

核电站核安全相关结构基于性能指标的抗震 概率设计评估方法探究

陈 矛¹, 卢 实²

(1. 国核电力规划设计研究院, 北京 100095; 2. SGH - Newport Beach, 南加州, 美国 CA92660)

[摘要] 本文介绍了美国核电站基于性能指标的核安全相关抗震概率设计方法(performance-based method, PBM)的发展,较为系统地对PBM方法进行了阐述和讨论。在目前的研究成果和现有的规范标准归纳和总结的基础上,阐明了PBM的主要内容,其中包括:根据不同的性能要求对系统、结构和部件进行分级;确定系统、结构或部件的性能要求指标;确定基于概率地震危害性评价(PSHA)的地震动输入;系统、结构或部件概率极限值(fragility)计算;保证系统、结构或部件概率极限值有足够的裕度,以达到规定的性能指标5个方面。对PBM的进一步研究和发展提出了建议。

[关键词] 核电厂;核安全;系统、结构及部件;基于性能;抗震;概率极限值

[中图分类号] TU3 **[文献标识码]** A **[文章编号]** 1009-1742(2013)04-0057-05

1 美国核电站基于性能指标的核安全相关 结构抗震设计方法的进展

美国核管会(NRC)、美国能源部(DOE)、美国电力研究院(EPRI)以及美国土木工程学会(ASCE)陆续发布了核设施和核电站基于性能的抗震概率设计评估方法(performance-based method, PBM)的导则、规范和相关的技术文件,与此同时美国也已经开展了大量的核电厂地震概率安全分析(PSA)相关工作。此外,国内《建筑抗震设计规范》GB 50011—2010对抗震性能化设计作出相关规定,在普通工业与民用建筑抗震设计中也在逐步使用这个方法。在日本大地震和随后的大海啸引发的日本福岛核事故之后,国家核电技术公司和西屋公司对AP1000进行了相关的评估,评估工作也采用了概率评估方法。因此有必要根据上述的技术文件和工程实践,探讨在我国核安全相关结构设计中如何开展基于性能的概率抗震设计,便于指导我国的技术人员开展相关的研究和应用。

目前美国采用的基于性能指标的方法最初于

1994年由Kennedy R. P和Short S. A.提出。之后在美国开展了大量的研究和应用。

EPRI采用PBM方法对美国28个核电站厂址在地震条件下的安全性进行了分析。分析的目标是单一设备部件达到规定的性能指标,并且电厂整体也要达到规定的地震安全指标。分析比较的结果认为PBM方法是可行的,在比较中采用了最新的地震危险性分析数据,其结果表明该方法的抗震设计和安全性与运行电站相当或更加安全。

NRC委托美国能源部布鲁克海文国家实验室等机构的专家对基于性能的概率抗震设计评估方法进行了评估,评估认为采用PBM方法能够满足NRC对核电站的地震安全要求。NRC认为PBM方法所采取的确保结构、系统和部件性能指标的抗震设计准则和其安全目标是一致的。NRC在2007年发布了RG1.208“确定厂址相关地震地面运动的基于性能方法”。因此,美国目前已经完成了核电厂PBM抗震设计和评估的导则及规范框架,这个框架就是采用RG1.208确定厂址相关地震地面运动作为核电厂PBM抗震设计和评估的地震输入,

[收稿日期] 2013-01-21

[作者简介] 陈 矛(1967—),男,江苏射阳县人,研究员级高级工程师,从事核电站工程结构抗震设计与研究;E-mail:chenmao@snpdri.com

采用 ASCE43 和 ASCE4 进行核电厂 PBM 抗震设计和评估。

美国已经形成基本完整的核电厂 PBM 抗震设计和评估的导则及规范框架,其基础是 EPRI、NRC 以及 DOE 下属的国家实验室完成的大量的核电厂地震 PSA 的相关技术研究,这些技术报告是重要的技术基础。

