

核电厂抗震安全评估方法述评*

裴 强¹, 王 征¹, 薛志成²

(1. 大连大学 土木工程技术与开发中心, 辽宁 大连 116622;
2. 黑龙江科技大学 建筑工程学院, 黑龙江 哈尔滨 150022)

摘要: 为了应对核电厂超设计基准地震事件以及核电厂延寿和安全运行, 需要对核电厂进行超设计基准地震下的抗震安全评估。介绍了3种核电厂抗震能力评估的方法, 即保守的确定性失效裕度方法(CDFM)、地震易损性方法(SFA)及CDFM和SFA相结合的混合法。描述了CDFM抗震裕度的定义和保守的确定性失效裕度方法, 并解释了用该方法计算抗震裕度的基本步骤; 给出了SFA3种地震易损性方法和分布模型, 并对易损性参数的估计做了简要说明; 最后介绍了混合法的研究概况。研究发现, CDFM法比SFA法简单, 在实际应用中较为简便, 混合法具有一定的近似性, 适于初步分析。

关键词: 核电厂; 抗震安全评估; 地震易损性法; 保守的确定性失效裕度法; 混合法

中图分类号: TL48 **文献标识码:** A **文章编号:** 1000-0666(2016)01-0143-08

0 引言

核电作为一种安全、清洁的能源已经被世界上许多国家接受。然而核电站投资巨大, 具有一定的设计使用寿命, 世界上在运行的核电站多数采用二代堆型, 其设计寿命为40年。截至2012年年底, 世界上运行的核电站共有441个, 运行年限不超过15年的处于“青春期”的核电站有59个; 运行年限大于15年但不超过30年的处于“中年期”的核电站有249个; 运行年限超过30年但仍在40年设计寿命内的处于“老年期”的核电站共有124个; 运行年限超过40年的处于“延寿期”的核电站有9个(张家倍等, 2010)。

核电厂设计输入地震动有不断提升的趋势。美国在20世纪70年代初所确定的核电站地震设计输入安全停堆地震(SSE)应采用 10^{-4} /年的概率水平, 美国核管制委员会(NRC)在1997年就根据对建成核电站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(US Nuclear Regulatory Commission, 1997), 规定今后新建核电站SSE的参考概率提升为 10^{-5} /年, 这样美国对新一代核电站地震设计输入的实际操作水

平已达到之前确定的SSE的1.0~1.8(Robert, 2006)。日本核电站抗震设计指南(JEAG4601)2006年版相对于2001年版本有了重大改动, 只设置 S_s 作为核安全物项的统一考虑, 且指 S_s (S_2)的参考概率水平为 10^{-5} /年(Park, Hofmayer, 1994)。这直接导致了全日本所有核电站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。由日本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站柏崎刈羽及福岛核电站的地震实测记录可见, 核电站确实会遭遇超设计的大地震。

针对核电厂超设计基准的抗震安全评估方法有3种: 概率安全评估(PSA)、抗震裕度评估(SMA)和基于概率安全评估的抗震裕度评估(PSA-based SMA)。1983年美国核监管委员会NRC成立了专家组来开发抗震裕度评估方法(US Nuclear Regulatory Commission, 1985a), 将研究的重点放在了高于设计基准的抗震裕度地震(SME)上, 实施了SMA试验性导则(US Nuclear Regulatory Commission, 1986, 1988), 并在美国缅扬基核电厂的安全评估(US Nuclear Regulatory Commission, 1987)中得到了应用。该方法用地震易损性方法(Seismic Fragility Analysis, 简称SFA)或保

* 收稿日期: 2015-11-16.

基金项目: 国家自然科学基金资助(51478168, 51378085)、辽宁省教育厅基金(L2013465)和黑龙江省教育厅科学技术研究项目(12541694)联合资助。

