

DOI: 10.16516/j.gedi.issn2095-8676.2017.01.001

三代核电厂结构的抗震设计分析概论

夏祖讽

(上海核工程研究设计院, 上海 200233)

摘要: 自《核设施结构、系统和部件的抗震设计准则》(ASCE/SEI 43-05)实施后,三代核电厂结构的抗震设计分析已经与过去传统二代核电厂有了本质上的差别,美国自2005年后推出一系列配套的核电规范、标准来与三代核电厂的新抗震要求相适应。美国核管会针对新发行的《标准审查大纲》(SRP 3.7 Rev. 3 2007年版及 Rev. 4 2014年版)来作全面配套修订,更是确认了三代核电厂结构抗震设计分析的更高要求。结合上海核工程研究设计院40余年从事核电厂土建结构设计及抗震分析工作积累的实践经验,介绍了三代核电厂结构抗震设计分析的最新依据性规范标准、主要内容及分析手段,给出了可供实际核电工程应用的研究成果。

关键词: 三代核电厂; 结构抗震设计; 抗震分析方法; 主体-结构相互作用

中图分类号: TU352 **文献标志码:** A **文章编号:** 2095-8676(2017)01-0001-09

Introduction to Structure Seismic Design and Analysis of the Third Generation Nuclear Power Plant

XIA Zufeng

(Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, Shanghai 200233, China)

Abstract: After the technical standard implementation of ASCE/SEI 43-05 which is seismic design criteria for structures, system and components in nuclear facilities, the structure seismic design and analysis have the essential distinction between the second generation and the third generation nuclear power plant, then U. S. A. has carried out a series of corresponding nuclear regulation and technical standard to adapt to the changes of structure seismic design and analysis for the third generation nuclear power plant. The Nuclear Regulatory Commission in U. S. A. has revised the nuclear regulation and technical standard according to the the new versions of Seismic System Analysis SRP 3.7 Rev. 3 in 2007 and SRP 3.7 Rev. 4 in 2014, which confirms the stricter criteria for the seismic design of structures, system and components in nuclear facilities. More than 40 years of practical experience in structure seismic design and analysis from Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute has been reviewed, then the latest nuclear technical standard, main contents and analysis methods are introduced, finally the research work provides some guidance for further nuclear practical engineering.

Key words: third generation NPP; structure seismic design; seismic analysis method; SSI

本文是笔者从事核电厂土建结构设计及抗震分析工作40余年积累的实践经验,希望对核电厂抗震设计分析感兴趣的年青工程师们给予指导。核电厂抗震设计分析已属老生常谈的话题,不少人

一听就认为全懂了,也并不复杂,可是一回到具体工作中却常常不知正确的操作方法,究其原因很可能是对核电厂抗震设计分析操作中的复杂性体会不深,对某些概念还有含糊之处,有些具体操作要领并没有交代清楚等所致。

在本文起草时,笔者的主观愿望是尽量理清现代(三代)核电厂结构抗震设计分析领域的概念,尤其是要详细分析与三代核电抗震相关的最新规范标准的主要内容及分析手段^[1],以对实际工程应用起

收稿日期: 2016-10-20

作者简介: 夏祖讽(1941),男,浙江镇海人,中国工程勘察设计师,研究员级高级工程师,主要从事核工业土建结构设计和研究工作(e-mail)xiazf@snerdi.com.cn。

到抛砖引玉的作用。

1 三代核电厂抗震设计分析中的依据性规范标准

在 20 世纪六七十年代美国商用核电厂大发展期间,美国核管会(NRC)对核电厂的抗震设计审查虽无统筹规划,但对其中主要环节倒是集中了全美的一些主要抗震领域专家,对其抗震设计分类、地震动输入及阻尼比确定等方面分别编制出相应的导则如 RG1.29、RG1.60、RG1.61^[2]等加以引导,初步规范了核电厂的抗震设计。核电界的设计工程师们则在工程设计建造实践中不断地探索、交流、总结,凭借对民用工程抗震设计规范的经验,均把其中对核安全相关的结构、系统和部件 SSC 的抗震设计设法控制在弹性状态之下以策安全。

全美的国家设计标准一向由各自的专业工程师协会负责制订,但对核设施的抗震标准的制订却一直相当慎重。例如直至全美国的核电厂建造高潮中止后的 1986 年才首次公布“核安全相关结构的抗震分析标准”ASCE4^[3],该标准的第 2 版还是经 12 年后的 1998 年才再版^[4],新的 2009—2016 版则一直未正式公布。直至 21 世纪的头几年,美国才构建较为完整的三代核电厂抗震设计的配套标准体系,其主框图大致如图 1 所示:

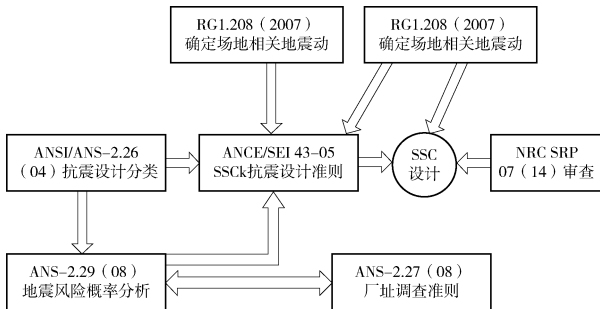


图 1 美国核设施抗震设计标准体系框图

Tab. 1 Standard system of seismic design criteria for nuclear facilities in U. S. A.

