

doi:10.3969/j.issn.0253-4967.2017.05.010

# 中国核电厂抗震裕度地震谱形问题探讨

荆 旭<sup>1,2)</sup> 常向东<sup>2)</sup> 肖 军<sup>2)</sup>

1) 中国地震局地球物理研究所 北京 100081

2) 环境保护部核与辐射安全中心 北京 100082

**摘 要** 福岛核事故后,地震作为初始事件引发核电厂严重事故的问题引起了广泛关注。在此背景下,中国核电厂相继开展了抗震裕度评价,但在评价中选用了不同的地震谱形。基于美国针对早期运行核电厂开展的抗震裕度评价方法和中国核电厂址的地震危险性背景分析,对比了中美两国核电厂抗震设计基准的差异,针对中国目前的情况,建议优先对采用二代加堆型的运行电厂进行抗震裕度评价。通过将 RG1.60 谱与归一化厂址特定 SL-2 级加速度反应谱进行对比分析,发现部分核电厂址反应谱谱形在高频部分超过了 RG1.60 谱,对于这类厂址,直接放大标准反应谱作为抗震裕度地震是不恰当的。对于采用二代加堆型的核电厂,选择了某个厂址特定 SL-2 级地震动与标准设计比较接近的核电厂址进行了分析,采用不同方法确定其抗震裕度地震,结果表明 0.3g 标定的 NUREG0098 中值谱在平台段和长周期部分明显低于相同 PGA 水平的一致概率谱和设定地震谱,三者都能被 0.3g 标定的 RG1.60 谱所包络。考虑到中国运行电厂的抗震设计特点,为了评价核电厂实际抗震能力相对于厂址的抗震安全裕度,可以采用一致概率谱或设定地震谱;为了评价二代加运行核电厂实际抗震能力相对设计基准地震动的抗震安全裕度,建议采用给定 PGA 标定的 RG1.60 谱。

**关键词** 抗震裕度评价 抗震裕度地震 反应谱谱形 设定地震 一致概率谱

中图分类号: P315.9

文献标识码: A

文章编号: 0253-4967(2017)05-1007-10

## 0 引言

自 2011 年福岛核事故发生后,由极端外部灾害引发核事故的可能性受到世界范围的高度关注,中国在福岛核事故后对核电厂可能遭遇的地震风险进行了系统的排查,并采取了相应的措施提高核电厂应对极端外部灾害导致严重事故的能力。除了对核电厂址早期确定的设计基准地震动采用最新资料进行复核之外,还充分汲取福岛核事故的经验,关心在发生超设计基准地震情况下核电厂的安全状况,特别要防止可能出现的陡边效应。为了评价核电厂的实际抗震能力,发现对抗震能力起控制作用的薄弱环节,中国各核电厂包括运行核电厂和新建核电厂,都相继开展了抗震裕度评价(SMA)的相关研究和应用工作。

核电厂的抗震安全裕度由两方面组成,首先是堆型本身实际的抗震能力高于设计基准地震动;其次,相对于厂址地震危险性评价给出的厂址特定 SL-2 级地震动,核电厂的抗震设计基准地震动也具有安全裕度。因此,通过抗震裕度评价不仅可以理解核电厂实际抗震能力相

[收稿日期] 2016-03-28 收稿,2017-02-18 改回。

[基金项目] 国家重大科技专项子课题“核电厂工程场地地震影响及其适应性评价技术研究”(2013ZX06002001-09)资助。

对设计基准地震动的抗震安全裕度,还可以了解核电厂实际抗震能力相对厂址地震危险性的抗震安全裕度。

抗震裕度地震(SME或称为审查级地震RLE)是抗震裕度评价中所选择的用于抗震能力评价和物项筛选的地震动,该地震动应大于安全停堆地震动,可以用水平向峰值加速度(PGA)标定加速度反应谱谱形来定义(ASME/ANS, 2009)。在中国的实际评价工作中,部分核电厂参照美国电力研究院(EPRI)的技术文件NP6041,采用NUREG/CR-0098中值谱(以下简称0098中值谱)作为抗震裕度地震的谱形(Newmark *et al.*, 1978),部分核电厂选用RG1.60谱(US-NRC, 1973)。因此,在针对中国的核电厂开展抗震裕度评价时,应选取怎样的抗震裕度地震动反应谱是1个值得进行深入分析和探讨的问题。

本文首先回顾了美国核管会向运行核电厂提出抗震裕度评价要求的背景和抗震裕度地震的确定方法,并对中国核电厂与美国早期运行核电厂抗震设计基准的差异进行了分析。通过对比分析,讨论了哪种堆型的核电厂需要优先进行抗震裕度评价工作,建议优先对中国目前主要的二代加运行核电厂进行抗震裕度评价,采用给定PGA标定的RG1.60谱作为抗震裕度地震。选取了某个厂址特定SL-2级地震动与标准设计接近的二代加运行核电厂,采用不同方法确定了抗震裕度地震,分析了不同抗震裕度地震对评价结果的影响,对于地震危险性相对较高的核电厂址,可以采用一致概率谱或设定地震谱作为抗震裕度地震。