守的确定性失效裕度方法 (Conservatism Deterministic Failure Margin, 简称 CDFM) 评估核电厂的抗震能力。美国电力研究院 EPRI 也开发了和 NRC 类似的 SMA 方法, 该方法强调确定性的 HCLPF 计算, 即保守的确定性失效裕度方法 (CDFM), 而不是易损性分析 (FA) (US Electric Power Research Institute, 1991)。该方法已成功用于美国卡巴托核电厂和哈奇核电厂的一号机组的评估 (US Electric Power Research Institute, 1989; Barr *et al*, 1991)。US Nuclear Regulatory Commission (1975) 发表 WASH-1400 反应堆安全分析, 第一次开展 PSA 分析。Cornell 和 Newmark (1978) 详细介绍了 PSA 方法, 采用对数正态易损性模型来定义核电厂的抗震能力。NRC 公布的 PSA 程序指南提供了详细说明, 同时, 美国 Brookhaven 国家实验室完成了更加详细的报告 (US Nuclear Regulatory Commission, 1985b)。迄今为止, 实施最为详细的 PSA 为美国代阿布洛峡谷核电厂的 PSA 实施报告 (Pacific Gas, Electric Company, 1988)。PSA 方法中运用地震易损性 (SFA) 方法进行核电厂抗震能力的评估, 该方法最早在核工程领域应用, 随后在建筑工程、桥梁工程及生命线工程中得到运用。

CDFM 是一种确定性的方法, 采用规定的规则进行计算, 而 SFA 方法是以易损性曲线的形式描述部件的抗震能力, 是一种概率性的方法。SFA 方法和 CDFM 方法分别是概率安全评估和抗震裕度评估中的重要组成部分, 本文主要介绍了这两种方法, 并简要介绍了两种方法相结合的混合法。

1 CDFM 方法

CDFM 法是抗震裕度评估 (SMA) 中计算核电厂构筑物和设备抗震能力的一种方法, 从而对抗震裕度进行定量分析。有关文献 (US Nuclear Regulatory Commission, 1986; US Electric Power Research Institute, 1984) 推荐用这种方法计算结构和部件的抗震能力, 并且对该方法进行了定义, 这种方法在韩国 Yonggwang 核电站 5、6 号机组安全壳的抗震能力评估 (Lee, Song, 1999) 中得到了应用。

1.1 抗震裕度定义

抗震裕度评估是对核电厂应对超过设计基准地震能力的评估, 抗震裕度评估最初是为了避免

地震危险性相关的争论。通过评估核电厂应对超过设计基准外部事件时的安全裕量, 可以对核电厂的安全进行量化, 找出核电厂的薄弱环节, 从而保证核电厂的安全性。

抗震裕度评估中非常重要的一部分就是对核电厂构筑物、系统和部件 (SSC) 的抗震能力评估, 抗震能力值用高置信度低失效概率 (HCLPF) 值来表示。HCLPF 能力是一个保守的抗震能力值, 简言之, 它对应于一个地震水平, 在这个水平下, 有很高的置信度认为 SSC 发生失效的概率极低。HCLPF 值是一个加速度值, 当地面加速度处在这个水平上时, 分析人员有 95% 的置信度认为部件的失效概率小于 5%。在抗震裕度评估中 HCLPF 值主要有两个作用 (Kennedy *et al*, 1989): (1) 将高于抗震裕度地震 (SME) 水平的部件筛选出来; (2) 评估关键部件的抗震能力, 以此评估核电厂的抗震能力。在抗震裕度评估中, EPRI 推荐运用保守的确定性失效裕度方法计算抗震能力值。

1.2 CDFM 方法概述

CDFM 方法概要如表 1 所示, 该方法本质上旨在达成以下目标 (US Electric Power Research Institute, 1991):

(1) 对指定的抗震裕度地震, 结构和部件的弹性响应 (SME 需求) 应该在 84% 非超越概率 (NEP) 下计算。

(2) 应该把大部分部件的抗震能力定义在 98% 左右的超越概率水平上, 这样即使 SME 需求稍微超过 CDFM 能力, 因为规定非弹性能量吸收能力时是保守的, 那么将会导致部件有非常低的失效概率。但是, 对脆性失效模式 (焊接失效、继电器振颤等) 的 CDFM 能力, 由于基本上没有非弹性能量吸收能力, 部件能力的保守性应该增加到近似 99% 超越概率水平上。

(3) 当需求与能力的比值大于 1 时, 是容许非弹性变形的。非弹性变形的允许值规定在 5% 失效概率左右。对这个非弹性变形的允许水平, 非弹性能量吸收能力 F_{μ} 应该保守的估计到 84% 非超越概率水平上。