从上述抗震设计标准框图可知,由美国土木工程师协会主编的《核设施结构、系统和部件的抗震设计准则》(ASCE/SEI 43-05)^[5]处于该框图的核心。它是全美核设施抗震设计中迄今涉及内容最广的一本标准,也可被看作为核设施抗震设计的“准”规范。该标准共九章带两个附录。作为抗震设计准则,它被很多著名抗震专家所推崇的及被 NRC 正

式认同的则是其中的第一章导论及第二章“地震地面运动”。因为在它的头两章中,对抗震设计在全美首次提出了“基于功能”的新方法^[5],这是对三代核电厂抗震设计地震动确定的创新型提法。可是在核电工程设计界特别是我国的工程设计人员,对该标准的学习理解还很不够,如对其中所确定的四种极限状态设计基准的选择,国内还少有人具体关注。

按 ASCE/SEI 43-05 标准对三代核电厂的设计地震动要求及其结构能力的评判准则是按以下两个目标准则同时满足为条件以取得其充分的保守性:

1) 准则 1: 对设计基准地面运动 DBE, 其功能不可接受的概率应小于 1%。

2) 准则 2: 对地面运动等于 150% 的设计基准 DBE, 功能不可接受的概率应小于 10%。

为了同时达到上述两个目标准则, ASCE/SEI 43-05 标准中对三代核电厂的抗震设计提出了一系列配套的抗震设计准则。

2 三代核电厂结构抗震分析的主要内容及分析手段

2.1 三代核电厂结构抗震分析工作的框图

土体—结构相互作用 (Soil-Structure Interaction, 后简称为 SSI) 是在地震作用下, 由震源出发、通过场地土传播的地震波输入结构体系使其振动; 同时, 结构体系产生的惯性力如同新的震源反过来作用于地基岩土体, 引起附加的振动再作用于结构体系的现象。考虑 SSI 分析正是三代核电厂结构抗震分析的典型手段, 三代核电厂结构抗震分析的框图如图 2 所示。

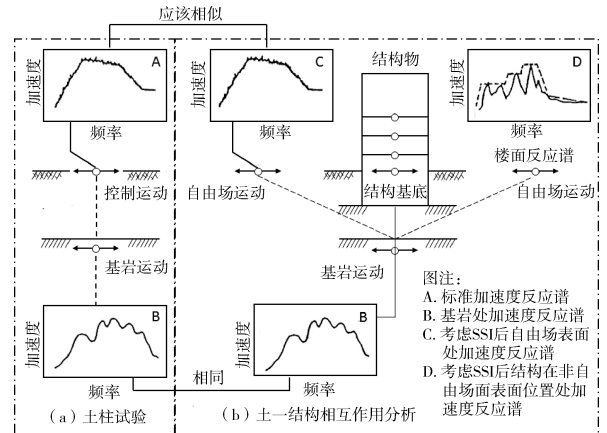


图 2 土体—结构相互作用分析框图

Tab. 2 Flow diagram of soil-structure interaction

SSI 的内容主要包括自由场反应分析、运动相互作用分析和惯性相互作用分析三个方面的内容。由于基岩上覆土层对地震波的选择放大和滤波作用,使得土层自由表面的地震波幅值及频率成份均与基岩输入地震波不同,这种未建核设施并未经开挖的场地运动称为自由场运动,由基岩输入运动确定自由场地面运动的过程就是自由场反应分析。自由场地上修建了核设施之后,由于上部核设施振动的反馈改变了地基运动的频谱组成,使接近核设施自振频率的分量获得加强,对埋置结构还会产生相当大的摇摆运动分量;同时,地基的加速度幅值也与邻近自由场地不同,这种相互作用称为运动相互作用。施加于结构上的惯性荷载通过基础与地基岩土体发生作用,使岩土体变形,从而构成了土—结构动力系统,在惯性荷载作用下该动力系统的动力相互作用称为惯性相互作用。

2.2 三代核电厂结构抗震分析操作的主要环节

2.2.1 抗震分类及三代核电抗震设计基准(ASCE/SEI 43-05)

在 ASCE/SEI 43-05 标准中,已把涵盖从普通工业与民用建筑设施直到核电设施在内的全建筑领域,根据其破坏所造成的后果,共分成五种抗震设计类别 SDC(其中第 5 类 SDC-5 适用于三代商用核电厂),每个设计类别都设定有四种设计极限状态 LS-D/C/BA,以其基于功能的独特理念,统一归并成 $5 \times 4 = 20$ 个不同的设计基准。这种作法在全美国作了开创性的统一尝试。

对核电厂抗震设计物项的传统分类,NRC 目前仍明确抗震 I 类物项应用于既要保持其安全功能,又要保持其结构的完整性。对抗震 II 类物项应用中,只需保持其结构的完整性。但针对三代核电厂,NRC 进一步明确不论抗震 I 类或抗震 II 类物项都需按 SSE(DBE)地震设计,并采用同样的分析方法,而且结构的验收准则同样都根据核结构现行的设计标准 ACI-349、AISC-N690 等。于是在抗震 I 类及抗震 II 类的抗震设计操作中两者到底有什么不同,在 WEC 自己制订的三代核电厂抗震设计准则中一直含糊不清。