2 基于性能指标的概率设计评估方法的主要内容和要求

基于性能指标的概率设计评估方法,适用于对所要求的系统、结构或部件采用风险概率的分析方法进行分析,并给出相应于地震动输入达到规定的性能要求的概率极限值(fragility),用于作为地震 PSA 的输入;或是按照规定的性能要求对系统、结构或部件进行设计。这种方法应用于核电厂抗震设计,便于将核电厂地震安全概率分析与核电厂安全概率分析一致,便于给出地震条件下核电站严重事故堆芯熔化概率和安全壳失效产生大规模放射性物质向环境释放的概率。或是在规定的核电站严重事故堆芯熔化概率和安全壳失效产生大规模放射性物质向环境释放的概率指标条件下确定结构部件的抗震性能指标,确保地震条件下核电厂总安全指标的实现。

基于性能指标的概率设计评估包括以下内容。

2.1 根据不同的性能要求对系统、结构和部件进行分级

核电厂系统、结构或部件可以分为抗震 I 类、抗震 II 类和非抗震类。抗震 I 类、抗震 II 类是按照核安全相关抗震要求进行分析设计,非抗震类也应满足普通工业抗震要求。本文中所指的 PBM 方法是针对抗震 I 类、抗震 II 类物项。抗震 I 类是最严格要求的物项,可以确定为最高等级;抗震 II 类物项与抗震 I 类相比没有在设计基准地震条件下执行功能的要求,在结构完整性方面也是以不产生对抗震 I 类不利影响为准则的要求。美国规范中将抗震 I 类和抗震 II 类物项都按照最高等级要求进行考虑。这样虽然简化了设计工作,但也存在不合理的地方。可以沿用通用的分类,将核电厂系统、结构或部件分为抗震 I 类、抗震 II 类和非抗震类。

2.2 确定系统、结构或部件的性能要求指标

根据核电厂总的安全指标确定系统、结构或部件的性能要求指标,应满足以下要求。

1)对于厂址相关反应谱地震动输入,不满足性能要求的概率小于 1 %。

2)对于 150 % 厂址相关反应谱地震动输入,不满足性能要求的概率小于 10 %^[1,2]。

根据系统、结构或部件的抗震分级确定目标性能极限状态。对于抗震要求最高的系统、结构或部件即抗震 I 类,目标性能极限状态定义为基本弹性即应力集中点可以出现局部塑性,但总体地震反应为弹性。对应基本弹性特性的最小结构破损状态的目标性能指标 P_f (规定的极限状态平均年超越概率)为 1×10^{-5} 。对于抗震 II 类,目标性能极限状态定义为结构稳定性满足安全要求,即使产生塑性变形,要求能承受后续余震的作用保持结构稳定。对于非抗震类,可以允许有较大塑性变形,但需保持结构整体稳定。

$$P_f = - \int_0^{+\infty} P_f(a) \left(\frac{dH(a)}{da} \right) da \quad (1)$$

式(1)中, $P_f(a)$ 为相应于地面运动加速度 a 条件下的条件失效概率曲线, $H(a)$ 为相应于地面运动加速度 a 条件下的地震危险性超越概率曲线。 P_f 可以简要地表述为将地面运动加速度 a 条件下的地震危险性超越概率与相应的构件条件失效概率相乘,对所有可能的加速度 a 的积分。

$P_f(a)$ 可以定义为对数正态分布函数,可以用相应构件条件失效概率 P_{fc} 的抗震安全系数 F_p 和构件抗震承载力的变化量(对数标准差 β)进行表达。 $F_{1\%}$ 、 $F_{5\%}$ 、 $F_{10\%}$ 、 $F_{50\%}$ 对应于 1 %、5 %、10 % 和 50 % 的条件失效概率的地震安全裕度系数见表 1。

表 1 不同对数标准差所对应的条件失效概率为 1 %、5 %、10 % 和 50 % 的地震安全裕度系数

Table 1 The seismic margin factor of the conditional failure probability of 1 %, 5 %, 10 % and 50 % for different logarithmic standard deviations