## 1 核电厂抗震裕度评价

核电厂的抗震裕度评价研究(SSMRP)始于20世纪70年代末,主要目标是厘清标准审查大纲(SRP)中抗震设计相关要求的裕度,劳伦斯利沃莫国家实验室(LLNL)以美国Zion核电厂为研究对象,建立了物项易损性和地震动时程数据库,开发了地震危险性分析、结构响应分析和逻辑建模软件,评价了Zion核电厂1号机组的地震风险,并提出了简化的地震风险评价方法(Budnitz *et al.*, 1985)。20世纪80年代初,美国地质调查局和南卡罗来纳州立大学通过流动台网数据分析和古地震液化证据研究认为,美国东海岸地区都有发生类似于1886年查尔斯顿地震的可能(Tarr *et al.*, 1981; Talwani *et al.*, 1985)。因此,美国核管会要求东部地区的核电业主复核厂址的地震危险性(McGuire *et al.*, 1989),评价这些核电厂的地震风险或抗震裕度(Chen *et al.*, 1991)。

抗震裕度评价包括以下主要步骤(Reed *et al.*, 1991):首先需要选择2条成功路径(或称为安全停堆路径),其中应包括地震叠加一回路小破口事件;通过电厂巡访,以抗震裕度地震(SME,也称为审查级地震RLE)为指标,筛选掉抗震能力较强的构筑物和设备,形成抗震设备清单;采用保守的确定论方法(CDFM)或易损性评估方法(FA),评价设备清单中物项的抗震能力;评价结果为支配性物项的高置信度低失效概率抗震能力(HCLPF)。

核电厂的抗震裕度(HCLPF)是用水平向峰值加速度表示的整个电厂实际抗震能力的下限值,表明在厂址发生HCLPF标定的抗震裕度地震反应谱谱形的地震动时,核电厂在高置信度前提下(95%)失效概率较低(5%)。针对美国中东部地区(CEUS)20世纪90年代时的运行核电厂,美国电力研究院的技术报告NP6041推荐了以下4种定义抗震裕度地震的方法:

- (1)用给定的PGA标定反应谱谱形;
- (2)与给定PGA相同的一致概率谱;

(3)以给定的常数放大厂址的设定地震反应谱;

(4)统计真实地震动记录的反应谱,确定保证率为 84%的放大系数谱,用给定的 PGA 标定放大系数谱。

其中,方法(1)和方法(4)只需要给定抗震裕度地震的 PGA,不需要了解厂址的地震危险性特征,抗震裕度评价的结果是核电厂实际抗震能力的下限值,表达了核电厂实际抗震能力相对于设计基准地震动的裕度;方法(2)和方法(3)需要了解厂址的地震危险性特征,评价结果表达了核电厂实际抗震能力相对于厂址特定地震动的裕度,并且可以推导出厂址发生超过核电厂实际抗震能力下限值的地震动的概率。

Newmark 于 1978 年统计了美国西部强地面运动记录的反应谱,发现(以 PGA 归准化后)同一自振频率的反应谱谱值近似服从对数正态分布,在技术文件 NUREG/CR-0098 中给出了适用于硬土地场的设计谱的加速度( $A$ )、速度( $V$ )、位移( $D$ )的最大值和放大系数谱(Newmark *et al.*, 1978)。为了直观地进行比较,将 0098 中值谱、中值加 1 倍标准差谱和 RG1.60 谱的数据以周期-加速度反应谱的形式,重新绘制于图 1 中。其中,横坐标为单自由度体系固有振动周期,纵坐标为 5% 阻尼比的加速度反应谱谱值。

从图 1 可知,与 RG1.60 谱相比较而言,0098 中值谱的平台段高度较低,并且频带宽度也较窄;0098 中值加 1 倍标准差谱与 RG1.60 谱差异较小,平台段频带略宽,这是由于二者基于相同的前提假设进行统计,并且保证率也相同(约为 84%),而它们之间的差异则是由基础数据之间的差异引起的。

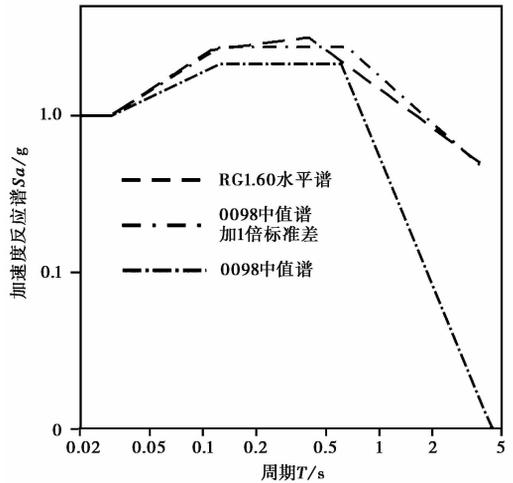


图 1 NUREG0098 谱和 RG1.60 谱对比图(阻尼比 5%)  
Fig. 1 Contrast of NUREG0098 spectrum and RG1.60 spectrum(damping ratio 5%).