其实我们只要认真研读核设施抗震设计准则 ASCE/SEI 43-05 标准的原文并结合新的抗震设计分类 ANSI/ANI-2.26—2004 标准,区分抗震 I 类及 II 类的设计操作就可十分清楚。就三代核电抗震设

计工况 DBE(SSE)而言,对抗震 I 类物项要达到既能保持其(核)安全功能,又要保持其没有危害的结构完整性,那么设计基准只有采用 SDB-5D 这一本质上为弹性的设计极限状态才能完全做到。而对抗震 II 类物项,根据其本身设计功能要求的不同,所需的结构完整性要求其实是有所不同的,因此其相应的设计基准就可在 SDB-5C/5B/5A 这三档设计极限状态中恰当选择来保证。

根据笔者对 ASCE/SEI 43-05 标准的学习推敲,三代核电厂物项的抗震设计中的设计极限状态的选择可直接按表 1 执行操作。

表 1 三代核电厂不同设计基准下的极限状态设计基准

Tab. 1 Ultimate limit state design basis under different design basis in the third generation NPP

抗震设计类别 SDC	设计极限状态			
	A	B	C	D
	大的永久 性变形(始 发倒塌的 明显危害)	中等永久性变 形(不失结构 完整性的可修 理危害)	有限的永久 性变形(不需 修理的较少 危害)	本质上弹 性(没有危 害)
SDC-5	SDB-5A	SDB-5B	SDB-5C	SDB-5D
功能失 效概率	50%	10%	5%	1%
地震裕度 因子 F	$\geq 2 \sim 3$	≥ 1.5	≥ 1.3	≥ 1.0
对 抗震 应 I 类	/	对 1.5SSE, 准则 2	裕度地 震评估	对 SSE, 准则 1
SSC 应用	抗震 II 类	放射性 贮存库	消防站及 应急中心等	与核岛贴邻 的高建筑

从上列由我们推定归结的表 1 中,针对三代核电厂中抗震 I 类物项,按 ASCE/SEI 43-05 标准中抗震设计要求,就设计工况 SDB(SSE)而言,一定是采用弹性极限的设计基准 SDB-5D。因为从表 1 可直观看出,其对应的功能失效概率即为 1%,地震裕度因子 $F_{1\%} \geq 1.0$,这刚好全部符合 ASCE/SEI 43-05 标准中所指定的设计目标准则 1 中的全部要求。如果我们再关注表 1 中的中等永久性变形的极限状态设计基准 SDB-5B,其相应的功能失效概率为 10%,而对应的地震裕度因子 $F_{10\%} \geq 1.5$,这正是与 ASCE/SEI 43-05 标准中所指定的应对超设计基准工况 1.5DBE(SSE)的设计目标准则 2 的要求。此外如果我们再关注表 1 中的有限的永久性变形的极限设计基准 SDB-5C,其相应的功能失效概率为 5%,而这一点正好是与美国核电厂抗震裕度定量

化专家委员会所提出的裕度地震的失效概率为 5% 的定义一致。而且新的核设施分类标准 ANSI/ANSI-2.26—2004 中指出, 所谓设计极限状态 5C 这种有限的永久性变形状态即为地震后不需修理的较少危害而仍能维持其安全功能, 这一说法也与裕度地震的定性定义相符。同时极限状态 5C 刚好也是 ASCE/SEI 43-05 标准 3.4.3 节所指出的在抗震裕度评估时所处的反应水平 Level 3 档相适应的。

综上所述, 我们在表 1 中所推定的设计极限状态选定的操作准则, 其实完全符合 ASCE/SEI 43-05 标准的本意, 只不过在 ASCE/SEI 43-05 标准的条文说明 C1.3 节只给出当其功能失效概率分别为 1%、5%、10% 及 50% 的四种举例中, 对 SSE 地震的裕度因子 F 分别为表 1 所列对应的一组关系, 但并未如我们表 1 中那样直接与四种设计基准挂钩。

在 ASCE/SEI 43-05 标准的说明条文表 C1.1 中也指出, 三代核电厂抗震 I 类设计基准为 SDB-5D 的极限状态, 而过去传统的二代核电厂的抗震 I 类设计基准大致处于 SDB-5C 的极限状态。这就明确表示, 三代核电的抗震设计标准确实会比二代核电厂要求更高, 主要的差别体现在抗震设计中的失效概率(保证率)的不同。光从表 1 可看出三代核电厂的设计抗震能力大致是过去传统二代核电的 1.3 倍。

从上述表 1 中也可看清抗震 I 类及抗震 II 类物项的设计标准的差别是它们所采用的设计基准的极限状态选择上的不同, 所以在美国最新的核设施抗震分类标准中, 已经看不出分为抗震 I 类或 II 类的必要。该新标准的抗震分类只是按 SSC 设施的破坏对工作人员、公众及环境所造成的后果来划分的。其中涉核的 SDC-3/4/5 这三类, 大致分别对应于中低放(贮存)设施、高放(贮存)设施及研究堆和商用核电厂这三大类。每个 SDC 分类中的物项都可根据实际需要采用四种极限状态来设计。

2.2.2 设计地面运动(SRP 3.71 节 Rev. 3 2007 版及 Rev. 4 2013 版)

2.2.2.1 地面设计反应谱

1) 非标准设计厂址

应采用厂址特定的地面运动反应谱 GMRS, 它的产生办法有以下三种:

