

核电站地震概率风险评价

屠柱国 肖伟

(北京核安全审评中心)

一、引言

在地震多发地区建核电站必须考虑两个问题^[1,2], 构筑物抗震能力和电站各系统的抗震能力。在进行如此复杂而庞大的核电站的上述抗震能力的分析时, 通常是通过两个途径来进行: 一条是所谓的确定论的途径, 根据地震部门提供的地震资料确定运行基准地震(OBE)和安全停堆地震(SSE)的水平, 然后按照由各系统的安全等级所选定的抗震要求以及系统所在位置的地震楼板响应谱进行系统设备的应力强度计算, 使系统各部件的强度能满足应力强度的要求。另一条途径是通过对整个电站各系统在地震条件下失效的概率分析求得由地震导致的电站放射性释放的概率, 从而分析核电站的抗震薄弱环节, 改进电站的整体抗震性能, 这就是所谓的地震概率风险评价。

一般说来, 进行地震概率风险评价包括如下五个方面的工作。

1. 地震危害性分析

它的主要任务是确定厂址现场各种等级的地面运动出现的频率。经过对几百公里范围内各种震源对厂址现场的影响, 确定地面运动加速度或速度以及地面响应谱。

2. 结构和部件的响应分析

当已知厂址的地面加速度和响应谱后, 就应该通过结构和部件的力学计算求得核电站各楼层的楼板响应谱以及设备所受的地震载荷。

3. 部件容量或易碎性分析

根据结构或部件的机械性能, 通过计算和实验方法, 确定结构或部件在不同加速度的作用下失效或损坏的几率。

4. 电站系统分析

主要是求出安全相关系统的各主要的导致系统失效的组合即最小割集以及各种导致堆芯熔化事故的各系统失效的组合。

5. 地震后果分析

在前面的系统分析的基础上再加上地震负载的影响, 全面地计算核电站的各种可能放射性释放概率。

地震概率风险评价的深度、精度和范围常常随着核电站所在地区地震震级的大小和活动状况以及人们对地震风险评价的不同深度要求而变化的。可以用较简单或较精确的方法进行上述五方面的分析。

本文着重介绍进行地震风险分析时的基本理论和具体方法,并且介绍一些具体的计算结果。最后对如何在我国开展地震概率风险评价提出建议。

二、地震概率风险评价的基本理论和方法

由于地震概率风险评价中所涉及的地震危害性、地震响应和核电站系统分析与常用的分析方法没有多大原则上的区别,故本文只介绍二种,易碎性分析和核电站放射性释放后果的分析。

1. 易碎性评价

当通过响应计算得到楼板响应谱之后就可以通过结构或设备响应因子得出它们相应的频率密度响应函数。由此得到某些响应参数如应力、力矩和加速度谱之后,便计算结构和部件相应的条件失效频率或叫易碎性曲线。

关于易碎性分析,首先要确定易碎性曲线(如图1所示)。由于失效的原因是多种多样的,因此对各种可能造成失效的原因都需作出相应的曲线,这在很大程度上要取决于经验和判断。这里电站的设计准则,计算的应力水平和允许应力限的相对关系,定性分析用的试验结果,以及破坏性试验的统计结果,还有申请执照时的失效分析报告都是建立易碎性曲线的依据。

部件抗震容量与相应于安全停堆地震的加速度 A_{SSB} 的响应参数之比,称为抗震容量安全因子 F_c ,它是一个随机变量,可表示成:

$$F_c = F_s F_\mu$$

其中 F_s 是允许极限强度与相应 A_{SSB} 时的应力之比,可按下式计算:

$$F_s = (S - P_N) / (P_T - P_N)$$

其中 S , P_N , P_T 分别为部件强度、常规负荷和总负荷。 F_μ 是非弹性能量吸收因子,它是允许延伸率 μ 的函数,可近似表示成:

