



核电厂的抗震设计输入及 AP1000 核岛隔震课题简介

夏祖讽

(上海核工程研究设计院, 上海 200233)

[摘要] 首先简单介绍了世界各国核电厂抗震输入的概况, 同时提及了法国、日本及我国相关部门对核岛基础隔震的一些探索, 接着重点涉及上海核工程研究设计院针对 AP1000 系列机组所开展的核岛基础隔震设计课题的总体概念设计内容。本文对核电厂的抗震设计及核岛结构基础的隔震设计提供了较多的实用信息, 以供参考。

[关键词] 核电厂; 抗震设计; AP1000; 基础隔震

[中图分类号] TL4 **[文献标识码]** A **[文章编号]** 1009-1742(2013)04-0052-05

1 核电厂的抗震设计地震动要求

1.1 近期美国的规范性提升

美国在 20 世纪 70 年代初所确定的核电厂地震设计输入安全停堆地震(SSE)应采用 10^{-4} /年的概率水平, 且提供著名的 RG1.60 地面设计反应谱^[1]已为全世界核能界所广泛接受。80 年代中期美国虽已停建了商用核电厂, 但对如何更合理地确定核电厂的设计基准地震动的探索却始终没有停止过。美国核管制委员会(NRC)在 1997 年就根据对建成核电厂所作的地震风险分析评估活动加以深入研究后推出了它的新导则 RG1.165^[2], 规定今后新的核电厂 SSE 的参考概率提升为 10^{-5} /年。2006 年由土木工程师协会出面, 在 ASCE43-05 的核设施抗震设计准则^[3]中提出, 核电厂的设计地震外界风险虽仍可维持在原先 10^{-4} /年水平上, 但为了确保新一代核电厂安全功能的需要, 功能安全目标概率应为 10^{-5} /年。这一基于功能方法来确定核电厂抗震输入的新提法逐渐获得业界专家的广泛认同。NRC 在 2007 年又出台新导则 RG1.208^[4]来替代 10 年前的 RG1.165, 接受 ASCE43-05 标准中基于功能方法的观点, 再次

明确新一代核电厂安全功能目标概率应为 10^{-5} /年。这样一来美国对新一代核电厂地震设计输入的实际操作水平已达到 70 年代确定的 SSE 的 1.0~1.8 倍, 其中美国西部强震区可基本持平不变, 而美国中东部稳定大陆区的新一代核电厂的地震设计输入则最多会增至近 1.8 倍^[5]。

1.2 近期日本的规范性提升

日本在 2001 年前的核电厂抗震设计指南 JEAG4601^[6]中均无重大的改动, 对核电厂的地震输入分为二级, 对全厂性的 S_1 级概率为 10^{-4} /年, 而 S_2 级作为假想地震, 仅适用于少数安全最重要的物项, 其参考概率约 2×10^{-5} /年, 绝大多数情形下 $S_2 = 1.5S_1$ 。但在 2006 年版 JEAG4601 中有了重大改动, 只设置 S_s 作为核安全物项的统一考虑, 且指出 S_s (S_2) 的参考概率水平为 10^{-5} /年。这表明日本事实上赞同美国近期的作法。2006 版 JEAG4601 直接导致了全日本所有核电厂址的地震动设计值与 2001 年版的 S_2 相比均有 1.2~1.62 倍的提升, 这种做法在其他国家中恐难以实现。按日本 2007 年 7 月 16 日新泻 6.8 级地震及 2011 年 3 月 11 日的东日本海域 9.0 级地震对其邻近核电厂柏崎刈羽及福岛核电厂的

[收稿日期] 2013-01-15

[作者简介] 夏祖讽(1941—), 男, 浙江镇海县人, 研究员级高级工程师, 研究方向为核工业土建; E-mail: xiazf@snerdi.com.cn



地震实测记录看,核电厂确实会遭遇超设计的大地震这已是客观存在的事实。因此日本2006年版抗震设计指南JEAG4601所确定的地震设计输入提升要求真是非常及时且完全有必要。