对数标准差 β	$F_{1\%}$	$F_{5\%}$	$F_{10\%}$	$F_{50\%}$
0.3	1.1	1.35	1.50	2.20
0.4	1.0	1.31	1.52	2.54
0.5	1.0	1.41	1.69	3.20
0.6	1.0	1.50	1.87	4.04

从表 1 的数据可以看到,当采用 $F_{1\%}$ 、 $F_{10\%}$ 同时进行控制可以保证 P_f 的要求。这样就将 P_f 要求转化为两个指标的要求。

2.3 确定基于概率地震危害性评价(PSHA)的地震动输入

首先进行核电厂厂址地震安全评价确定基于地震危害风险评价的地震动输入。地震动输入的确定应根据地震危害性评价(PSHA)的结果,即地震危害性评价概率曲线和一致危害风险反应谱(UHRS)确定用于抗震设计和评估的设计基准地震动参数。

但是直接使用UHRS作为地震动输入的设计反应谱,对于不同的厂址,不能达到相同的性能指标要求。这主要是由于不同厂址地震危险性曲线的变化率参数(slope factor) A_R 不同,而这个参数是确定风险一致的地震动设计反应谱的关键参数。在确定抗震设计和评估的设计基准地震动参数时,引入设计参数的概念。

设计基准地震动(DBE)应定义表达为设计反应谱(DRS),如下式:

$$DRS = DF \times UHRS \quad (2)$$

DF是每一反应谱频率处的设计参数,在各频率处按下式计算:

$$DF = \text{Max}(DF_1, DF_2) \quad (3)$$

为了推导DF,将 $H(a)$ 近似表示为下式:

$$H(a) = K_I a^{-K_H} \quad (4)$$

$$K_H = \frac{1}{\log(A_R)} \quad (5)$$

式(4)中, K_I 为常数, a 为地面运动加速度。

$$R_p = \frac{H_p}{F_p} = (F_p)^{K_H} e^f \quad (6)$$

$$f = X_p K_H \beta - \frac{1}{2} (K_H \beta)^2 \quad (7)$$

根据式(6)和式(7)得到下式

$$F_p = [R_p e^{-f}]^{1/K_H} \quad (8)$$

式(8)中, F_p 相应于条件失效概率 $F_{F/a}$ 值的DBE地面运动输入与部件抗震能力 C_p 的比值。 β 为构件平均承载能力对数标准差, X_p 相应于非超越概率百分比 F/a 值相关的标准正态变量。

$$DF_a = F_{p1\%} \quad (9)$$

$F_{p1\%}$ 根据失效概率1%的标准正态变量 $X_p = 2.326$ 计算得到

$$DF_b = F_{p10\%} / 1.5 \quad (10)$$

$F_{p10\%}$ 根据失效概率10%的标准正态变量 $X_p = 1.282$ 计算得到。

由上述公式关系可见DF是与指标概率比 R_p

以及与 K_H 相关。

由于 P_F 要求是一个定值,根据式(6), R_p 应根据不同的 H_D 进行确定。目标性能指标 P_F (规定的极限状态平均年超越概率)为 1×10^{-5} ,当地震危险性平均年超越概率 H_D 为 1×10^{-4} 指标时,概率比 R_p 为10。

通过大量计算进行统计分析得到

$$DF_1 = 1 \quad (11)$$

$$DF_2 = 0.6(A_R)^\alpha \quad (12)$$

$$A_R = \frac{SA_{0.1H_D}}{SA_{H_D}} \quad (13)$$

式(12)中对应于指标概率比 $R_p = 10$,参数 $\alpha = 0.8$ 。式(13)中 SA_{H_D} 为UHRS平均超越频率 H_D 处的加速度谱值 SA , $SA_{0.1H_D}$ 为平均超越频率 $0.1H_D$ 处的加速度谱值 SA 。设计参数的确定需要平均超越频率 H_D 的UHRS和平均超越频率 $0.1H_D$ 的UHRS。因此在厂址地震安全评价阶段,需要确定平均超越频率 H_D 和 $0.1H_D$ 的UHRS,即当 H_D 为 1×10^{-4} 时,需要给出 1×10^{-4} 和 1×10^{-5} 的UHRS。