(1) RG1.165 所给出的 SSE 的参考概率即提升

为 10^{-5} /年, 该导则虽已被 RG1.208 代替, 但目前在美国仍有应用。

(2) RG1.208 参考了 ASCE/SEI 43-05, 按其基于功能方法, 直接给出厂址特定的风险一致地面设计反应谱 UHRS, 它的实际概率为 10^{-4} /年 ~ 10^{-5} /年。

(3) 按 ASCE/SEI 43-05 核电厂址依据的全频率范围风险一致的全美参考地面反应谱 UHRS 的平均风险超越概率仍取 10^{-4} /年, 但要达到专为第三代核电厂制订的 ASCE/SEI 43-05 标准中所要求的功能目标(年概率)指标 10^{-5} /年, 则需按该标准的第二章, 乘上设计放大因子 $DF(\geq 1.0)$ 才能达到设计基准要求。按美国著名的抗震专家 R. P. Kennedy 教授的说法, 全美厂址的 DF 大致在 1.0 ~ 1.8 之间。这说明过去核电厂址抗震设计基准按万年一遇地震考虑的传统说法已被 ASCE/SEI 43-05 标准打破, 并得到 NRC 的正式认可。

2) 证书设计(标准设计)厂址

(1) 先采用 RG1.60 或其修正的宽频地面设计反应谱。

(2) 对某一具体厂址, 再以厂址风险一致地面反应谱 UHRS 核算其是否会被包络。

(3) 以上海核工程研究设计院的 CAP1400 示范工程为例, 原国家地震局已确定的厂址 SSE = 0.17 g (10^{-4} /年), 2014 年由中国地震局地球物理研究所从“石岛湾厂址地震危险性概率分析研究报告”给出的厂址平均 UHRS 谱 (10^{-5} /年) 上升为 DBE = 0.24 g, 但该谱的全频率范围的谱幅仍均为 0.24 g 的标准设计 RG1.60 修正谱完全包络, 故对原按 0.30 g 的 RG1.60 修正谱设计的 CAP1400 示范工程, 厂址谱被包络也无问题。

2.2.2.2 设计时程

1) 总要求

(1) 一组三向正交而相互独立的时程波, 它们之间的相关系数不得超过 0.16。

(2) 通常设计应采用与设计谱相匹配的人工时程, 但它必须是从基于某个种子记录的实测地震波作为基准而修正匹配的, 并保留相位一致性。

(3) 通常的总持时时可为 25 s 左右, 但应确保其强震持时 ≥ 6 s。

2) 单组时程与目标谱的包络匹配要求方法一

(1) 对所有阻尼比的谱都得同时匹配。

(2) 在规定的谱频率间隔点(0.2~34 Hz, 单数 70 以上)处, 低于设计目标谱点数不应超过 5 点。

(3) 每个低于目标谱的谱幅值不超过 10%。

(4) 时程的功率谱密度需符合 SRP 3.7 附录 A 的要求。

3) 单组时程与目标谱的包络匹配要求方法二

(1) 只强调其中 5% 的谱符合匹配要求就行。

(2) 规定的谱频率间隔点(0.1~50 Hz, 总数在 100 点以上)。

(3) 每个频率点低于目标谱的谱幅不应超过 10%, 但不能连续有 9 点均低于目标谱。

(4) 代替功率谱密度校核要求, 不过 SRP 2014 版在强调谱幅必须不大于 30% 的基础上仍应校核功率谱密度, 以保证全频率范围内不出现能量缺陷。SRP 2007 版只要每个频率点谱幅不大于 30% 即可。

3) 多组时程与目标谱的包络匹配要求

(1) 每组时程并不需单独有包络要求, 但几组时程的平均值能包络即可。

(2) 对线弹性结构分析可用 4 组取平均值。

(3) 对非线性结构分析, 应按大于 4 组结果取均值(据称 ASCE4-16 \geq 7 组)。

(4) 多组时程分析执行时, 因习惯上由数据库直接提取, 一般每条都符合单组时程要求。

2.2.3 设计地震动输入位置的确定(ASCE4-98、ASCE/SEI 43-05、ISG-017 等)

在核电工程 SSI 抗震分析操作中可依下述原则执行:

1) 对厂址土体剖面全由“能胜任土体”(Competent Soil, $V_s > 300$ m/s)或岩石组成, 且剖面深度上的土体特性改变相对均匀, 其设计地震动可位于完工后地面自由场土层顶面。

2) 对土体剖面由一层或多层软土或薄层表土($V_s \approx 230$ m/s)位于能胜任土体顶部, 设计地震动应位于厂址核岛贴邻的自由场能胜任土体顶部的出露(真实出露或假想出露)位置:

(1) 在核工程 SSI 分析中, 所谓出露位置, 指的正是核岛基础底标高位置。

(2) 所谓真实出露即为核岛底标高正好落在挖除软土后的能胜任土体上。

(3) 所谓假想出露是指核岛底标高不能直接落在天然能胜任土体上, 必须采用密实回填土或桩基时, 相应基础底标高在自由场土体剖面还处于软土

层中。

(4) 自由场土柱分析中指明, 每一中间土层单元均同时存在入射波、反射波及折射波的综合作用。所谓出露运动即人为定义此处的反射波为入射波的 2 倍, 因此作为出露运动的土层加速度应该会比原先土柱分析为高。