1.3 我国核电厂抗震设计值的现状及趋势

我国对核电厂抗震设计输入值的规范性要求,大致一直沿用美国20世纪70年代标准的作法,迄今尚未有新的规定出台。上海核工程研究设计院(以下简称上海核工院)自主设计的全国首个核电厂秦山核电一期的SSE=0.15g,出口巴基斯坦的恰希玛软地基厂址自由场SSE=0.25g,均直接引用RG1.60地面设计反应谱^[1]。国内20世纪80年代从法国引进的M310机组的标准输入值为0.2g(采用RG1.60谱)能适用于已建的所有厂址。近年所引进的第三代核电AP1000机组的抗震设计标准输入值已高达0.3g(水平向及竖向),且采用RG1.60修正谱(高频有所提升)。它的标准设计输入值已可覆盖目前已建和在建的我国所有核电厂址的需求。

今后我国如继续在江苏北部、福建、广东沿海等地区再选核电新厂址,至少在上海核工院的普选报告中已经出现SSE高估值可能超过0.3g的实例。况且我国台湾地区所有已确定的核电厂址的SSE均达到0.4~0.5g。

不管我国核安全当局在今后对核电厂址的设计地震动输入确定新规定何时出台,站在日本福岛事件经验教训的角度看,我国政府已表示对核电安全标准应与国际上最严最先进的标准接轨,因此从美国和日本的做法来看,今后对核电厂设计地震输入值的提升趋势是不可改变的。上海核工院作为核电设计企业已自行制订出比现行国际更严的院标来适应可能的提升。

1.4 国外核电厂抗震设计幅值的统计

根据国际原子能机构(IAEA)的统计资料,截至2011年年底,全世界正在运行的核电机组共约435台。2011年年初有441台在运行,且在2011年年底又有7台新机组投运,但自3月福岛事件后,已有13台正式宣布其永久关闭(包括福岛的1~4号机组,德国的8台和英国的1台老机组,但不包括日本临时停运机组)。这435台机组中,经上海核工院核查,抗震设计输入幅值超过0.3g的机组主要集中在日本所有的五十余台、我国台湾地区的所有机组以及美国西海岸的5台机组(Diablo Canyon 2台0.4g, San Onofre 3台分别为0.5~0.67g)。当机组抗震设计输入

幅值控制在0.3g时已能覆盖世界在运行机组的85%以上。

即使按现在执行的美国和日本的最新抗震设计输入确定标准,地震设计输入幅值超过0.6g的机组,全世界仅16台,即日本滨冈厂址的5台机组各0.8g,日本敦贺厂址两台机组为0.65g,日本柏崎刈羽厂址7台机组及美国圣奥诺弗莱的2#、3#机组为0.67g。它们占全世界已运行机组总量约4%。即按0.6g地震设计输入幅值标准,已可覆盖全世界96%机组的设计需求。

目前除上述提及的435台机组外,全世界还有近50台机组正在筹建或暂时处于停建状态(2011年年初在建65台,年底已投运其中7台)。虽然核电总机组的确切统计值难于十分准确,不过这其中也只有个别机组的地震设计输入值大于0.3g,如日本大间1号0.45g,岛根3号0.6g。新厂址处于日本、伊朗、土耳其、印度尼西亚等地震高发区的新核电项目,地震动设计幅值超过0.3g的需求应该仍存在。不过笔者估计,自2011年福岛事件后,凡机组的地震动设计输入幅值超过0.6g的新厂址,可能再也不会被所在国的政府批准,因为这么高的地震设计幅值给核电机组所带来的安全功能风险较大,除非采用核岛基础隔震措施控制核岛结构在0.3g之内。