根据抗震分析和评估的需要,地震危害性评价概率曲线和一致危害风险反应谱UHRS可以是位于基岩、地表面标高或其他特定的深度。

在确定设计基准地震动时,设计基准地震动的自由场的控制点应与确定危险性曲线和UHRS的控制点一致。基础标高处输入反应谱地面加速度峰值PGA应不小于 $0.10g$ 。应根据相关规范关于竖向地面运动与水平地面运动的关系确定竖向地面运动。

根据厂房结构的基础埋深确定场地地基不同深度设计标高输入。

1)使用厂址基准点地震动输入UHRS,生成要求深度处相应于危险性平均年超越概率 H_D 的UHRS。

2)生成要求深度标高处相应于危险性平均年超越概率 $0.1H_D$ 的UHRS。

3)在规定的频率区段,对各个频率按式(13)计算 A_R 。

4)确定各频率处设计系数DF。

5)根据DF修正UHRS确定DRS。

2.4 系统、结构或部件概率极限值计算

概率极限值计算应给出系统、结构或部件相应于地震动输入如峰值加速度或反应谱加速度的极限能力或失效概率。

概率极限值计算模型参数为系统、结构或部件

以加速度中值表示的极限能力 A_m 、极限能力 A_m 随机标准差对数值 β_r 和极限能力 A_m 不确定性标准差对数值 β_u 。

系统、结构或部件概率极限值计算给出系统、结构或部件未能达到性能要求的失效概率, 表达为设计地震动的函数。根据需要, 计算平均值、中值、5%保证率和95%保证率的4条曲线。如图1所示的算例, 给出 A_m 、 β_r 和 β_u 以及平均值、中值、5%保证率和95%保证率的4条曲线。

进行系统、结构或部件概率极限值计算可以为全厂概率极限值计算提供依据。全厂概率极限值计算可用于确定相应于不同地震动输入的堆芯损坏或其他损坏指标的条件失效概率。可以根据相应于95%保证率的5%失效概率的全厂条件失效概率确定的高保低失效率极限值(HCLPF)。当采用正态分布时, 可以将HCLPF定义为 $A_m \exp[-1.65(\beta_r + \beta_u)]$ 。进一步简化采用组合标准差 $\beta_c = \sqrt{\beta_r^2 + \beta_u^2}$ 时, HCLPF定义为 $A_m \exp[-2.33\beta_c]$ 。

系统、结构或部件概率极限值计算方法可以用于在超设计基准地震条件下的评估, 可以给出超设计基准地震条件下系统、结构或部件失效概率。

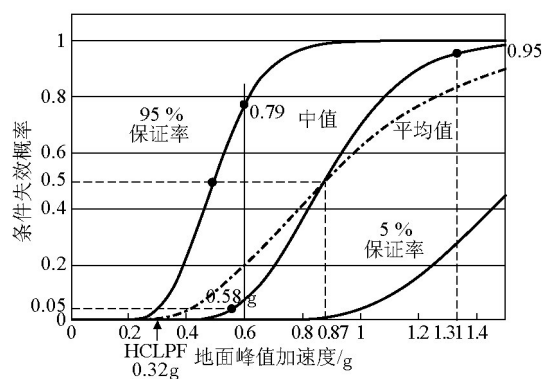


图1 平均值、中值、5%保证率和95%保证率的部件概率极限值曲线示例^[3,4]

Fig.1 Example of mean, median, 5% non-exceedance, and 95% non-exceedance fragility curves for a component^[3,4]