(4) 最终, 应满足以下不等式:

$$\text{抗震需求/能力} \leq F_{\mu} \quad (1)$$

式中, F_{μ} 是非弹性能量吸收系数。

由于在其他步骤中都引入了保守性, 当满足

式(1)时,其结果是一个高置信度低失效概率值。任何抗震评估只要引入的保守性水平与上述4个步骤相差不大,这就满足了CDFM方法并且将得到一个HCLPF值。

表1 CDFM方法概要

Tab. 1 The outline of conservatism deterministic failure margin method

项目	取值
荷载组合	常规运行荷载 + SME
地面反应谱	保守的规定值 (84% 非超越概率)
阻尼	保守估计的中值阻尼
结构模型	最好的估计 (中值) + 频率变化的不确定性
土-结构的相互作用	最好的估计 (中值) + 参数变化
材料强度	规范规定的最小强度或如测试数据可用, 为实际强度 95% 的超越概率值
静态能力方程	规定的极限强度 (ACI)、最大强度 (AISC)、D 级强度 (ASME) 或功能极限值。如果测试数据能够表明规范方程是过度保守的, 那么用能力方程测试数据的 84% 超越率值
非弹性能量吸收	对线性分析和非脆性失效模式, 在能力评估中用计算得到的地震应力的 80% 来证明延性效用, 或用 95% 的超越延性值进行非线性分析
内部结构 (楼面) 反应谱	使用频率移动代替峰值拓宽来解释不确定性, 使用中值阻尼

1.3 抗震裕度计算

确定了以上输入后,就可以运用CDFM方法规定的规则计算抗震裕度。首先定义一个参考抗震裕度地震 SME_R , 然后获得该地震的线弹性抗震需求 D_s , 并根据导则计算CDFM能力 C 。那么,对于弹性响应,能力/需求如下 (US Electric Power Research Institute, 1991a):

$$(C/D)_E = \frac{C - \Delta C_s}{D_s + D_{NS}} \quad (2)$$

式中, D_{NS} 是荷载组合中同时作用的全部非地震荷载的非地震需求; ΔC_s 是由于发生地震载荷引起的能力下降。类似的, 对非弹性响应的容许水平, 非弹性承载力/需求比例 $(C/D)_I$ 为:

$$(C/D)_I = \frac{C - K_\mu \Delta C_s}{K_\mu D_s + D_{NS}} \quad (3)$$

式中, K_μ 是延性折减系数, 等于 $1/F_\mu$ 。由式(3)可知当 $(C/D)_I \geq 1$ 时, $\frac{F_\mu(C - D_{NS})}{D_s + \Delta C_s} \geq 1$, 据此定义弹性响应的强度比例因子 $(FS)_E$ 、容许的非弹性响应水平下的强度比例因子 $(FS)_I$ 及HCLPF值:

$$(FS)_E = \frac{C - D_{NS}}{D_s + \Delta C_s} \quad (4)$$

$$(FS)_I = (FS)_E F_\mu \text{ 或 } (FS)_E / K_\mu \quad (5)$$

$$HCLPF = (FS)_I SME_R \quad (6)$$

式(5)中,如果是延性失效,通常 F_μ 保守的取1.25, 如果为脆性失效,一般 F_μ 取1。由式(4)~(6)可知,当 $(C/D)_I \geq 1$ 时, HCLPF 值将大于 SME_R 。

1.4 基于抗震试验的抗震裕度

一般情况下,通过试验数据而不是分析计算得到电气设备的抗震能力 (US Electric Power Research Institute, 1991b)。对这些部件来说,高强度抗震试验数据成为抗震裕度评估的基础。因此,与部件相关的鉴定数据、易损性试验数据或通用数据都可用于抗震裕度分析。现有一些通用设备的地震强度数据库,且这些数据库在不断的更新升级 (Electric Power Research Institute, 1991a, b)。

基于高强度抗震试验数据,分析人员必须得出一个CDFM试验反应谱水平 TRS_c 。为了得到HCLPF值,该 TRS_c 应定义在约99%的超越概率水平上,即小于1%的失效概率。分析人员还必须得到一个与 SME_R 相关的输入 (即需要进行修正以反映运动的实际损坏特性) 来要求反应谱 RRS_c 。 TRS_c 和 RRS_c 必须定义在相同的阻尼比上 (一般在2%~5%)。那么,式(6)中用于计算HCLPF值的比例系数 $(FS)_I$ 可以由所关心频率范围内 TRS_c 与 RRS_c 比值的最小值给出:

