 号机的 CPR1000⁺ 未采用 N411-1。AP1000 采用了 2007 版的 RG 1.61, 而 EPR 在二、三级管道设计中部分采用了变阻尼比。

M310 系列堆型仍然沿用原始设计的 1993 版的 RCC-M 中地震应力在不同工况中的分配规定, 只有阳江核电站的 3 号机和 4 号机的 CPR1000⁺ 采用 RCC-M 2000 版+2002 补遗的规定进行了主蒸汽和主给水管道的阻尼器削减改进, 这个改进的技术基础与大亚湾核电站当年的主蒸汽和主给水管道阻尼器改进不同(大亚湾核电站的改进是基于 ASME N411-1 的)。AP1000 未采用类似处理, EPR 采用了动态效应折减系数。

2.3 福岛核事故前运行核电站遭遇地震灾害的情况

在福岛遭遇超强地震冲击以前, 世界各地的核电站已经经历过几次大的地震灾害。

1994 年 1 月 17 日, 美国洛杉矶市西北发生里氏 6.6 级地震, 造成 62 人死亡, 9 000 多人受伤, 25 000 人无家可归, 毁坏建筑物 2 500 余座(加上严重受损的建筑物约 4 000 余座), 几条高速公路多处被震断, 一些立交桥坍塌。2003 年 12 月 22 日, 美国加州中南部发生里氏 6.5 级地震, 造成 3 人死亡。美国这两次地震震区内的核电站均未受大的损害。

1999 年 9 月 21 日, 台湾南投县集集镇发生里氏 7.6 级地震, 造成 2 321 人死亡。岛内的 3 座双机组核电站未遭到地震的破坏。当地震发生时, 机组自动停堆, 震后恢复了运行。不过由于地震产生的冲击使位于岛内中心的两座重要的配电站受到严重破坏。

1995 年 1 月 17 日, 日本关西地区发生里氏 7.3 级的阪神大地震, 造成 6 434 人死亡。核电站未受到地震破坏。

2007 年 7 月 16 日, 日本新潟县上中越附近海域发生里氏 6.8 级的中越冲大地震, 造成 11 人死亡。中越冲大地震导致柏崎刈羽核电站发生多起核安全事件, 这是福岛核事故以前世界上有记载的对核电站影响最为严重的一次地震。地震发生时, 处于运行状态的 4 个机组自动停堆。地震实测记录的最大加速度达 0.68g, 远超设计时的 0.273g 和 0.375g。震后, 日本核电业界和 IAEA 对柏崎刈羽核电站进

行了详细的检查评估, 认为在这样强烈的超设计基准地震的冲击下, 柏崎刈羽核电站发生了极少量的核泄漏, 不足以对公众健康和环境造成威胁, 地震破坏的部分(变压器起火、含微量放射性物质的水泄漏、装有低水平放射性废弃物的罐子倾倒、含放射性物质的气体排出、变压器损坏、漏油等)也不足以影响到反应堆的安全^[6]。其后, 柏崎刈羽核电站恢复了运行。

上述核电站(特别是柏崎刈羽核电站)抵御地震灾害的实践表明, 核电站抗震设计具有很高的裕量, 能够在一定范围内的超设计基准地震激励冲击下保证核安全。

3 福岛核事故后核电站抗震设计和评估的进展

3.1 福岛核电站遭遇地震灾害的情况

2011 年 3 月 11 日, 日本宫城县以东太平洋海域发生里氏 9.0 级超强地震, 造成 15 810 人死亡。福岛核电站的地震记录显示, 2 号机组测得的最大地震加速度达到 0.56g, 是设计基准 0.45g 的 1.26 倍。超强地震和紧接其后的海啸导致福岛核电站发生堆芯熔化和大量放射性物质泄漏。此次核事故在国际核事件分级表中被评为最高的第七级, 这是第二个被评为第七级事件的事故, 也是 1986 年切尔诺贝利核电站事故以来最严重的核事故。这次东日本大地震作为有史以来对核电站产生最大灾难的地震灾害, 对全世界造成巨大冲击。

福岛核电站内共有 6 个沸水反应堆机组。在大地震发生时, 4 号、5 号、6 号机组正处于停机状态。当检测到地震时, 1 号、2 号、3 号机组立刻进入自动停机程序。因此, 厂内发电功能停止, 由于机组与电力网的连接也遭受到大规模损毁, 只能依赖紧急柴油发电机驱动电子系统与冷却系统。但是, 随即而来的大海啸淹没了紧急发电机室, 损毁了紧急柴油发电机, 冷却系统因此停止运作, 反应堆开始过热。地震与海啸造成的损毁也阻碍了外来的救援。在之后的几个小时到几天内, 1 号、2 号、3 号反应堆发生了堆芯熔毁, 并发生了几起氢气爆炸事件, 导致大量放射性物质泄漏。这些放射性物质被释入土地与大海。为了避免辐射外释造成附近居民健康受损, 日本政府发布紧急避难指示, 对福岛核电站周边 20 km 内的居民进行迅速疏散。