(5) 产生出露运动的方法有 NEI 提出的全高土柱及 BNL 提出的截顶土柱两种。

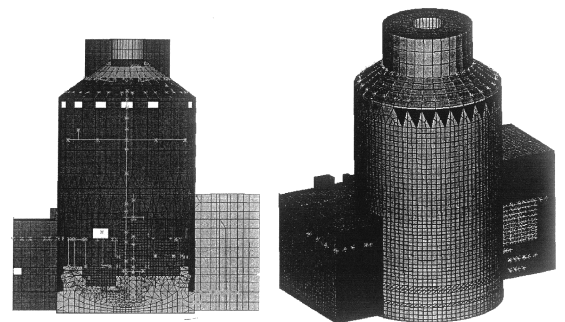
(6) 出露运动的考虑只是 NRC 最近针对特别软厂址上作 SSI 分析中给出的保守性处理。

2.2.4 上部结构分析的模型化及其分析方法(ASCE4-98)

2.2.4.1 上部结构的模型化

1) 若分析的目的只是想了解结构的总体受力工况, 宜采用简化的多质点悬臂梁(杆)模型, 但对上部结构的这种简化, 需有比较扎实的力学功底。

2) 若分析的目的是作上部结构详细内力分析后的构件设计, 应采用详细的空间三维板(块)单元模型, 它可采用三维设计图纸直接在图上划分合适的单元网格来实现, 此法当前年青工程师常乐于采用。但网格划分的粗细既与内力分析的精度需求有关, 也会受软硬件的运作能力及耗时制约有关。例如在 AP1000 依托项目抗震分析中, 就有不同用途的计算模型, 如图 3 所示。



(a) NI10结构剖面图

(b) NI05结构立面图

图 3 AP1000 上部结构计算模型示意图

Fig. 3 Schematic diagram of calculation model of AP1000 upper structure

2.2.4.2 子系统从主系统介耦的条件

分析模型中, 子系统从主系统介耦的条件可按 SRP3.7.2 规定:

1) 当质量比为 $\lambda_m = M_s / M_p < 0.01$ 时, 子系统 S 可从主系统 P 中介耦。

2) 当质量比为 $0.01 < \lambda_m < 0.1$ 时且频率比 λ_f

$= f_s/f_p \leq 0.8$ 或 $\lambda_f \geq 1.25$ 时也可介耦。

3) 目前核岛中除主回路系统以外, 其他几乎所有内在核设施均可介耦, 并直接采用楼面设计谱(或相匹配的时程)分析。

4) 子系统介耦时, 在主系统模型中不要忘记在相应位置加上该子系统的附加质量。

5) 时程分析法是抗震分析最为精确的操作, 在线弹性结构中可选用振型叠加法及直接积分法, 在非线弹性结构中只能选用直接积分法。

6) 反应谱分析是核工程设计中常用的偏保守方法, 它在线性结构中常用, 在非线弹性结构中较少应用。

7) 复频反应分析法常用在 SSI 分析中。

8) 在 ASCE/SEI 43-05 标准中强烈推荐, 在当前核结构和核设施中不论其采用何种设计极限状态, 均宜采用成熟的弹性分析结果, 但对相应超过弹性状态的设计基准, 可把所得的弹性分析结果再除以相应的非弹性能量吸收系数 F_μ 予以折减, 但弹性状态的设计基准中 $F_\mu = 1$ 不能折减, 而设计基准为 SDB-5A/5B/5C 时 F_μ 可从 ASCE/SEI 43-05 标准中按其结构材料特征不同直接查得。

2.2.5 SSI 建模及分析(ASCE4-98)

按 ASCE4-98 只有当核结构基底坐落在 $V_s \geq 1100$ m/s 的场合才可作为固端基础而不需作 SSI 分析, 但据称 ASCE4-16(尚未公布)已把 V_s 提升至 2400 m/s。

地基材料性能中, 剪切模量和阻尼比通常是随应变增加而非线性变化的, 据称 ASCE4-16 中已列出典型的砂性土曲线可供分析参考。

在 SSI 分析中当前多采用直接法, 它在计算模型中包含了全部土体剖面及上部结构的耦合体系, 并有明确的横向及底部界限定该土体剖面。

SSI 分析中的简化处理可采用阻抗法, 其地基模型则按简化的阻抗函数处理。

在 SSI 分析的直接法使用操作中的注意事项如下:

1) 土体单元网格划分厚度应按式(1)控制:

$$h \leq C_s / (5f_{cut}) = \lambda / 5 \quad (1)$$

式中: C_s 为剪切波速; f_{cut} 为分析中的截断频率, ASCE4-98 虽规定 ≥ 10 Hz, 但工程分析中常用 20 ~ 25 Hz。

2) 下边界要满足下列条件之一: (1) $V_s \geq 1100$

m/s 的基岩处; (2) 该层介质的弹性模量是基础持力层的 10 倍; (3) 下边界也不需至深度超过 3 倍基础的最大尺寸。

目前 SSI 分析的最新发展是考虑地震波的多点非一致运动(Incoherence), 它涉及:

1) 由于土体或岩石本身的不均匀性, 使沿着地震波传播途径上所伴随的波会发生随机变化而导致发生局部的地震波随机散射影响;

2) 更重要的是由于地震波对基础实际总是会斜入射的, 它使地震波横穿过基础的到达时间上有差别而形成有序性的空间改变, 即发生地震波的迁移影响;