2 面对今后核电厂地震输入提升趋势的应对策略

2008年5月12日发生在我国汶川的8.0级大地震给我国造成了突发灾难。2001年出版的我国地震动峰值加速度区划图(GB 18306—2001)将汶川至青川的震中区均列入7度0.1g的范围,而震中区实际震害却高达约10度0.4~0.8g。可以说震中区场地实际加速度已达原区划值的4~8倍。设想汶川附近区划7度0.1g地区的硬地基上假如建有核电厂,按7级区划我国实际已建和在建核电厂所确定的SSE多在0.2g以内(如大亚湾、岭澳、阳江及田湾等厂址)。位于汶川附近这种假想的硬地基上核电厂在汶川地震中可能会遭遇接近2倍SSE(0.4g)的超设计大地震袭击。

为了应对核电厂址有可能出现的超设计大地震,2008年年底上海核工院通过研读美国和日本近十年间对核电厂抗震设计幅值的规范提升做法,认识到今后新核电厂地震输入概率将会处于万年至十万年一遇回归周期之间。根据美国Kennedy教授



的通俗说法,相对传统的万年一遇 SSE 水平,新的核电厂地震输入实际放大系数 DF 在美国大致会是之前数值的 1.0~1.8 倍^[5]。

我国核安全局目前虽未出台对核电厂地震设计输入幅值提升的具体要求,但上海核工院作为核电设计企业,出于自身抗震设计储备,在院内先制订出比国际标准更严的院标准以考虑“超设计基准地震”名义来应对我国新一代核电厂抗震设计输入的可能提升。自定的院标准主要是参照美国近年的操作实践,按我国不同地震烈度区划厂址的风险曲线(hazard curves)斜率特征定性不同,把厂址设计反应谱的放大系数 DF 分成三档在 1.0~2.0 之间加以框定。即对低烈度区 DF 暂取 1.5~2.0;中等烈度区 DF 暂取 1.2~1.5,高烈度区 DF 取 1.0~1.2。

对我国的低地震烈度区,其基本烈度区划为 6 度 0.05g,该区已建或在建核电厂址现行 SSE 多在 0.15g 附近,而 AP1000 机组设计证书上的地震输入标准值为 0.3g,上述 DF 取 1.5~2.0 的院标准目标值均已满足,故对该区厂址无需额外采取技术措施。

对我国的中等地震烈度区,基本烈度区划为 7 度 0.1g,该区已建或在建核电厂址现行 SSE 约为 0.2g,个别未建厂址(可行性研究阶段)SSE 也有 >0.25g 的实例。由于自定院标准的放大系数 DF=1.2~1.5,因此上海核工院将在院外地震专家指导下,视厂址具体特征不同,分别执行对机组抗震设计作复核或不得不考虑采用基础隔震技术措施来应对。

对我国高地震烈度区,基本烈度区划为 8 度 0.2~0.3g(如台湾地区),该区厂址地震风险曲线的斜率普遍较陡,目前台湾地区核电厂址 SSE 多为 0.4~0.5g,按自定院标准放大系数 DF=1.0~1.2。如由上海核工院自主设计 AP1000 系列机组,所考虑的超设计基准地震幅值将会达到 0.6g,此时必须采用基础隔震设计来确保新一代核电厂抗震设计的安全性。按上海核工院标准要求开设 AP1000 机组核岛基础隔震课题的动机主要是为设计院今后在国内外核电 SSE>0.3g 的项目投标承接作技术储备的必要手段。