2011 年 12 月 16 日, 日本首相野田佳彦宣布福

岛第一核电站核泄漏已得到有效控制,1号、2号、3号反应炉冷停机成功,核事故处理第二阶段工作结束。但是,妥善清理周边区域的辐射污染,并且将整个核电站拆除,这第三阶段的工作可能还需要几十年不懈的努力才能达成目标。

3.2 福岛核事故后各国在抗震方面采取的措施

3.2.1 日本

2011年7月11日,日本政府宣布应用欧洲国家压力测试方法和经验进行安全评价,所有日本核电业主都开展了包括应对地震在内的压力测试。

此次地震导致供电塔倒塌,核电站丧失外部供电。福岛核事故后,各核电站均对供电塔进行了加固,以增强其抗震能力。

应急指挥中心在此次福岛核事故中发挥了重要作用,由于该应急指挥中心采用了隔震技术,日本核安全当局要求其他核电站的应急指挥中心也采用隔震技术。例如,岛根核电站就对已建成的应急指挥中心进行了重建。

在日本政府的资助下,日本东芝、三菱、日立三大核电工程承包商联合开展了核岛隔震研究,未来日本可能建设的核电站都计划采用核岛隔震设计,以提高核电站抵御超设计基准地震的能力。

3.2.2 欧洲各国

2011年3月24日和25日,欧洲理事会宣布应在全面、透明的风险评估的基础上重新审查欧盟所有核电站的安全性。其后,欧洲各核电国家开展了评估核电站安全裕量的压力测试。

压力测试中,对于地震初因事件,首先要评估核电站在抗震设计基准下的抗震情况。对于超设计基准地震激励,采用地震概率安全评价(PSA)方法或抗震裕量分析(SMA)方法,评估核电站是否存在抗震薄弱环节和是否会出现陡边效应,并对如何增强薄弱环节和避免陡边效应提出改进措施。

3.2.3 美国

福岛核事故以后,NRC发布了NTTF Recommendation 2.1 for Seismic,要求核电站业主重新对核电站的地震风险进行评估,以确认是否需要根据新的地震风险分析结果来修正安全相关的SSC的抗震设计基准,并解决GI-199(Implications of Updated Probabilistic Seismic Hazard Estimates in Central and Eastern United States on Existing Plants)提出的中东部地区地震风险问题。值得注意的是,此次NRC要求采用地震PSA方法和NRC提出的基于

PSA方法的SMA方法,并未提及20世纪美国核电站大量采用的EPRI提出的基于成功路径的SMA方法。

3.3 福岛核事故后中国在抗震方面采取的措施

在福岛核事故发生后,国务院常务会议作出全面安全检查和在国家核安全规划批准前暂停审批核电新项目等“国四条”决定。2011年4月15日至8月5日期间,由中华人民共和国环境保护部(国家核安全局)、国家能源局、中国地震局联合组织的国家民用核设施综合检查团,对大亚湾核电站、岭澳核电站一二期、秦山核电站一二三期、田湾核电站,以及方家山核电站等在役在建核电项目的选址和地震地质评价、抗震能力评估等情况进行了全面安全检查,检查未发现核电站在抗震能力方面的问题。

虽然国家核安全局总体上认为我国核电站在设计基准地震下的安全性是有保障的,但在核电站改进行动通用技术要求中,仍然对原始设计无抗震要求的应急指挥中心和乏燃料水池监测仪表提出了增加抗震要求。在红沿河核电站和宁德核电站的最终安全分析报告(FSAR)审评中,还提出对安全壳过滤排放系统增加抗震要求。

对于超设计基准地震,国家核安全局对在建和运行核电站提出了开展SMA的要求。美国西屋公司对AP1000核电站进行了SMA,并向国家核安全局提交了结果,说明AP1000具有抵御福岛超强地震冲击的能力;清华大学核能与新能源技术研究院对石岛湾高温气冷堆开展了SMA研究;法国阿海珐公司(AREVA)正在针对台山EPR开展SMA。

对于新开发堆型,中广核集团的ACPR1000⁺、中国核工业集团公司的ACP1000、国家核电技术有限公司的CAP1400都将抗震设计基准确定为0.3g。

2012年2月23日,国家能源局全面启动在运、在建核电站应对超设计基准事故的安全技术研发,拟对多种特殊情况下核电站存在的安全问题展开安全分析研究,如针对地震时与核电站确保安全停堆、余热排出以及乏燃料储存安全有关的系统、设备、结构开展抗震能力研究,并对超设计基准地震进行裕量分析评估,研究核电站抗震的薄弱环节,以便通过设计改进提升核电站的抗震能力。