## 2 中国核电厂址的地震背景和抗震设计基准

就核电厂的抗震安全评价而言,无论是以了解核电厂的实际抗震能力为目标,还是要确认核电厂在外部事件条件下发生核事故的风险以及相关的设计是否能够满足要求,都需要了解中国核电厂抗震安全的基本状况。以下分两方面说明这个问题,其一是厂址的地震危险性特征,其二是核电厂的抗震设计基准。

### 2.1 厂址的地震危险性概述

中国核电厂址远离发震构造,近区域范围内地震活动记录较少,厂址附近 5km 范围内不存在能动断层,地震危险性较低(王明明等, 2009; 肖和平, 2009; 韩竹军等, 2011; 张鹏等, 2015; 章龙胜等, 2016)。现有厂址主要分布在低烈度区,在中国地震动参数区划图中大多数都位于 0.1g 以下的弱地震活动区内。

## 2.2 抗震设计基准

目前中国运行和新建核电厂的主要堆型包括 CPR1000、WWER、CANDO、华龙一号、HTR、AP1000、EPR, 其中 CPR1000 为二代加堆型, 是目前运行核电厂中的主力堆型, WWER 为俄罗斯压水堆, 仅限于田湾核电厂, CANDO 为重水堆, 仅限于秦山三期。其他 4 种都是第 3 代反应堆, 表 1 和图 2 给出了这些堆型抗震设计中采用的设计基准地震动。

表 1 中国核电主要堆型的抗震设计基准

Table 1 Design basis ground motions of main commercial nuclear reactor types in China

核电堆型	SL-2 设计基准地震动/g	反应谱
CPR1000(CP1000)	0.20	RG1.60
华龙一号	0.30	RG1.60S
HTR(示范堆)	0.20	RG1.60
AP1000(美国)	0.30	RG1.60S
EPR(法国)	0.25	EPR

考虑到美国中东部地区的衰减特性, 反应谱中高频部分的谱值应高于美国西部, AP1000 堆型的标准设计谱(RG1.60 改进谱)适当提高了 RG1.60 谱的高频部分, 增加了 1 个控制点; EPR 谱的谱形来自欧洲工程界的要求, 长周期部分较低, 应用于台山厂址时, 对 0.25g 标定的 EPR 谱可以包络厂址特定 SL-2 级地震动反应谱进行了具体论证。

中国核电厂址特定 SL-2 级设计基准地震动评价价值与核电厂实际抗震设计值之间的差异, 也在一定程度上反映出了核电厂的抗震裕度(表 2)。

从表 2 可以看出, 中国目前已经运行和在建核电厂的厂址特定 SL-2 级地震动的 PGA 都在 0.2g 以下, 而核电厂实际的抗震设计都在厂址评价值之上。一些新建核电厂(三门、福清、防城港)所采用堆型(AP1000, 华龙一号)的设计基准地震动远大于厂址特定 SL-2 级地震动, 这种核电厂抗震设计值和厂址地震危险性评价值之间的差异, 体现出了核电厂所具有的抗震安全裕度。

对于一些早期建设的核电厂, 抗震设计值(PGA 标定的 RG1.60 谱)与厂址特定地震动评价值比较接近, 但也都大于厂址的评价值, 这是核安全审评确认厂址满足要求的基本准则。实际上, 对于抗震设计值与厂址评价值比较接近的核电厂, 由于所用的设计反应谱为平滑的宽带谱, 与具体厂址的 SL-2 级地震动反应谱相比仍具有安全裕度。

## 3 抗震裕度评价的应用对象

美国早期核电厂多是根据厂址的地震危险性评价值进行抗震设计, 因此中东部地区早期运行核电厂抗震设计基准的 PGA 较低, 反应谱的谱形也不尽相同, 包括厂址谱、RG1.60 谱、0098 中值谱等(Subudhi *et al.*, 1980)。而中国多是根据拟建堆型的标准设计寻找适宜的厂址,

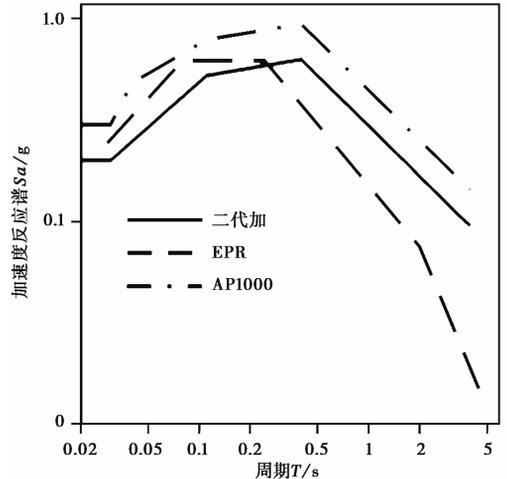


图 2 中国主要核电堆型的标准设计谱

Fig. 2 Design spectra of main reactor types in China.