3 国内外核岛基础隔震设计概况

3.1 高烈度区厂址采用基础隔震设计的必要性

目前全世界采用常规非隔震设计的核电厂标准抗震能力已突破了之前流行的 0.2g,例如,我国最近引进的三代 AP1000 机组标准抗震设计能力已高

达 0.3g(自由场水平向及竖向)。该机组标准设计厂址条件包括了六种有代表性的地基支承介质,从极硬质岩石场地到中硬土场地($V_s > 300 \text{ m/s}$)集中体现了当代抗震标准设计的最先进水平。经上海核工院对该机组的抗震设计技术消化吸收后,在对该机组标准设计所作的抗震裕度评估报告中发现,该机组的高置信度低失效概率(HCLPF)的裕度地震值刚好符合 1.67SSE 的要求即达到 0.5g 水平。根据抗震裕度评估报告,整套机组的抗震能力提升的瓶颈正是机组设计中某些薄弱环节如反应堆堆内构件和堆芯组件及某些重要的电气仪表,只要它们目前流行的设计技术和制造工艺没有取得关键性的突破,按常规非隔震抗震设计的核电厂在遵循现行规范的前提下要突破 0.3g 是困难的,只不过是在挖掘这些薄弱环节抗震分析中的强度裕量。因此可以说按目前已有的技术能力,对超过 0.3g 设计的核电厂只有采用核岛基础隔震措施使核岛结构实际地震加速度控制在 0.3g 以内,才能确保达到现行抗震设计规范所必要的强度安全度。

由地震引发的机组安全功能失效概率近来受到各方关注。美国电力研究协会(EPRI)对美国 25 个第二代核电厂的地震概率风险评估表明,它们的堆芯损伤频率(CDF)的中值约为 $1.2 \times 10^{-5}/\text{堆年}$ ^[5],而第三代核电 AP1000 机组常规非隔震场地 0.3g 输入工况下的 CDF 则为 $5 \times 10^{-7}/\text{堆年}$ 。可见作为三代核电的抗震设计中机组功能安全性相对要高得多。如第三代核电 AP1000 机组采用核岛基础隔震要求,即使在 SSE=0.6g 的硬地基厂址也可以控制核岛实际承受如原常规非隔震设计中的 0.3g,在这种情况下 CDF 同样可保持在原有的 $5 \times 10^{-7}/\text{堆年}$ 。但对 AP1000 机组的标准设计要求按 SSE=0.6g(标准设计值的 2 倍)作常规非隔震设计,通过种种努力在机组的所有部件设计中勉强通过强度分析(此时已不可能均保持在弹性极限状态之内)。ASCE43-05 标准^[3]中规定必须同时达到两个功能目标准则,即对 SSE 的功能不可接受的概率小于 1%;对 1.5 倍 SSE 的功能不可接受的概率小于 10%。据此说法推测,对目前处于 2 倍 SSE 的设计工况,此时 CDF 可能会比 SSE=0.3g 时高出几十倍,这说明当机组勉强提升抗震能力后,实际机组的功能安全性明显要降低不少,不可能达到现有标准的要求。

3.2 国外核岛隔震示例

法国在 20 世纪 70 年代,依靠美国专家协助,出



于其从美国引进的M310机组欲出口至南非Koebeg厂及伊朗Karun河厂的实际需求,想通过对核岛结构基础整体设置隔震橡胶垫措施,把原机组标准抗震能力从0.2g提升至0.3g水准^[7]。但实际核电工程采用隔震设计后,核岛结构基础处的相对位移至少10 cm以上,作为第二代核电的M310机组中自身存在的与核安全有关的重要厂用水地下管道的破断风险没能给出明确的交待。

日本在20世纪80年代也尝试过核岛基础隔震的可行性及技术性研究,而且还实施过方案的试验研究,得出在基岩场地上效果更好的结论。但对二代核电厂中的核安全级地下管道的破断风险似乎也作了刻意的回避。

受2007年7月16日新泻6.8级地震中柏崎刈羽Koshwazaki-Kariwa核电机组出现超设计地震的工程实例的影响(机组底板中最大实测值达2S₁),2008年开始,日本针对第三代核电机组执行了新一轮的核岛基础隔震试验研究^[8]。研究中初定的隔震设计指标为短周期场地输入的水平地震加速度,峰值高达0.8g(相应为全世界要求设计值最高的滨冈HamaoKa核电厂的输入地震S_s值),控制核岛结构的反应加速度为0.3g,相对位移40 cm。据知在2011年3月11日福岛事件发生前,日本已完成了隔震装置产品的基本性能试验,也开始进行其破断试验,而且对核岛厂房系统的隔震效果的理论分析也在同步实施。福岛事件后的研究进展不详。