$$(FS)_I = \left(\frac{TRS_c}{RRS_c} \right)_{\min} \quad (7)$$

那么,设备的HCLPF能力值可表示为

$$HCLPF = \frac{TRS_c}{RRS_c} F_D F_{SR} A \quad (8)$$

式中, F_D 为频率拓宽输入谱能力因子; F_{SR} 为构筑物响应系数; A 为参考地震峰值地面加速度。

2 SFA 方法

地震易损性是指给定加速度(如不同频率下的地面峰值加速度或峰值谱加速度)的结构或部件的条件失效概率。概率安全评估(PSA)方法指南(US Nuclear Regulatory Commission, 1983)中给出了结构和设备地震易损性的评估方法,地震易损性分析是 PSA 方法中的重要组成部分,用于计算核电厂构筑物、系统和部件的 HCLPF 值。该方法曾被应用于美国缅扬基核电厂的抗震安全评估(US Nuclear Regulatory Commission, 1987)和韩国 Yonggwang 核电站 5、6 号机组安全壳的抗震能力评估(Lee, Song, 1999)。

2.1 3 种 SFA 方法

美国最早提出 SFA 方法并将其运用到核电厂的安全评估,其所提出的 SFA 方法有 3 种:SSMRP 方法(Smith *et al*, 1981)、Zion 方法(Kennedy, Ravindra, 1984; Pickard *et al*, 1981; Kennedy *et al*, 1980)以及 BNL 方法(Hwang *et al*, 1984),Howard 和 Hwang (1985)对这 3 种方法进行了概述。

2.1.1 SSMRP 方法

SSMRP 方法把给定局部响应(如弯矩、应力、加速度等)下的条件失效概率定义为部件的易损性。该方法的主要特征为部件的响应是通过精确的建模、线性时程分析和抽样模拟技术得到的,而部件的能力常常通过主观判断、对数正态分布假设和有限的试验数据评估得到。该方法需要对 SSC 进行很多地震响应分析计算,响应计算具有精确的方法,因此计算结果较为准确,不需要考虑响应安全因子。该方法需要利用现有技术进行响应分析。然而,时程分析和拉丁超立方方法需要较多的资源。所以在很长时间内该方法尚未用于 PSA,但简化后的 SSMRP 方法(US Nuclear Regulatory Commission, 1990)已经得到了应用。

2.1.2 Zion 方法

Zion 方法把厂址给定地震动峰值加速度下(PGA)的条件失效概率定义为部件的易损性。该方法的特点为:(1)部件的易损性分解成代表能力、延性和结构响应等系数;(2)每个系数都假定为

对数正态分布,对数正态分布的中位值和两个对数标准分布值(一个是随机性,另一个是不确定性)主要通过主观判断获得;(3)部件的易损性自身也是对数正态分布,并且由相关系数中位值通过乘法规则评估易损性的中位值。该方法通常运用工程经验进行评估,因此无需细节的响应和能力分析。然而,对数正态分布纯粹是为了数学上的便利,此外,主观输入和乘法规则不一定是很好的结合。所以,易损性曲线对主观判断非常敏感。Reed 和 McCann (1984)指出易损性中位值的增加能引起易损性曲线的变化。

2.1.3 BNL 方法

BNL 方法与 Zion 方法相同,把给定峰值加速度的条件失效概率定义为易损性。该方法的主要特征是:(1)由一个高斯过程代替地震动,此高斯过程有零平均值和一个适当的能量谱密度函数;(2)最大响应分布是由模态分析、极值理论和随机振动理论得到的;(3)解析的定义每个失效模式的极限状态函数,并且条件失效概率是由可靠度分析技术计算得到的。因此,该方法中部件的易损性曲线用解析法获得。

2.2 易损性模型

根据易损性模型可以求出不同置信度下的中值能力,从而绘制不同置信度下的易损性曲线,进而求得部件的抗震能力值。现有的易损性模型有对数正态分布模型、Weibull 分布模型和 Johnson 分布模型。其中对数正态分布应用上更加方便,应用更加广泛。

2.2.1 对数正态分布模型

在核电厂易损性评估中最常用到的分布模型为对数正态模型,付陟伟等(2013b)介绍了对数正态分布模型,并对此模型进行了推导。对数正态分布模型具有应用方便等优点而被广泛应用,并且可以通过中心极限定理证明无论独立变量服从何种分布,多个变量联合分布趋向对数正态分布(Park *et al*, 1998)。美国电力研究院 EPRI 报告(US Electric Power Research Institute, 2002, 2009)和美国核管理委员会 NRC 报告(US Nuclear Regulatory Commission, 1991a, b)对对数正态分布模型做了详细描述:对于特定的失效模式,可以用中值地面加速度能力的最佳估计值 A_m 和两个随机变量来表达部件的整个易损性曲线组(易损性曲线是 SFA 方法中定义的一组曲线,表示不