表 2 核电厂址地震动与设计地震动比较

Table 2 Comparison between site-specific ground motion and design basis ground motion

核电厂名称	核电堆型	厂址地震动 (SL-2)/g	设计地震动 (PGA)/g	设计反应谱	状态
辽宁红沿河	CPR1000	0.18	0.20	RG1.60	运行+在建
辽宁徐大堡	CAP1000	0.15	0.30	RG1.60S	待建
山东石岛湾	HTR-PM	0.16	0.20	RG1.60	在建+待建
	CAP1400	0.16	0.30	RG1.60S	
山东海阳	AP1000	0.18	0.30	RG1.60S	在建
江苏田湾	WWER	0.19	0.20	RG1.60	运行+在建
浙江秦山	CP300	0.15(0.12)	0.15	RG1.60	运行
秦山二期	CP600	0.15(0.12)	0.15	RG1.60	运行
秦山三期	CANDU700	0.15(0.12)	0.20	RG1.60	运行
秦山方家山	CP1000	0.15(0.12)	0.20	RG1.60	运行
浙江三门	AP1000	0.15(0.12)	0.30	RG1.60S	在建
福建宁德	CPR1000	0.15(0.12)	0.20	RG1.60	运行+在建
福建福清	CP1000	0.20	0.20	RG1.60	运行+在建
	华龙一号	0.20	0.30	RG1.60S	
广东陆丰	CAP1000	0.20	0.30	RG1.60S	待建
广东大亚湾	CPR1000	0.20	0.20	RG1.60	运行
广东岭澳	CPR1000	0.20	0.20	RG1.60	运行
广东台山	EPR1400	0.18	0.25	EPR	在建
广东阳江	CPR1000	0.19	0.20	RG1.60	运行+在建
广西防城港	CPR1000	0.16	0.20	RG1.60	运行+在建
	华龙一号	0.16	0.30	RG1.60S	
海南昌江	CP600	0.15(0.12)	0.20	RG1.60	在建
湖南桃花江	CAP1000	0.15(0.12)	0.30	RG1.60S	缓建
湖北咸宁	CAP1000	0.15(0.12)	0.30	RG1.60S	缓建
江西彭泽	CAP1000	0.15(0.12)	0.30	RG1.60S	缓建

注“( )”内的数值为厂址地震安全性评价结果, 0.15g 为《核电厂抗震设计规范》规定的 SL-2 的最小值。

目前运行和在建机组中二代加堆型的抗震设计基准, 加速度反应谱的谱形均为 RG1.60 谱。

中国核电厂址的地震危险性较低, 多个厂址的地震危险性分析结果低于《核电厂抗震设计规范》规定的下限值 0.15g。同时, 采用标准设计的抗震 I 类物项, 其设计基准地震动能够包络厂址 SL-2 级地震动。因此, 从抗震安全的角度上看, 厂址 SL-2 级地震动与标准设计比较接近的电厂, 与采用相同堆型的厂址相比, 安全裕度相对较小。

中国核电厂的抗震设计基本上分为 2 大类: 一类是按峰值加速度 0.2g 标定 RG1.60 谱的核电厂, 包括 CPR1000(CP1000)、CP600、WWER 压水堆机组, CANDU700 重水堆和 HTR-PM 高温气冷模块示范堆; 另外一类是按峰值加速度 0.3g 标定 RG1.60 改进谱的三代核电厂, 包括 AP1000、CAP1400、华龙一号等新建和后续待建的核电厂。

对于新建核电厂, 无论是美国的 AP1000 还是法国的 EPR, 这些先进核电堆型为了进一步提高安全水平以及具有更广泛的厂址适用性, 标准设计的堆型本身在抗震能力方面都有一定程度的提高, 其中 AP1000 的抗震裕度地震为 0.5g 标定的 RG1.60 改进谱, EPR 的抗震裕度地

震为 1.4 倍的设计基准地震动。

对于同一堆型核电厂来说,核电厂的抗震裕度具有一致性。这里所说的抗震裕度是核电厂设计本身所存在的抗震安全裕量或者是实际具有的抗震能力。至于核电厂抗震设计与具体厂址的地震危险性水平差异体现出的裕度是显而易见的,在核电厂址区域地震环境和认知没有发生显著变化的情况下,其地震危险性水平也是不变的。因此,对于中国目前的核电厂来说,运行电厂的抗震裕度评价更为迫切,尤其是其中数量较多的二代加堆型。