3.3 国内核岛隔震考虑

目前为止未见国内相关企业有针对核岛工程隔震设计的成果公开发表。深圳中广核工程设计有限公司已与法国合作,在实施第二代加核电CPR1000机组(源于M310机组)的隔震设计研究,具体进展不详。国内诸多专家学者也对核电厂隔震技术的应用颇感兴趣。从2011年1月起,以周福霖院士为首的团队,以深圳中广核工程设计有限公司的CPR1000机组为背景,开展了题为“核电站隔震保护技术的研究”的院士科技咨询服务,据称为期一年半。

上海核工院受2007年日本新泻6.8级地震导致对柏崎刈羽核电厂出现超设计大地震工程实例的启示,以及2008年5月发生在我国汶川的8.0级大地震的经验教训,深感我国目前对核电厂SSE确定的方法可能是不完善的,今后核电厂抗震输入提升为必然。虽然当时刚引进的AP1000机组抗震设计

能力高达0.3g,但今后国内外核电设计市场对大于0.3g的项目需求还是客观存在的。上海核工院考虑大于0.3g核电厂的抗震设计作技术储备是有必要的,于是在2008年下半年开始策划对AP1000机组作隔震设计设想的课题。该课题的宗旨是在所引进的AP1000机组原有全套标准设计不变的前提下,根据第三代非能动AP1000机组不存在核安全级地下管道的有利条件,仅由土建结构专业在核岛基础底板下加设隔震装置,使机组的实际抗震设计能力从0.3g翻倍成0.6g。

实际核电厂中免不了存在非安全级且带有放射性液体的地下管道,也需要在隔震设计中被关注。如一经采用基础隔震,反而存在因同时伴随的可观相对位移带来这些地下管道破断而泄漏出放射物质的不利因素。第三代非能动安全理念的AP1000机组中因没有重要厂用水管道而无需担忧引发严重的事故。在厂址出现概率较多的中小地震工况下,AP1000机组原有常规的非隔震设计的抗震能力足以安全地承受且无地下管道破断的风险,此时一旦采用基础隔震后反而显得有些多此一举。如何在核岛隔震基础设计中最大限度地趋利避害是上海核工院开展隔震课题的重点考虑,经设计院从核电工程设计全局上反复推敲后,终于首次提出了在采用核岛基础隔震支座垫的同时配置按一定阈值释放的闭锁装置这样更加完善的隔震方案。这种与法国或日本在核岛隔震设计中仅一味追求减震效果的思路不同的全新核安全理念已溶入上海核工院的隔震课题的总体概念设计之中,并于2009年成功地申请了国家技术专利(专利号ZL20092017910.3),该专利对第二代及第三代核电均同样适用。这些闭锁装置由外界的地震作用(非能动的自然力)打开,如把闭锁装置打开释放阈值确定在大于厂址运行基准地震(OBE)且小于原AP1000标准设计值0.3g(例如取0.25g),那么该专利技术的应用可在核电厂基础隔震设计中,使厂址多发的中小地震工况下没有地下管道破断发生,而在厂址罕见的大地震下能实施有效减震确保安全大局,从而带来最佳的工程效果。

4 上海核工院核岛隔震课题概况

4.1 核岛隔震课题的总体安排

上海核工院的AP1000系列机组核岛基础隔震课题,经前期近两年的筹划,于2010年正式开题立



项,因外协经费落实颇费周折,整个课题预计2016年才能最终完成。本课题共分成五个子课题分别执行:a. 第一子课题:非隔震核岛结构固端地基抗震的基准分析(上海核工院已完成);b. 第二子课题:AP1000核岛基础底板隔震的总体概念设计(上海核工院已完成);c. 第三子课题:研发大型高性能基础叠层橡胶隔震支座垫(外委上海大学);d. 第四子课题:研发隔震支座相配套的闭锁装置(外委上海大学);e. 第五子课题:核岛隔震的效果分析(上海核工院与上海大学共同承担)。