同置信水平下地震动水平与失效概率的关系)。因此, 地面加速度能力 A 可表示为

$$A = A_m e_R e_U. \quad (9)$$

式中, e_R 和 e_U 是中值为 1 的随机变量, 分别表示地面加速度能力中值的随机不确定性和认知不确定性, 本模型中 e_R 和 e_U 都服从对数正态分布, 对数标准差分别为 β_R 和 β_U 。式 (9) 的易损性公式和对数正态分布假设, 可以很容易的计算出一组近似表达易损性不确定性的易损性曲线。

如果已经充分认识了失效模式和描述地面加速度能力的参数 (即只考虑随机不确定性 β_R), 那么给定地面峰值加速度水平 a 时, 条件失效概率 f_0 可表示为

$$f_0 = \Phi[\ln(a/A_m)/\beta_R]. \quad (10)$$

式中, $\Phi[\cdot]$ 为标准高斯累积分布, a 为地面加速度, A_m 为地面加速度中值。

如果考虑模型不确定性 β_U , 易损性就变为一个随机变量 (对确定的加速度值, 易损性是不确定的)。在任一加速度值下, 可由主观概率密度函数表达易损性 f , 易损性不超过 f' 的主观概率 Q (也称为“置信度”) 与 f' 的关系为

$$f' = \Phi\left[\frac{\ln(a/A_m) + \beta_U \Phi^{-1}(Q)}{\beta_R}\right]. \quad (11)$$

式中, $Q = P[f < f' | a]$, 表示 PGA 为 a 时条件失效概率 f 小于 f' 的主观概率 (置信度); $\Phi^{-1}[\cdot]$ 为标准高斯累积分布的反函数。

易损性曲线还可以通过组合变量标准差 $\beta_c = (\beta_R^2 + \beta_U^2)^{1/2}$ 来描述, 将此式代入式 (10) 可得易损性曲线, 该曲线也叫均值易损性曲线。核电厂的 SSC 的抗震能力值可由 HCLPF 值来表示。该物理量同时考虑了易损性的认知不确定性和随机不确定性, 因此, 当 $f_0 = 0.05$, $Q = 0.95$ 或 $f_0 = 0.01$, $Q = 0.95$ 时:

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \exp[-1.65(\beta_R + \beta_U)], \\ \text{或 } HCLPF &= A_m \exp(-2.33\beta_c). \end{aligned} \quad (12)$$

另外两种分布模型为 Weibull 分布模型和 Johnson 分布模型, 这两种模型应用上不如对数正态分布模型简单, 应用不是很广泛, 在此作简要介绍。

2.2.2 Weibull 分布模型

Weibull 分布模型在加速度水平较低的区域得到的易损性太高, 具有一定的不合理性, 表示如下 (Ellingwood, 1994, 1990):

$$F_R(x) = 1 - \exp\left[-\left(\frac{x-\mu}{\theta}\right)^\gamma\right], \quad x \geq \mu. \quad (13)$$

式中, μ , σ 和 γ 为分布参数。平均值和变化系数与这些分布参数有关:

$$\text{平均值} = \mu + \sigma \Gamma(1 + 1/\gamma). \quad (14)$$

$$\text{中值} = \mu + \sigma (\ln 2)^{1/\gamma}. \quad (15)$$

$$\text{众数} = \mu + \sigma \left(\frac{\gamma-1}{\gamma}\right)^{1/\gamma}. \quad (16)$$

$$\text{cov} = \frac{\sigma \left(\Gamma(1 + 2/\gamma) - \Gamma^2(1 + 1/\gamma) \right)}{\mu + \sigma \Gamma(1 + 1/\gamma)}. \quad (17)$$

2.2.3 Johnson 分布模型

Johnson 分布模型又称为修正的对数正态分布模型, 具有 4 个参数, 需要更多的数据或假设确定 x_{\max} 和 x_{\min} , Johnson 分布模型 (Ellingwood, 1994) 表示如下:

$$F_R(x) = \Phi\left[\frac{\ln\left((x-x_{\min})/(x_{\max}-x)\right) - \lambda}{\zeta}\right]. \quad (18)$$