综上所述,采用二代加堆型,并且厂址特定 SL-2 级地震动与设计基准地震动比较接近的核电厂,应优先进行抗震裕度评价。图 3 中给出了二代加运行核电厂的厂址特定 SL-2 级地震动归一谱与 RG1.60 谱的对比图,从图中可知,部分厂址的谱形在高频部分略微超过了 RG1.60 谱。因此,对于这样的厂址,直接放大标准反应谱进行抗震裕度评价,结果可能是不恰当的。后文中以某个这样的厂址为例,讨论其抗震裕度地震的选取问题。

#### 4 核电厂抗震裕度地震示例

厂址所在区域内的强震记录极少,无法采取回归统计强震记录给出放大系数谱的方式确定抗震裕度地震。因此,采用 NP6041 中提供的前 3 种方法分别确定核电厂的抗震裕度地震。

某核电厂址所在区域内对其地震危险性起控制作用的潜在震源区属于东南沿海地震带,该地震带的震级上限为 8.0 级( $M_s$ ),表征震级大小分布情况的参数  $b$  为 0.693,4 级以上地震的年平均发生次数为 1.485。

潜在震源区划分方案如图 4 所示,地震活动性参数见表 3,其中的  $M_{\max}$  为潜在震源区震级上限, $D$  和  $P$  分别为断层破裂方向和方向性函数,概率地震危险性计算过程中的加速度反应谱衰减关系采用转换法得到的适用于中国东南沿海地区的衰减关系(胡聿贤等,1984)。

图 5 为厂址的地震危险性曲线,横坐标为 PGA,纵坐标为地震动年平均超越概率,从图 5 可知,PGA 为 0.3g 时对应的年平均超越概率为  $2.5 \times 10^{-5}$ ,按照抗震裕度地震确定方法(2),可以采用该年平均超越概率条件下的一致概率谱作为抗震裕度地震。

为了确定厂址的设定地震,对厂址的概率地震危险性分析结果进行了解析(Bazzurro *et al.*, 1999; Harmsen *et al.*, 1999; Silva *et al.*, 1999; Harmsen *et al.*, 2003),发现在年平均超越概率不高于  $10^{-4}$  的前提条件下,3 号潜在震源区控制了厂址的地震危险性(年平均超越概率比其他潜在震源区高 2 个数量级)。因此,厂址的控制地震应位于 3 号潜在震源区内。

通过分解 3 号潜在震源区对厂址地震危险性的贡献,以震级( $M$ )-距离( $R$ )分档内 PGA 的超越概率为权重,确定了年平均超越概率分别为  $10^{-4}$  和  $2.5 \times 10^{-5}$  这 2 个条件下的设定地震,分别为(6.57 $M_s$ , 33.47km)和(6.62 $M_s$ , 31.22km)。

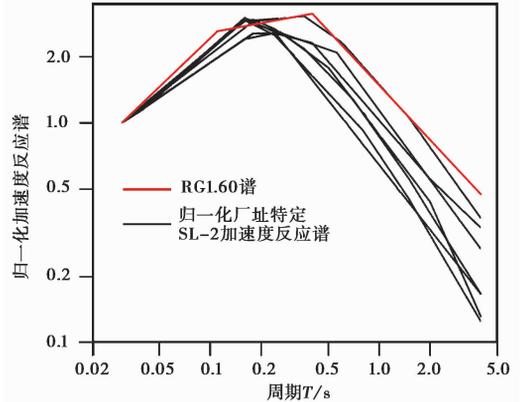


图 3 厂址特定 SL-2 级地震动归一化反应谱与 RG1.60 谱的对比图

Fig. 3 Comparison between normalized site-specific SL-2 acceleration spectra and RG1.60 spectrum.

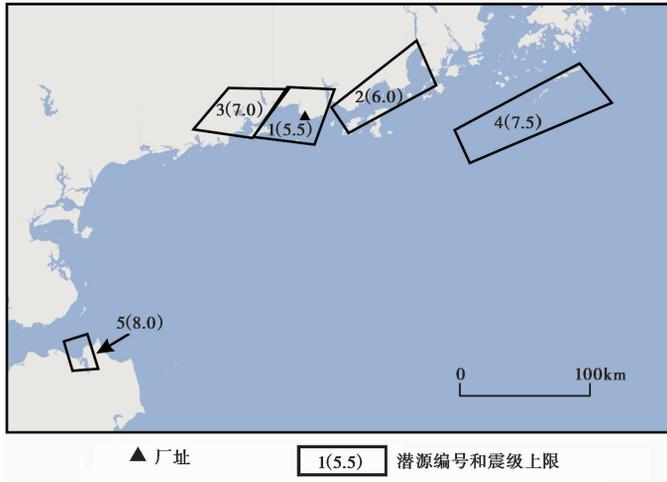


图 4 厂址所在区域潜在震源区分布图

Fig. 4 Main seismic source zones in site region.