4.2 上海核工院核岛隔震课题的设计参数

从本文上述针对国内外核电厂的抗震设计今后需求分析看,如把AP1000机组核岛隔震课题的地震动输入目标确定在0.6g(水平向)即可覆盖今后上海核工院在中国乃至世界各地核电市场的需求,美国或日本如有更高的需求,上海核工院完全可以与原技术转让方西屋公司再度合作推出上海核工院自身的AP1000机组核岛隔震设计技术。

1)本课题的总体性要求。a. 整个AP1000机组核岛基础下将采用分别带闭锁装置的注铅芯叠层橡胶隔震垫;b. 地基支承介质为适用于RG1.60修正谱的硬地基,地震输入时程为与谱相匹配的从几个大地震记录得出的拟合人工时程波;c. 隔震设计分析的执行标准为ASCE 4-98^[9]。

2)对地面地震反应的目标控制。a. 自由场SSE设计值为0.6g(水平向),0.4g(竖向);b. 闭锁装置的打开阈值为0.25(水平向);c. 核岛基础处最大相对位移≤40 cm;d. 上部结构在设计地震下的加速度控制在0.3g以内;e. 橡胶支座设计剪应变控制为其线性极限剪应变的1/1.5,即隔震基础可应对最大考虑地震为水平向0.9g,竖向0.6g,此时核岛上部结构处于原AP1000机组的裕度地震0.5g状态。

3)对隔震垫的概念设计。a. 支座垫布置间隔暂按约3 m×4 m考虑,总数约280套;b. 每只支座竖向设计压力荷载为5 000~10 000 kN;c. 每只支座垫橡胶中竖向拉应力不超过1 MPa;d. 考虑到AP1000机组屏蔽厂房屋顶设有3 000 m³的安全壳非能动高位环形冷却水箱,水体晃动频率约0.15~0.2 Hz,要求隔震结构基频≥0.35 Hz以免共振。

参考文献

- [1] U. S. Atomic Energy Commission. Regulatory guide 1.60 design response spectra for seismic design of nuclear power plants[S]. U. S.:1973, 1-6.
- [2] U.S. Nuclear Regulatory Commission. Regulatory guide 1.165 identification and characterization of seismic sources and determination of safe shutdown earthquake ground motion[S]. U. S., 1997.
- [3] American Society of Civil Engineers , Structural Engineering Institute. American Society of Civil Engineers Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities[M]. U. S.:American Society of Civil Engineers ,2005.
- [4] U.S. Nuclear Regulatory Commission. Regulatory guide 1.208 a performance-based aproach to define the site-specific earthquake ground motion[S]. U. S.:2007.
- [5] Robert P Kenndy. Risk (performance-goal) based approach for establishing the design basis response spectrum for future nuclear power plants[R] . RIC, 2006.
- [6] Park Y J, Hofmayer C H. Technical Guidenlines for Asesimic Design of Nuclear Power Plants:Translation of JEAG 4601-1987 [Z]. Washington D. C. : U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1994.
- [7] Argonne National Laboratory. On the French Nuclear Industry Experience in the Design of Seismic Isolation of Nuclear Power Plants[Z]. Project No. 88-571, 1989.
- [8] 山本知史,等.次世代轻水反应堆核电厂隔震技术的开发(PART-1)隔震技术的开发计划[Z]. 2006 .
- [9] American Society of Civil Engineers. ASCE 4- 98 2000 Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures and Commentary [M]. New York: American Society of Civil Engineers, 1998.

(下转61页)