4 福岛核事故后中广核在抗震方面采取的措施

4.1 针对运行和在建核电站采取的措施

日本福岛核电站事故后,中广核深入剖析了此

次事故的经验教训,并成立了6个检查组,对集团所属的在建、在运核电站全面开展了核电安全工作检查。对于在运行的大亚湾核电站和岭澳核电站,检查内容主要是核电站受到超级台风、地震、风暴潮(海啸)等极端气候综合影响时的安全情况、机组安全系统情况、应急体系及演习情况、消防系统情况、辐射防护体系情况和设备老化管理情况等。对于在建核电站,检查内容主要有机组抗震设计标准、厂址安全状况、厂址附近发生极端自然灾害的可能性,以及新建项目应急体系的有效性评估等。检查组于2011年3月31日提交了《关于中广核集团核安全自查情况的报告》。同时,还组织开展了CPR1000核电站在福岛核事故条件下的响应及应对能力评估,以及CPR1000设计与《核动力厂设计安全规定》(HAF 102)符合性的分析评估工作。2011年7月底,提交了福岛核事故经验教训总结及改进建议行动。

为了持续提升CPR1000的安全性,中广核积极配合国家核安全局和国家能源局组织的现场综合安全检查,按照在建核电项目改进行动沟通会要求,进行逐项排查,针对在建核电站提出了有针对性的改进行动,涉及14个改进项。对于在建的红沿河、宁德、阳江和防城港核电站,中广核在国内最先开展了乏燃料水池监测系统改进,增加了抗震要求,并对应急指挥中心进行了抗震评估,还对安全壳过滤排放系统进行了抗震设计。这些工作成果成为我国核安全当局最终出台的福岛核事故后核电站改进通用技术要求的部分内容。

针对大亚湾核电站等在役核电站也提出了一系列有针对性的改进行动,在抗震方面的措施包括地震、海啸对大亚湾基地各核电站的影响评估和改进,同时加强对地震监测、记录仪器和仪表的维护和管理,确保监测记录系统的有效性。同时,结合现场条件改进相应的操纵员震后行动规程,提高核电站地震监测和响应能力。

对于超设计基准的地震危害,中广核从2010年年底开始调研评估方法,并在福岛核事故发生以后迅速组织专项队伍开展相关分析评估工作。2012年4月中广核完成了大亚湾基地岭澳核电站SMA的初步分析报告,并于2012年6月完成了红沿河和宁德核电站SMA初步分析报告。

4.2 针对拟建和新开发核电站采取的措施

福岛核事故发生前,由于认识到M310堆型原始抗震设计存在薄弱环节,中广核在2010—2011年

通过集团内重大科技创新项目对主系统进行了抗震设计改进,明显提升了CPR1000堆型主系统的抗震能力。该项研究成果在福岛核事故发生后已应用到ACPR1000和ACPR1000⁺的设计中。最近,在国家能源局核电安全技术研发项目资助下,正在开展全厂抗震能力提升的研究工作。

2010—2011年,中广核与世界上唯一实施过核电厂核岛隔震的法国EGIS INDUSTRIES公司合作,开展了CPR1000核岛隔震设计研究。2011—2012年,通过中国工程院院士咨询课题,中广核与广州大学工程抗震研究中心合作,开展了核电站隔震保护技术的研究,特别是针对核电站应急指挥中心的隔震技术研究。

对于新开发的ACPR1000堆型,中广核在红沿河核电站SMA的基础上,借鉴美国的实践,深入开展SMA研究,以期通过SMA的手段来发现ACPR1000堆型的抗震薄弱环节,实施相应的改进行动。同时,推进地震PSA分析的研究,通过地震PSA分析得到地震工况下的堆熔概率(CDF)和早期释放概率(LERF)指标,从而引导核电站有针对性地实施降低地震风险概率的改进行动,全面提升新开发核电机组的抗震能力。

对于ACPR1000⁺堆型,中广核借鉴了最新的抗震设计标准规范和技术方法,采用确定性方法,将设计基准提升到0.3g;同时,也运用概率方法,开展了地震PSA研究,对地震外部事件的概率安全指标进行分析评估,并将其用于指导设计。历次重大地震灾害中,核电站的自动停堆系统发挥了重要作用,确保了核电站的安全停堆,预防了严重事故的发生。日本的核电站都采用了地震监测后的自动停堆系统,中国的田湾核电站也采用了自动停堆系统。但M310堆型的原始设计未考虑地震下的自动停堆,这是考虑到自动停堆的信号识别如果有误,可能带来误停堆,影响机组的可利用率。为提升机组在地震工况下的安全性,中广核也在研究采用地震下自动停堆系统的可能性。核岛整体隔震技术的应用将显著降低水平地震激励对核岛结构和设备的影响,中广核正在以核岛隔震和不隔震两条技术路线推进,以期提高ACPR1000⁺的厂址适应性。