表 3 潜在震源区地震活动性参数

Table 3 Seismicity parameters of main seismic source zones

潜在震源区编号	4.0~5.0	5.0~5.5	5.5~6.0	6.0~6.5	6.5~7.0	7.0~7.5	>7.5	$M_{max}$	$D1/(^\circ)$	$P1$	$D2/(^\circ)$	$P2$
1	0.058 7	0.012 7		0	0	0		5.5	50	0.5	110	0.5
2	0.012 8	0.012	0.017	0	0	0	0	6	40	1		
3	0.017 2	0.012 4	0.085 1	0.008 5	0.030 8	0	0	7	40	1		
4	0.004 7	0.01	0.034 1	0.042 2	0.121 1	0.093	0	7.5	30	1		
5	0.013	0.006 4	0.009	0.016 9	0.044 1	0.186 9	0.2	8	10	1		

注 从“4.0~5.0”到“>7.5”皆表示震级。

使用衰减关系计算控制地震的反应谱，并采用相应的 PGA(0.18g 和 0.30g) 进行标定后，发现这 2 个控制地震反应谱谱值的比值分布范围是(1.66, 1.77)，略高于 NP6041 使用设定地震确定抗震裕度地震时的推荐值 1.6。因此，可采用年平均超越概率  $2.5 \times 10^{-5}$  条件下的设定地震作为抗震裕度地震，与采用年平均超越概率  $10^{-4}$  条件下的控制地震的 1.6 倍作为抗震裕度地震相比，在整个频带内都略保守。

不同方法确定的某核电厂抗震裕度地震如图 6 所示，其中 SME1a 为 0.3g(PGA) 标定的 RG1.60 谱，SME1b 为 0.3g 标定的 0098 中值谱，SME2 为 PGA 为 0.3g 的一致概率谱，SME3 为年平均超越概率  $2.5 \times 10^{-5}$  条件下的设定地震反应谱。

由图 6 可知，一致概率谱与设定地震谱互相交叉，但相差不大，二者与 0.3g 标定的 0098 中值谱在高频部分也相差不多，但是在平台段和长周期部分明显高于 0098 中值谱，而 0.3g 标定的 RG1.60 谱在整个频带内都可以包络上述 3 个反应谱。

较低的抗震裕度地震，会使得电厂巡访过程中设备筛选的基准较低，造成被筛选掉的设备过多，抗震设备清单中的内容较少，由此可能会遗漏需要进一步详细评价的设备，导致核电厂抗震能力评价结果较高。这样可能会高估核电厂的实际抗震能力，带来偏于不安全的后果。

因此，根据抗震裕度评价工作的目的，对于采用二代加堆型的核电厂，若是为了评价核电

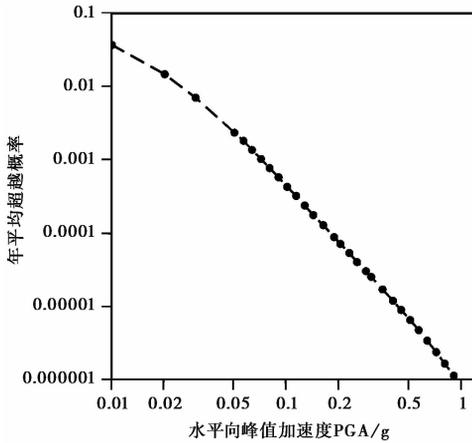


图5 厂址地震危险性曲线

Fig. 5 The seismic hazard curve of example site.

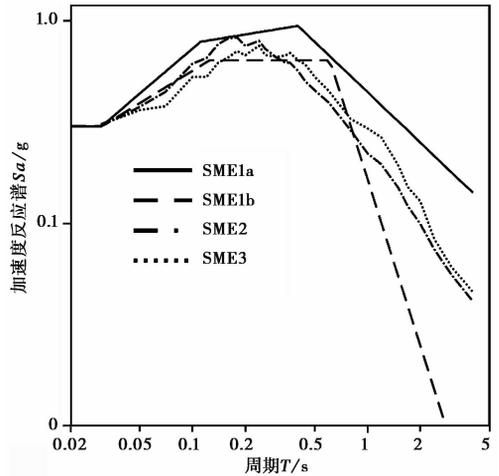


图6 不同方法确定的抗震裕度地震对比图

Fig. 6 Comparison of SMEs determined by different methods.