式中, x_{\max} 和 x_{\min} 定义了分布的上下限, λ 和 ζ 为分布参数。两个分布参数可写为

$$\lambda = \frac{x_{\min} + x_{\max} e^\lambda}{e^\lambda + 1}. \quad (19)$$

$$\zeta = \frac{(x_{\min} + x_{\max}) A_m V_R}{(X_m - x_{\min})(x_{\max} - A_m)}. \quad (20)$$

式中, A_m 和 V_R 分别是变量的中位值和变异系数。

2.3 易损性参数的估计

易损性参数的估计, 通常使用一个中间随机变量, 即安全系数 (US Electric Power Research Institute, 2002)。安全系数 F 是地面加速度能力与设计规定的参考地震水平 (如设计规定的安全停堆地震 A_{SSE}) 的比值, 即 $A = F A_{SSE}$, 式中, A 为实际地震动的加速度能力。安全系数也可表示为

$$F = \frac{\text{部件的实际抗震能力}}{\text{SSE 引起的实际响应}} \quad (21)$$

该关系式一般可分解为分别确定强度和反应的保守性或安全系数, 即:

$$F = \frac{\text{实际抗震能力}}{\text{SSE 引起的设计响应}} \times \frac{\text{SSE 引起的设计响应}}{\text{RE 引起的实际响应}} \quad (22)$$

即: $F = F_c F_{sr}$, 其中, RE 为从概率危险性分析中得到的参考地震反应谱; F_c 为能力系数; F_{sr} 为构筑物响应系数。也可以通过其他地震来定义 F , 如运行基准地震 (OBE)。但是, 必须确保高加速度下的实际失效模式与通过比较 OBE 反应和 OBE 允许应力所确定的失效模式是相同的。

安全系数的中值 F_m 与中值地面加速度能力 A_m 相关, 即:

$$F_m = \frac{A_m}{A_{SSE}} \quad (23)$$

通过对数标准差表达 F 的随机不确定性和认知不确定性, 并且 F 与地面加速度能力 A 的对数标准差相同。US Electric Power Research Institute (2002)、付陟伟等 (2013a) 还对构筑物和设备的易损性参数的估计做了详细介绍。

3 混合法

由于 SFA 方法有几项缺点 (Kennedy, 1989): 必须评估中值能力、随机变化系数、不确定性变化系数, 所以这个方法需要大量的判断和计算; 从事地震易损性分析的人员非常有限; 由于在计算中值能力、随机性和不确定性系数时需要大量的主观判断, 并且 HCLPF 值依赖于这 3 个系数, 所以, 即使同样的人员所做的计算, 在不同的核电厂之间或同一核电厂的不同部件之间也缺乏一致性。CDFM 法的计算程序相较于 SFA 法更加简便, 为了简化 PSA 计算, 建议使用基于 CDFM 的 SFA 混合法 (US Electric Power Research Institute, 1994; Kennedy, 1999)。该方法的主要特点是使用 HCLPF 值来估算地震易损性。首先, 运用 CDFM 方法计算出核电厂 SSC 的 HCLPF 值, 然后, 运用主观判断和以下原则 (Kennedy, 1999) 估算地面加速度能力的对数标准差: 构筑物或处在较低位置的部件 β_c 的取值范围一般为 0.3 ~ 0.5; 处在较

高位置的能动部件 β_c 的取值范围一般为 0.4 ~ 0.6; 不确定 β_c 的具体值时, 为保守起见, 建议 β_c 取 0.4。最后, 通过式 (12) 算出部件的地面加速度能力中值, 从而也随之得出该部件的近似易损性曲线。US Electric Power Research Institute (1994) 还建议在初步的系统分析中对每个部件都采用这种近似的易损性计算方法, 以鉴别地震风险的主要贡献者 (如 CDF)。对地震风险中占据主要作用的少量部件, 应使用更加精确的方法重新计算易损性参数, 以得到更精确的平均 CDF, 同时必须确认风险的主要贡献者并没有发生变化。

4 结语

本文介绍了三种核电厂抗震安全评估方法, 比较分析后认为:

(1) CDFM 方法不需要进行大量的估算易损性参数, 而是确定适当的输入参数, 通过该方法中制定的一系列导则对核电厂 SSC 的抗震能力进行量化, 在实际应用中较为简便。