$$F_\mu \approx (2\mu - 1)^{1/2} e$$

其中 e 是计算 F_μ 的模型不确定因子。设它是中值为1的对数正态分布。

在整个抗震容量计算中,还要考虑参数模型的固有随机性和不确定性,这就要求用频率密度函数来表示抗震容量 C :

$$C = \check{C} e_{c,r} e_{c,\mu}$$

其中 \check{C} 是中值容量, $e_{c,r}$ 是反应固有随机性的随机变量,而 $e_{c,\mu}$ 是反应不确定性的随机变量,它们都假设服从对数正态分布,即中值为1,而对数标准偏差为 $\beta_{c,r}$, $\beta_{c,\mu}$ 。

为了实际应用方便,常常通过一个地面加速度容量 A 来表示特定失效模型下的部件易碎性。这时的易碎性是一个频率,即随机变量 A 小于或等于特定的 a 值的频率。而这时的地面加速度容量可表示成:

$$A = \check{A} e_{A,r} e_{A,\mu}$$

其中 A 是中值地面加速度容量,而 $e_{A,r}$ 和 $e_{A,\mu}$ 分别是 A 的固有随机性和不确定性的随机变

量。经过离散化处理可以得到一组易碎性曲线族，每条曲线相应于一个不超过概率水平 q_i 值。

2. 放射性后果分析

由于常规的核电站系统事件后果分析不包括外部事件，诸如地震等引起的事故后果的分析，因此关于地震导致的事故后果分析是一个新的研究课题，它要计及由于地震引起的失效，同时又要计算总的风险。

在失效概率和总的风险计算中，不仅要考虑随机失效同时还要考虑相关失效。要计算各种放射性的预计值、堆芯熔化频率以及部件和系统失效的频率，这是地震概率风险评价的主要任务。当然作为进一步的任务，应该分析计算各种地震引起的失效对最终释放量的贡献，这就涉及到所谓重要度和灵敏度的计算。

下面主要介绍地震失效概率以及总的风险计算中所采用的理论和方法。

由于在常规的PRA计算中一般不计及象地震导致的一系列相关失效现象，因此有关相关失效问题，必须着重处理。关于包含相关失效底事件的所有割集的概率计算可以通过一个多重积分来进行⁽³⁾：

$$\begin{aligned}
 P(\text{失效}) &= P(z_1, \dots, z_n) \\
 &= \int_{-\infty}^{\infty} \dots \int_{-\infty}^{\infty} f_z(z_1, \dots, z_n) dz_1 \dots dz_n
 \end{aligned}$$

其中， $0 < z = X - Y$ ， X 和 Y 分别为响应和强度的随机变量， $f_z(z_1, \dots, z_n)$ 是 z 的概率密度函数。

在计算系统失效和事故序列的概率时分别有下面四个近似公式，都是系统失效和事故序列的概率精确值的边界：

$$1 - \prod_{i=1}^K (1 - P(C_i)) \tag{1}$$

$$\sum_{i=1}^K P(C_i) \tag{2}$$

$$\sum_{i=1}^K P(C_i) - \sum_{(i,j)} P(C_i \cap C_j) \tag{3}$$

$$\sum_{i=1}^K P(C_i) - \sum_{(i,j)} P(C_i \cap C_j) \tag{4}$$

其中 C_i 表示第 i 个割集。

上述的(1)式是独立割集和的概率，它是系统不独立的割集和的概率上限值。(2)式为不计及割集间相交的概率上限值。而(3)式是对(2)式作一些修正，从中减去某些割集的两两的交集，即考虑到了相交性。(4)式是概率下限值，公式中的第二项是所有可能割集的两两交集的概率和。根据需要可分别选用上述公式计算概率值。

关于放射性释放后果通过下面公式计算：

$$P(\text{释放序列}) = P(\text{地震}) \cdot P(\text{初始事件/地震}) \cdot P(\text{事故序列/初始事件和地震}) \cdot P$$