3) Incoherence 的分析结果会折减上部核岛结构的地震反应(通常是折减楼面反应谱的谱幅): (1) 折减效应随着频率增大而明显; (2) 折减效应随着基础横向尺寸的增大而明显; (3) 地基介质不管是硬土甚至软土均有折减, 目前的实用算法对基岩厂址 NRC 已正式认同; (4) 上海核工程研究设计院在国内已率先于 2013 年起对软硬地基上的核岛结构楼面谱幅的折减效应进行过探索性的分析, 已初步积累起一些工程分析经验。

2.2.6 上部结构在抗震设计中所采用的阻尼(ASCE/SEI 43-05)

地面运动的设计反应谱是按阻尼比不同而变化的, 在谱分析操作中必须选用与上部结构的阻尼比相适应的谱:

1) 上部结构是单一阻尼比的结构材料时, 则采用同样阻尼比的一条谱作为输入。

2) 上部结构是由不同阻尼比结构材料所组成时, 在目前新版的 ANSYS 程序中可输入相应最低的及最高阻尼的二条谱, 程序能自动按组合模态阻尼方式处理, 我们可从其输出资料中直观地判断凡其相应阻尼值接近某种结构材料阻尼比的即可方便地判断为相应该种材料结构的振型反应。

根据三代核电适用的抗震设计准则 ASCE/SEI 43-05, 核岛上部结构在抗震分析中的阻尼已按其规定提供三档地震反应水平 Level 1、Level 2、Level 3 所相应的阻尼比值:

1) 地震反应水平 Level 1 档大致相当于过去 OBE 地震, 但注意对其中的焊接钢结构和预应力混凝土结构宜直接采用新版的 RG1.61(2007 版)的提升值更妥。

2) 地震反应水平 Level 2 档大致相当于 SSE 地震, 此档阻尼比值在各规范版本中均几乎保持相同值。

3) 地震反应水平 Level 3 档大致相当于考虑结构处于超弹性的非线性影响(例如在抗震裕度评估时), 该档地震反应水平也是抗震 II 类物项设计中采用设计极限状态 SDB-5A/5B/5C 并作线弹性分析时所适用的阻尼比水平。

上述三档地震反应水平的更合理划分, ASCE/SEI 43-05 标准中主要是基于按 D_e/C 的比值来划分的:

1) 地震反应水平 Level 1 档对应的 D_e/C 比值为 ≤ 0.5 。

2) 地震反应水平 Level 2 档对应的 D_e/C 比值为 $\approx 0.5 \sim 1.0$ 。

3) 地震反应水平 Level 3 档对应的 D_e/C 比值为 ≥ 1.0 。

其中 D_e 是核结构内力分析中包括非地震荷载在内的总的弹性荷载组合所需的设计内力; C 是目前核设计标准或规范中所给定的允许承载力。

2.2.7 楼面设计反应谱(ASCE4-98)

核电厂结构楼面反应谱用作可介耦的内部核设施的抗震设计输入, 其实用的产生办法目前在工程上均已采用时程法。

考虑到楼面谱在产生时的可能不确定性, 作为工程设计楼面反应谱, 规范允许对谱峰值处作 $\pm 15\%$ 的峰值频率拓宽, 且允许与此同时对纯尖峰处幅值再作折减至 85% 处理。

在产生设计楼面谱时习惯的作法是对产生的时程谱作包络光滑处理。近年的分析新标准 ASCE4-16(尚未公布)据称在这种处理的同时提出适当填平低谷。这种作法其实是许多核电设计公司多年来行之有效的工程经验判断, 它可有效地减少核设备设计因工程变更带来的风险。

在 ASCE/SEI 43-05 标准的 3.4.3 节要求在核岛楼面设计反应谱在产生时, 对上部结构应采用比过去传统设计更低的地震反应水平 Level 1 档所对应的阻尼比(大致相当于过去的 OBE 阻尼)以满足楼面设计谱应在全频段范围内相对均一的合理保守性。这在借助于抗震鉴定试验的核电电气设备的抗震裕度评估中具有关键性的实用意义。上海核工程研究设计院在 CAP1400 示范工程中的楼面设计谱

正是按这一三代核电的标准执行的。

2.2.8 核电厂结构的抗震裕度分析(ASCE4-98/09, ASCE/SEI 43-05)

核电厂抗震裕度评估(SMA)可以判断核电厂是否能安全应对超出设计基准事故的地震, 确定电厂潜在的薄弱环节, 而核结构的抗震裕度分析则是核电厂抗震裕度评价的重要组成部分。

对基于 PSA 分析的抗震裕度评价, 主要体现在事故序列水平上计算并给出每个 SSC 部件的高置信度, 低概率失效 HCLPF 值。在工程实际操作过程中, 要计算出每个 SSC 的 HCLPF 值, 通常可通过概率脆弱性分析及保守的确定论失效裕度法 CDFM 和抗震鉴定试验的结果等方法来实现。