(2) SFA 方法需要估算很多的易损性参数, 计算过程中做出的主观判断要比 CDFM 方法中多, 计算过程较为复杂。

(3) 混合法的计算更为简便, 适合核电厂 SSC 初步易损性分析, 具有一定的近似性。

这些方法从概念上讲, 在全球范围内是适用的。但是, 为了反映核电厂设计实践方面的差异, 我国使用时, 应对这些方法中的各项参数进行适当修正, 在其他国家使用这些方法时, 需要对其适用性进行判别。

参考文献:

- 付陟伟, 张东辉, 张春明等. 2013a. 核电厂地震易损性分析模型研究 [J]. 原子能科学技术, 47(10): 1835 - 1839.
- 付陟伟, 张东辉, 张春明等. 2013b. 设备地震易损性分析方法研究 [J]. 核科学与工程, 33(2): 213 - 218.
- 张家倍, 马琳伟, 鲁红权等. 2010. 核电运行技术与支持 [M]. 上海: 上海科学技术出版社.
- Barr W T, Moore D P, Smith J E, et al. 1991. Seismic margin assessment of the Edwin I. Hatch Nuclear Plant, Unit 1 [R]. Electric Power Research Inst., Palo Alto, CA.
- Cornell C A, Newmark N M. 1978. On the seismic reliability of nuclear power plants: Conference on Probabilistic Analysis of Nuclear Reactor Safety [C]. Newport Beach: [s. n.], 3: XI V/1 - 1.
- Electric Power Research Institute. 1991a. Generic Seismic Ruggedness of Power Plant Equipment in Nuclear Power Plants [R]. EPRI NP -