5 结语

地震对核电站的安全存在重大威胁,在核电站的设计和运行中,必须对地震风险有足够的认识并提供足够的抵御能力,才能确保核电站在地震条件

下的安全性。福岛核事故前,我国核电站对于设计基准地震条件的考虑比较完备,但对超设计基准地震的情况缺乏研究和防御措施,也未采用概率方法研究地震工况下的堆芯熔化概率。

中广核在引进的M310堆型原始设计基础上,通过中广核集团、国家能源局、中国工程院等渠道的支持,为提高CPR系列核电厂抗震能力开展了大量研究工作,也按照国家核安全局福岛核事故后核电厂改进技术要求,针对运行和在建电厂的抗震性能实施了相关改进。同时,中广核在新开发的核电堆型中,借鉴最新抗震设计标准规范和技术方法,提高了设计基准,开展了地震PSA研究和隔震技术研究。这一系列的抗震设计技术应用将显著提升中广核所属的运行、在建和拟建核电厂的抗震能力,进而提升我国核安全当局、公众和业主对核电站抵御地震灾害能力的信心。

参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency. NS-G-3.3 Evaluation of seismic hazards for nuclear power plants: Safety guide [S]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2002.
- [2] 国家核安全局, 国家地震局. HAD 101/01 核电厂厂址选择中的地震问题[S]. 北京: 中国法制出版社, 1994.
- [3] 国家核安全局. HAD 102/02 核电厂的抗震设计与鉴定[S]. 北京: 中国法制出版社, 1996.
- [4] EPRI. ALWR-URD, advanced light water reactor utility requirements document [S]. U.S.: Electric Power Research Institute, 1995.
- [5] EUR. European utility requirements for LWR nuclear power plants, 1955 DTN (Revision B) [S]. France: Electricity de France, 1995.
- [6] U.S. NUREG-0800 Standard review plan for the review of safety analysis reports for nuclear power plants [S]. U.S.: Nuclear Regulatory Commission, 2007.
- [7] 姚伟达, 张明, 秦承军. 先进轻水反应堆业主要求文件(ALWR—URD)中对核电厂抗震设计要求[J]. 核安全, 2004(3): 26-31.
- [8] U.S. NRC. SECY-93-087 Policy, technical, and licensing issues pertaining to evolutionary and advanced light-water reactor (ALWR) designs [S]. U.S.: Nuclear Regulatory Commission, 1993.
- [9] James M T. Elimination of operating-basis earthquake policy issue, NRC-SECY-93-087[R]. U.S.: Nuclear Regulatory Commission, 1993.
- [10] U.S. NRC. RG1.61 Damping values for seismic design of nuclear power plants [S]. U.S.: Nuclear Regulatory Commission, 1973.
- [11] ASME. Code Case N-411-1 ASME boiler and pressure vessel code [S]. New York: American Society of Mechanical Engineers, 1986.
- [12] U.S. NRC. RG1.61 Damping values for seismic design of nuclear power plants [S]. U.S.: Nuclear Regulatory Commission, 2007.
- [13] 法国核岛设备设计、建造及在役检查规则协会. RCC-M压水堆核岛机械设备设计和建造规则(1993版)[M]. 核工业第二研究设计院译. 北京: 核工业第二研究设计院, 1996.
- [14] 法国核岛设备设计、建造及在役检查规则协会. RCC-M压水堆核岛机械设备设计和建造规则(2000版+2002补遗)[M]. 中科华核电技术研究院有限公司译. 上海: 上海科学技术文献出版社, 2010.
- [15] 国家地震局. GB 502672—97 核电厂抗震设计规范[S]. 北京: 中国计划出版社, 1997.
- [16] 潘蓉. 日本柏崎·刈羽核电厂新潟地震震害经验[J]. 核安全, 2008(1): 20-23.

The development on seismic design and evaluation of CGNPC after Fukushima accident

Mao Qing, Wu Yingxi, Zhang Jian, Meng Ajun,
Zhang Tao, Yang Chunju, Liu Fang

(China Nuclear Power Engineering Company, Ltd., Shenzhen, Guangdong 518000, China)

[Abstract] This paper introduced the seismic design requirements of nuclear power plant, the seismic design situation of the unit in construction or in service, and the serious consequence impacted by earthquake. Then, it described in brief the measures on seismic analysis taken by countries who own nuclear power plants in the world after the Fukushima nuclear accident, and gave a particular introduction about the improvement taken by China Guangdong Nuclear Power Holding Co. Ltd. Finally, this paper presented some steps for the new nuclear power plants at the seismic design and evaluation to enhance the seismic capacity of nuclear power plants through technical means.

[Key words] seismic design basis; beyond design basis earthquake; seismic margin assessment(SMA); seismic isolation