在核电工程的土建结构抗震裕度分析中, CDFM 法是应用最早且最广泛的一种实用简便方法。CDFM 法在确定 HCLPF 值的通用裕度表达式为:

$$HCLPF = F_s \times F_\mu \times F_d \times PGA \quad (2)$$

式中: F_s 为强度裕度因子; F_μ 为非弹性能量吸收因子(又称低延展性因子); F_d 为阻尼裕度因子; PGA 为厂址地面的(水平)设计峰值加速度。

在三代核电厂抗震裕度评价的 CDFM 法应用时, 必须结合其抗震设计准则 ASCE/SEI 43-05 才能更好地明确上述几个因子的正确运用。例如对其中的强度裕度因子, 应理解为该标准中地震裕度因子 F 的比值。因为三代核电厂在抗震 I 类物项的设计中采用了弹性设计的极限状态 LS-5D, 其相应的失效概率按其设计目标准则 1 的要求控制在 1%, 此时地震裕度因子刚好为 $F_{1\%} \geq 1.0$ 。但在抗震裕度评估中, 按美国核电厂抗震裕度定量化专家委员会的定义, 其失效概率已放宽至 5%, 此时对应的裕度因子 $F_{5\%} \geq 1.30$ (参见本文 2.2.1 节的表 1)。这样在抗震裕度评价中, 强度裕度因子可直接统一采用下列的地震裕度因子的比值:

$$F_s = F_{5\%}/F_{1\%} = 1.30/1.0 = 1.30 \quad (3)$$

同样各 SSC 部件的 F_μ 和 F_d 的取值, 我们均可按抗震评价时的地震反应水平已进入 Level 3 档水平的原则, 按 ASCE/SEI 43-05 标准直接查出相应的裕度因子。

在执行 CDFM 法时为了符合保守的原则, 在多数场合下按操作惯例均是对其中的 F_μ 和 F_d 两者不同时考虑。例如在土建结构的 CDFM 法中, 通常只是按 ASCE/SEI 43-05 标准直接采用其非弹性能量

吸收因子 F_{μ} 而不再涉及结构的阻尼裕度因子 F_d 。只有在按楼面谱设计的核设施 SSC 的 CDFM 法中可以既考虑该 SSC 的 F_{μ} (可直接查 ASCE/SEI 43-05 标准) 又考虑由土建结构所提供的楼面谱当用于抗震裕度评价时因结构材料阻尼比可比设计楼面谱产生时高而形成的谱阻尼裕度因子 F_d ，其实此时 F_d 实际上已可属于其强度裕度因子 F_s 的一个组成部分。

2.2.9 核岛的基础隔震设计分析 (NUREG 隔震草案, 2012 年 6 月, ASCE4-98)

基础隔震是通过基础底板下引入隔震装置来延长结构周期, 避开地震能量相对集中的频段, 改变上部结构的动力特性, 并利用耗能装置来抑制结构位移, 从而达到全面降低结构动力反应的目标。

对核岛基础隔震设计, 20 世纪 80 年代初, 法国就作过二代核电压水堆核岛基础隔震的工程尝试, 当初的目标是从 0.20 g 的原设计提升至 0.30 g, 但对核岛基础隔震所带来的大位移会引发地下管道破断 (尤其是其重要厂用水管道) 风险却没有交代。

日本也在 20 世纪 80 年代作过核岛基础隔震的可行性研究, 从 2008 年起针对第三代核电机组又作过核岛基础隔震的试验研究, 自 2011 年福岛事故后, 该研究的信息中断未见新进展。美国 NRC 也是自 2008 年才开始关注三代大型核电厂的基础隔震设计的, 2012 年才提出关于核岛隔震的 NUREG 隔震草案, 确认核岛基础隔震的三个主要优点是安全性高、可信性强、经济性好, 故支持三代新核电厂搞基础隔震。

上海核工程研究设计院于 2008 年下半年开始策划核岛基础隔震课题, 将使引进的 AP1000 机组的抗震设计基准能力从原先的 0.30 g, 在不修改核岛标准设计的前提下翻倍成 0.60 g 并保持其上部核岛结构的地震反应在弹性状态之下。为应对超设计基准的特大地震, 可在 $1.5 \times 0.6 = 0.90$ g 输入工况下, 使上部核岛处于原裕度地震评估值在 0.50 g 的 HCLPF 状态。

为应对隔震基础的大位移风险, 上海核工程研究设计院在 2009 年成功申请了“带闭锁功能的核电厂核岛结构基础隔震装置”的技术专利。使用该专利可使核岛在多发的中小地震下没有地下管道破断发生, 而在罕见的大地震下能实施减震确保不会发

生严重事故 (CAP 系列机组不设重要厂用水)。

在美国核电抗震分析标准 ASCE4-98 的第 3.5.6 节“隔震结构”中明确, 核电隔震结构的地震设计输入应与常规的非隔震核电厂完全一致。故上海核工程研究设计院的隔震设计输入也应采用 RG1.60 修正谱。只是 RG1.60 谱原先只给出阻尼比为 $\leq 10\%$ 的谱形, 而目前采用的叠层橡胶支座垫在设计工况下的等效阻尼比通常处于 20% ~ 25%, 因此上海核工程研究设计院又设立专题, 以合适的方法确定出 20% 阻尼的 RG1.60 谱。

目前上海核工程研究设计院的核岛隔震课题的主体部分已基本定局, 由上海大学负责硬件研发, 上海核工程研究设计院作设计规程制订及非线性分析复核, 所有内容于 2016 年底前结题。上海核工程研究设计院的核岛隔震课题由于以世界首创的核电隔震技术专利为基础, 实施过程中又产生几处创新, 该课题完成后可使上海核工程研究设计院在高烈度区的核电厂抗震设计能力上提供重大的技术储备。