厂实际抗震能力相对于厂址地震危险性的裕度,可以采用厂址的一致概率谱或设定地震谱作为抗震裕度地震;如果要评价核电站的实际抗震能力相对于设计基准地震动的裕度,则应选用PGA标定的RG1.60谱作为抗震裕度地震。

## 5 结论

通过分析中国核电站址的地震危险性和抗震设计基准,发现二代加堆型核电站的抗震裕度评价工作具有代表性和示范意义,其中,厂址特定SL-2级地震动与标准设计比较接近的运行核电站则更为迫切。

采用3种不同方法,确定了厂址特定SL-2级地震动与标准设计比较接近的某核电站的抗震裕度地震,比较了这些抗震裕度地震之间的差异。由于较低的抗震裕度地震可能会高估核电站的实际抗震能力,带来偏向不安全的后果,根据抗震裕度评价工作的目的,给出如下建议:

为了评价核电站实际抗震能力相对厂址的抗震裕度,可以采用一致概率谱或设定地震谱;为了评价二代加运行核电站实际抗震能力相对设计基准地震动的抗震裕度,建议采用给定PGA标定的RG1.60谱。

## 参 考 文 献

- 韩竹军, 向宏发, 姬计法. 2011. 洞庭盆地南缘常德-益阳-长沙断裂中段活动性研究 [J]. 地震地质, 33(4): 839—854. doi: 10.3969/j.issn.0253-4967.2011.04.009.
- HAN Zhu-jun, XIANG Hong-fa, JI Ji-fa. 2011. Activity of central segment, Changde-Yiyang-Changshan Fault at the southern margin of Dongting Basin, Hunan, China [J]. Seismology and Geology, 33(4): 839—854 (in Chinese).
- 胡聿贤, 张敏政. 1984. 缺乏强震观测资料地区地震动参数的估算方法 [J]. 地震工程与工程振动, 4(1): 1—11. doi: 10.13197/j.eeev.1984.01.001.
- HU Yu-xian, ZHANG Min-zheng. 1984. A method of predicting ground motion parameters for regions with poor ground

- motion dada [J]. *Earthquake Engineering and Engineering Vibration*, 4(1): 1—11 (in Chinese).
- 王明明, 周本刚, 计凤桔, 等. 2009. 合浦-北流断裂带西支合浦盆地段断裂活动性研究 [J]. *地震地质*, 31(3): 470—487. doi: 10.3969/j.issn.0253-4967.2009.03.009.
- WANG Ming-ming, ZHOU Ben-gang, JI Feng-ju, *et al.* 2009. Fault activity on the Hepu Basin section of the Hepu-Beiliu Fault [J]. *Seismology and Geology*, 31(3): 470—487 (in Chinese).
- 肖和平. 2009. 湘东地区断裂活动性及潜在震源区划分研究 [J]. *地震地质*, 31(3): 488—500. doi: 10.3969/j.issn.0253-4967.2009.03.010.
- XIAO He-ping. 2009. Fault activity and delineation of the potential seismic sources in Hunan [J]. *Seismology and Geology*, 31(3): 488—500 (in Chinese).
- 章龙胜, 周本刚, 计凤桔, 等. 2016. 广东信宜-廉江断裂带东支西南段断裂活动性研究 [J]. *地震地质*, 38(2): 316—328. doi: 10.3969/j.issn.0253-4967.2016.02.007.
- ZHANG Long-sheng, ZHOU Ben-gang, JI Feng-ju, *et al.* 2016. Fault activity of the southwestern segment of the eastern branch of Xinyi-Lianjiang fault zone in Guangdong Province [J]. *Seismology and Geology*, 38(2): 316—328 (in Chinese).
- 张鹏, 李丽梅, 冉勇康, 等. 2015. 郟庐断裂带安丘-莒县断裂江苏段晚第四纪活动特征研究 [J]. *地震地质*, 37(4): 1162—1176. doi: 10.3969/j.issn.0253-4967.2015.04.018.
- ZHANG Peng, LI Li-mei, RAN Yong-kang, *et al.* 2015. Research on characteristics of late Quaternary activity of the Jiangsu segment of Anqiu-Juxian Fault in the Tanlu fault zone [J]. *Seismology and Geology*, 37(4): 1162—1176 (in Chinese).
- ASME/ANS. 2009. ASME/ANS RA-Sa-2009 Standard for level 1/large early release frequency probabilistic risk assessment for nuclear power plant applications, addendum A to RA-S-2008 [S]. New York: ASME.
- Bazzurro P, Allin Cornell C. 1999. Disaggregation of seismic hazard [J]. *Bulletin of the Seismological Society of America*, 89(2): 501—520.
- Budnitz R J, Amico P J, Cornell C A, *et al.* 1985. An approach to the quantification of seismic margins in nuclear power plants [R]. NUREG/CR-4334(UCID20444).
- Chen J T, Chokshi N C, Kenneall R M, *et al.* 1991. Procedural and submittal guidance for the individual plant examination of external events (IPEEE) for severe accident vulnerabilities [R]. NUREG-1407.
- Harmsen S C, Frankel A D, Petersen M D. 2003. Deaggregation of U.S. Seismic Hazard Sources: The 2002 Update [R]. US Department of the Interior, US Geological Survey Open-File Report 2003—440.
- Harmsen S, Perkins D, Frankel A. 1999. Deaggregation of probabilistic ground motions in the central and eastern United States [J]. *Bulletin of the Seismological Society of America*, 89(1): 1—13.
- Meguire R K, McCann M W, Drake L. 1989. Seismic hazard methodology for the central and eastern United States [R]. EPRI-NP-4726.
- Newmark N M, Hall W J. 1978. Development of criteria for seismic review of selected nuclear power plants [R]. NUREG/CR-0098.
- Reed J W, Kennedy R P, Buttemer D R, *et al.* 1991. A methodology for assessment of nuclear power plant seismic margin [R]. EPRI-NP-6041-M-Rev.1.
- Silva W J, Youngs R R, Idriss I M. 1999. Development of design response spectral shapes for central and eastern U.S. (CEUS) and western U.S. (WUS) rock site conditions [C] // Proceedings of the OECE-NEA (Organization for Economic Coordination and Development of the Nuclear Energy Agency) Workshop on Engineering Characterization of Seismic Input.
- Subudhi M, Reich M, Koplik B, *et al.* 1980. Seismic review table [R]. NUREG/CR-1429.
- Talwani P, Cox J. 1985. Paleoseismic evidence for recurrence of earthquakes near Charleston, South Carolina [J]. *Science*, 229(4711): 379—381.