(安全壳失效/事故序列、初始事件和地震)

以上公式使用在编制的计算机程序中。

三、核电站地震概率风险评价

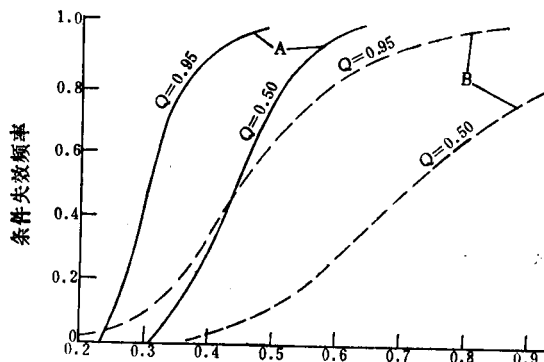
地震对核电站安全较敏感的部分是安全相关系统本身及其建筑物。而人们较为关注的部件是流体系统的管道和阀门以及泵和电机。在人们已有的分析中常常对下列系统部件和构筑物的断裂和破坏进行分析,其中包括安注系统管道,安注箱和安注管道阀门;余热导出系统的管道、阀门;主蒸汽流量控制阀;安全壳风冷系统管道;安全壳喷淋系统的管道及喷嘴;辅助给水系统、比容系统、部件冷却水系统的管道;保护系统;主控制室房顶和

表 1 ZION 电站地震风险评价的部分输入输出结果

Table 1 Partial input and output of the seismic probabilistic risk assessment of ZION nuclear power plant

地震频率/Hz	5.483×10^{-4}	IESLOCA ACC04	0
初因事件		IESLOCA ACC05	0
IET1	9.925×10^{-1}	IESLOCA ACC06	1.799×10^{-8}
IESLOCA	7.5047×10^{-8}	IET 1 ACC01	0
系统名称		IET 1 ACC02	0
ZZ--RH-R-L	3.994×10^{-1}	IET 1 ACC03	0
ZZCFCS-R--	5.001×10^{-1}	IET 1 ACC04	0
ZZ--AFWS-T	1.797×10^{-1}	IET 1 ACC05	6.181×10^{-11}
事故序列		IET 1 ACC06	1.014×10^{-10}
IESLOCA ACC01	0	IET 1 ACC07	9.749×10^{-9}
IESLOCA ACC02	0	总释放概率: 5.380×10^{-9}	
IESLOCA ACC03	0	放射物总量: 5.621×10^{-4} /人·雷姆	

注: 除地震频率外, 其余皆为输出结果。



有效峰值地面加速度/g

图 1 部件和电站级易碎性曲线

Fig.1 Component and plant level fragility curves

A——电站级易碎性曲线; B——部件易碎性曲线。

核辅助厂房剪切墙的倒塌；安全壳地基隆起；安全释放阀的失效和注入排放期间操纵员的误动作，服务水系统的管道和隔离阀门；反应堆主回路管道等。

我们对美国ZION核电站进行了试算，部分输入参数和输出结果列于表1中。

对于我国正在建造中的核电站，我们也作了初步分析，由于广东核电站和秦山核电厂的厂址都处于地震活动地区，且地面加速度分别为0.2g和0.15g，经楼板和支撑放大后可能会导致一定的失效概率，所以从地震风险角度来讲，应该对上述核电站进行地震概率风险评价工作。

参 考 文 献

- [1] U. S. Nuclear Regulatory Commission, WASH 1400 (NUREG-IS 1014), 1975.
- [2] Levine, S. et al., PRA Procedures Guides, (NUREG/CR-2300), 1982.
- [3] George, L. L., SEISIM User Manual (UCIO-20496), 1985.

(编辑部收到日期：1989年3月7日)

SEISMIC PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT (SPRA) OF NUCLEAR POWER PLANTS

TU ZHUGUO XIAO WEI

(Beijing Review Center of Nuclear Safety)

www.cnki.net