2.5 保证系统、结构或部件概率极限值有足够的裕度, 以达到规定的性能指标

采用满足规范要求的系统、结构或部件抗震动力分析方法, 使用厂址设计基准地震动作为输入进行动力分析, 确定系统、结构或部件的内力和变形。

根据系统、结构或部件的抗震分级和性能指标

要求确定系统、结构或部件承载能力验收准则和变形能力验收准则。

系统、结构或部件的抗震设计应满足确定的承载能力验收准则和变形能力验收准则, 以达到规定的抗震安全指标。目前工程设计所采用的工程结构极限状态设计原则中规定了承载能力极限状态和正常使用极限状态。在承载能力极限状态中规定“因过度变形而不适于继续承载”是超过了承载能力极限状态; 在正常使用极限状态中规定“因影响正常使用或外观的变形”是超过了正常使用极限状态^[5]。因此, 要将承载能力验收准则和变形能力验收准则与两种极限状态对应起来。特别是对在超设计基准地震输入条件下的安全评估, 需要建立合理的“因过度变形而不适于继续承载”的验收准则。

3 结语

基于性能的概率抗震设计评估方法PBM在物项(系统、结构和部件)的地震输入、抗震分析、性能指标和评判准则的全过程采用概率方法, 给出了安全概率值, 为核电厂分析诸如地震等外部事件条件下的核电厂概率安全分析提供了基础, 从设计开始可以提供物项的安全概率值, 这样可以评价物项在超设计基准外部事件条件下的安全性或是失效概率, 也可以方便地对地震动输入产生变化时, 对物项进行安全评估。

由于PBM方法采用概率理论, 因此在使用过程中地震动输入的确定应使用概率评价的方法给出不同发生概率的地震动输入以确定厂址设计基准地震动。

在系统、结构或部件概率极限值计算中, 对于起到重要影响的参数应收集积累相关的数据, 确定相对合理的数值。在超设计基准地震输入条件下的安全评估, 需要建立合理的“因过度变形而不适于继续承载”的验收准则。

参考文献

- [1] ASCE/SEI 43-05. Seismic design criteria for structures, systems, and components in nuclear facilities[S]. 2005.
- [2] RG1.208. A performance-based approach to define the site-specific earthquake ground motion[S]. 2007.
- [3] Palo Alto. Seismic fragility application guide[R]. 1002988, U. S. : RPRI, 2002.
- [4] Palo Alto. Seismic fragility application guide update[R]. 1019200, U. S. : RPRI, 2009.
- [5] GB 50153-2008. 工程结构可靠性设计统一标准[S]. 2008.

Preliminary application study of performance-based method for seismic design and evaluation of nuclear safety related structure in nuclear power station

Chen Mao¹, Lu Shi²

(1. State Nuclear Electric Power Planning Design & Research Institute, Beijing 100095, China; 2. SGH - Newport Beach, Southern California, United States CA92660)

[Abstract] This paper introduces the development of performance-based method (PBM) for seismic design and evaluation of nuclear safety related structure in nuclear power station in U. S. , and systematically explains and discusses the PBM. Based on the updated research and available standards and codes, the main content of PBM includes following 5 aspects: Category of systems structures and components(SSC) according to different performance goal, Determination of performance goal of SSC , determination of seismic input based on PSHA, Fragility Analysis of SSC, and ensure sufficient conservatism of fragility safety to reasonably achieve target performance goal. This paper also gives some recommendations on the research and development of PBM in the future.

[Key words] nuclear power plant; nuclear safety; system structure and component; performance-based; seismic safety; fragility

(上接 56 页)

Seismic input of NPP & topic of seismic-isolated research for AP1000 nuclear island

Xia Zufeng

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

[Abstract] The article introduces seismic input of nuclear power plant in the world briefly, and mentions some exploratory work for seismic-isolated foundation of nuclear island in France, Japan and China. The article mainly focuses on a general concept design of nuclear island seismic-isolated foundation for AP1000 units by our institute. There are more useful information for seismic input of nuclear power plant & seismic-isolated foundation of nuclear island as a reference.

[Key words] nuclear power plant; seismic design; AP1000; seismic-isolated foundation