- 5223, Palo Alto, California.
- Electric Power Research Institute. 1991b. Seismic Ruggedness of Relays [R]. EPRI NP-7147, Palo Alto, California.
- Ellingwood B. 1990. Validation studies of seismic PRAs [J]. Nuclear Engineering and Design, 123(2): 189-196.
- Ellingwood B. 1994. Validation of seismic probabilistic risk assessments of nuclear power plants [R]. NUREG/CR-0008.
- Howard H, Hwang M. 1985. Fragility assessment for seismic PRA studies [R]. BNL-NUREG-36344, TI85 012506, Brookhaven National Laboratory, NY, USA.
- Hwang H, Reich M, Shinozuka M. 1984. Structural re-liability analysis and seismic risk assessment [R]. BNL NUREG-34502, Brookhaven National Laboratory.
- Kennedy R P, Cornell C A, Campbell R D, *et al.* 1980. Probabilistic seismic safety study on an existing nuclear power plant [J]. Nuclear Engineering and Design, 59(2): 315-338.
- Kennedy R P, Murray R C, Ravindra M K, *et al.* 1989. Assessment of seismic margin calculation methods [R]. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D C; NRC.
- Kennedy R P, Ravindra M K. 1984. Seismic fragilities for nuclear power plant risk studies [J]. Nuclear Engineering and Design, 42(79): 47-68.
- Kennedy R P. 1999. Overview of methods for seismic PRA margins analysis including recent innovations; Proceedings of OECD/NEA Workshop on Seismic Risk [C]. Tokyo: [s. n.].
- Lee N H, Song K B. 1999. Seismic capability evaluation of the prestressed/reinforced concrete containment, Yongggwang nuclear power plant Units 5 and 6 [J]. Nuclear engineering and design, 192(2): 189-203.
- Pacific Gas and Electric Company. 1988. Final report of the Diablo Canyon long term seismic program, No. 50-275; No. 50-323 [R]. San Francisco; PG&E.
- Park Y J, Hofmayer C H, Chokshi N C. 1998. Survey of seismic fragilities used in PRA studies of nuclear power plants [J]. Reliability Engineering and System Safety, 62(5): 185-195.
- Park Y J, Hofmayer C H. 1994. Technical Guidelines for A Seismic Design of Nuclear Power Plants; Translation of JEAG 4601-1987 [Z]. Washington D C; US Nuclear Regulatory Commission.
- Pickard, Lowe, Garrick. 1981. Zion probabilistic safety study [R]. Chicago, Illinois; Commonwealth Edison Company.
- Reed J W, McCann M W. 1984. Review of seismic PRAs and recommendations for improvement [J]. Seismic Events and Probabilistic Assessments, American Society of Mechanical Engineers, New York.
- Robert P K. 2006. Risk (performance-goal) based approach for establishing the design basis response spectrum for future nuclear power plants [R]. RIC.
- Smith P D, Dong R G, Bernreuter D L, *et al.* 1981. Seismic safety margins research program phase I final report-overview [R]. NUREG/CR-2015, Vol. 1, Lawrence Livermore Laboratory.
- US Electric Power Research Institute. 1984. Various types of reported safety margins and their use; Proceedings of EPRI/NRC workshop on Nuclear Power Plant Reevaluation for Earthquakes Larger than SSE [C]. Palo Alto California; EPRI.
- US Electric Power Research Institute. 1989. Seismic margin assessment of the Catawba Nuclear Station, NP-6359 [R]. Palo Alto California; EPRI.
- US Electric Power Research Institute. 1991. A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin, NP-6041-SL [R]. Rev. 1. Palo Alto, California; EPRI.
- US Electric Power Research Institute. 1994. Methodology for developing seismic fragilities, TR-103959 [R]. Palo Alto, California; EPRI.
- US Electric Power Research Institute. 2002. Seismic fragility application guide, TR-1002988 [R]. Palo Alto, California; EPRI.
- US Electric Power Research Institute. 2009. Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI-1002989 [R]. Palo Alto, California; EPRI.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1975. Reactor safety study, WASH-1400, NUREG 73/041 [R]. Washington D C; NRC.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1983. PRA procedures guide, NUREG/CR-2300, Vol. 2 [R]. Washington D C; NRC.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1985a. Probabilistic safety analysis procedures guide (sections 8-12), NUREG/CR-2815, Vol. 2 [R]. Washington D C; NRC.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1985b. An approach to the quantification of seismic margins in nuclear power plants, NUREG/CR-4334 [R]. Washington D C; NRC.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1986. Recommendations to the nuclear regulatory commission on trial guidelines for seismic margin review of nuclear power plants, NUREG/CR-4482 [R]. Washington D C; NRC.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1987. Seismic margin review of the marine Yankee atomic power station, NUREG-4826, Vol. 3 [R]. Washington D C; NRC.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1988. An application to the quantification of seismic margins in nuclear power plants; the importance of BWR plant systems and functions to seismic margins, NUREG/CR-5076 [R]. Washington D C; NRC.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1990. Severe accident risks; an assessment for five US nuclear power plants, NUREG-1150, Vols. 1-2 [R]. Washington D C; NRC.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1991a. Individual plant examination of external events (IPEEE) for severe accident vulnerabilities, 10CFR 50.54(f) [R]. USA; NRC.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1991b. Procedural and submittal guidance for the individual plant examination of external events (IPEEE) for severe accident vulnerabilities, NUREG-1407 [R]. USA; NRC.
- US Nuclear Regulatory Commission. 1997. Regulatory guide 1.165 identification and characterization of seismic sources and determination of safe shutdown earthquake ground motion [S]. U S

Review and Comment of Seismic Safety Evaluation for Nuclear Power Plants

PEI Qiang¹, WANG Zheng¹, XUE Zhicheng²

(1. *The R&D Center of the Civil Engineering Technology, Dalian University, Dalian 116622, Liaoning, China*)

(2. *School of Civil Engineering, Heilong jiang Instituth of Science and Technology, Harbin 150022, Heilongjiang, China*)

Abstract

In order to deal with the beyond design basis earthquake events, and extend lifespan and safe operation of nuclear power plants, we need to evaluate the seismic safety of nuclear power plants under the beyond design basis earthquake events. We introduce three kinds of seismic safety evaluation methods for nuclear power plants, that is the Conservatism Deterministic Failure Margin (CDFM) method, Seismic Fragility Analysis (SFA) method and the Hybrid method on the basis of CDFM and SFA. In the CDFM method, the concept of the seismic margin and CDFM method is briefly described, and the basic step for calculating the seismic margin by using CDFM method is explained. In the SFA method, the three kinds of the seismic fragility methods and their fragility models are presented and the estimating of the fragility parameters is briefly illustrated. At last, the overview of the hybrid method of CDFM and SFA is introduced. We get the conclusion that the CDFM method which is more convenient in real application is simpler than SFA method. The hybrid method of CDFM and SFA has certain approximation, which is suitable for preliminary analysis.

Key words: nuclear power plants; seismic safety evaluation; seismic fragility analysis method; CDFM method; hybrid method