- Tarr A C, Talwani P, Rhea S, *et al.* 1981. Results of recent South Carolina seismological studies [J]. Bulletin of the Seismological Society of America, 71(6): 1883—1902.
- USNRC. 1973. Design response spectra for seismic design of nuclear power plants [S]. Washington, DC.

## DISCUSSION ON THE SPECTRA SHAPE OF SEISMIC MARGIN EARTHQUAKE OF NUCLEAR POWER PLANT IN CHINA

JING Xu<sup>1, 2)</sup> CHANG Xiang-dong<sup>2)</sup> XIAO Jun<sup>2)</sup>

1) *Institute of Geophysics, China Earthquake Administration, Beijing 100081, China*

2) *Nuclear Safety and Radiation Center, Beijing 100082, China*

### Abstract

Fukushima nuclear accident caused widespread concern of earthquake initiated severe accident. Under this background, China nuclear utilities carried out research and application of seismic margin assessment(SMA) approach to evaluate the seismic margin of the existing nuclear power plants(NPP) by different spectra shape of seismic margin earthquake(SME). By reviewing the method used to determine SME of operational NPP in central and eastern United States(CEUS), this paper analyzed the seismic hazard characteristic of China NPP sites, contrasted the design basis ground motion between NPP in CEUS and China, and suggested giving priority to evaluating the seismic margin of operational NPP that adopted the improved second generation technology for the urgency and importance of assessment on the actual seismic capacity of NPP. Comparing RG1.60 spectrum to normalized site-specific SL-2 level acceleration spectra, we found that some normalized spectra overtook the RG1.60's in high frequency range, so it is not always adequate to scale RG1.60 spectrum to evaluate the seismic margin for sites of the improved second generation NPP. We selected a sample site whose site-specific SL-2 level ground motion is close to the standard design of improved second generation NPP(0.2g scaled RG1.60 spectrum) to determine the seismic margin earthquake by probabilistic seismic hazard analysis method of the sample site. Compared to the given PGA(0.3g) scaled scenario earthquake ground motions and the uniform hazard response spectrum(UHRS), whose PGA is 0.3g to PGA(0.3g) scaled standard spectra(median NUREG/CR0098 spectrum and RG1.60 spectrum), the results demonstrated that uniform hazard response spectrum and scaled scenario earthquake ground motions are both significantly higher than the PGA scaled median NUREG/CR0098 spectrum, and all the three spectra are enveloped by PGA scaled RG1.60 spectrum. Then, this paper suggests adopting the uniform hazard response spectrum or scenario earthquake ground motions to evaluate the seismic margin of improved second generation NPP beyond site SL-2 ground motion; and to evaluate the seismic margin of improved second generation NPP beyond standard design, we recommend to use PGA scaled RG1.60 spectrum.

**Key words** SMA, SME, spectra shape, scenario earthquake, uniform hazard spectrum

[作者简介] 荆旭,男,1983年生,2009年于北京大学获构造地质学硕士学位,2017年于中国地震局地球物理研究所获地球物理学博士学位,高级工程师,主要从事核工程地震危险性研究,E-mail: jingxu@chinansc.cn。