2.2.10 上海核工程研究设计院在核电结构的抗震分析中的实施手段

1) 结构分析通用程序: ANSYS 是主力程序, 在建模及后处理操作中还有部分自编配套的执行程序加以完善。

2) 上部结构抗震分析专用程序: DYNAS 可针对剪力墙 (框剪) 结构并且可以由钢结构及混凝土两部分组成的混合结构 (各有不同阻尼) 体系, 最终可产生包络的设计楼面反应谱。

3) 地基与上部结构相互作用 SSI 分析专用程序: FLUSH 二维 SSI 分析, 常用作一维土柱地震波的正、反演自由场分析; SASSI 能适应多种地震环境 (包括 incoherence 分析), 是执行三维 SSI 分析首选程序。

4) 地震输入的专用程序: RSG 能从地震时程记录产生地面反应谱, 也能针对任何涉及目标谱匹配出符合要求的人工时程波, 并可执行地面谱及楼面谱的光顺、包络和拓宽的绘图功能; RSG 程序由于版本老, 操作系统与目前微机不相容, 已由我院重新研发成更合适的且功能更好的新程序 (例如补充功率谱密度的校核); 近期与地震输入相关的数据库正在逐步完善, 2016 年中期均已正式入库。

5) 地震安全分析的支持性程序: LS-DYNA 作

为功能齐全的能考虑几何、材料、接触这三大类非线性分析的技术支持性程序, 上海核工程研究设计院的土建部分在抗震分析的安全对话中用于过去其他程序比较难于处置的领域, 如内含设备的水池抗震分析及桩—土—结构共同作用分析等特殊场合合作安全分析的支持性程序。

3 结论

三代核电厂结构的抗震设计分析自从引用了 2005 年出版的适用于三代核电厂的“核设施抗震设计准则”ASCE/SEI 43-05 标准后, 已经与过去传统二代核电厂的抗震设计分析有了本质上差别。美国自从 2005 年后已推出一系列配套的规范、标准来与三代核电厂的新抗震要求相适应。美国核管会针对新发行的《标准审查大纲》(SRP 3.7 Rev. 3 2007 年版及 Rev. 4 2014 年版)来作全面配套修订, 更是确认了三代核电厂结构抗震设计分析的更高要求。

本文只是根据笔者对上述新标准的学习体会作了提示性的介绍, 希望大家在今后核电厂的抗震设计分析操作中再对这些新标准特别是 ASCE/SEI 43-05 作认真的研读, 才能在今后的具体实践中有所得益。本文虽然着重有关核电厂结构抗震方面的内容, 但对三代核电厂的核设施抗震设计分析原则上也同样适用。

参考文献:

- [1] 夏祖训. 美国核电厂抗震主系统分析要求的近期变化——SRP 3.7.2 1989 版、2007 版及 2013 版主要对比 [J]. 南方能源建设, 2016, 3(4): 1-7.
XIA Z F. Recent changes of seismic system analysis SRP 3.7.2 in 1989, 2007 and 2013 versions for NPPs in U. S. A. [J]. Southern Energy Construction, 2016, 3(4): 1-7.
- [2] Office of Nuclear Regulatory Research. Damping values for seismic design of nuclear power plants; Regulatory Guide (RG) 1.61 (Revision 1) [S/OL]. Washington: U. S Nuclear Regulatory Commission, 2007. <http://www.nrc.gov/docs/ML0702/ML070260029.pdf>.
- [3] American Society of Civil Engineers. Seismic design criteria for structures, system, and components in nuclear facilities; ASCE4 [S/OL]. Virginia: American Society of Civil Engineers, 1986. <http://www.pubs.acce.org>.
- [4] American Society of Civil Engineers. Seismic analysis of safety-related nuclear structures and commentary; ASCE4-98 [S/OL]. Virginia: American Society of Civil Engineers, 1998. <http://ascelibrary.org/doi/pdf/10.1061/9780784404331.fm>.
- [5] American Society of Civil Engineers. Seismic design criteria for structures, system, and components in nuclear facilities; ASCE/SEI 43-05 [S/OL]. Virginia: American Society of Civil Engineers, 2005. <http://ascelibrary.org/doi/pdf/10.1061/9780784407622.fm>.

(责任编辑 郑文棠)

《南方能源建设》被国家新闻出版广电总局认定为第二批学术期刊

2017 年 2 月 6 日, 国家新闻出版广电总局网公示第二批学术期刊认定名单, 中国能建广东院主办的《南方能源建设》(ISSN 2095-8676)与《中国科学: 材料科学(英文)》(ISSN 2095-8226)、《科学通报(英文版)》(ISSN 2095-9273)、《电力工程技术》(ISSN 2096-3203)等 712 种期刊入围。2014 年全国具有国内统一刊号的各类期刊共有 9966 种, 为严格学术期刊出版资质、优化学术期刊出版环境、促进学术期刊健康发展, 国家新闻出版广电总局自 2014 年起开展学术期刊认定和清理工作。2014 年 9 月 10 日, 国家新闻出版广电总局成立学术期刊认定工作领导小组, 组建了由 47 位院士、教授等组成的认定专家组, 对期刊按学科分组进行了严格审核认定, 并于 2014 年 12 月 10 日在总局网站公布了第一批认定的学术期刊 5737 种。《南方能源建设》于 2014 年 12 月 25 日创刊, 未能赶上第一批学术期刊认定, 2016 年经广东省新闻出版广电局及中央期刊主管单位初审后上报国家新闻出版广电总局, 并于 2017 年 2 月 6 日被认定为第二批学术期刊。

(《南方能源建设》编辑部)