

文章编号：0258-0926(2021)03-0145-05; doi: 10.13832/j.jnpe.2021.03.0145

核电厂地震 PSA 中的风险量化研究

荆 旭, 肖 军*

生态环境部核与辐射安全中心, 北京, 100082

摘要：论述了核电厂地震概率安全评价 (PSA) 量化方法和工具的现状, 指出了量化工具面临的挑战和存在的问题。根据量化的概率论本质, 提出了计算方法。以我国某核电厂厂址多方案概率地震危险性分析 (PSHA) 结果和核电厂地震响应分析给出的最小割集为例, 展示了计算方法的应用过程, 分析了地震动参数和置信度参数对量化计算结果的影响。结果表明, 针对置信度参数进行拉丁超立方采样, 采样次数较小时即可给出地震导致的核电厂堆芯损坏频率 (SCDF) 的稳定估计值; 通常情况下, 设备失效对 SCDF 的贡献最大, 厂房失效的影响相对较小; 地震动年发生率对 SCDF 的贡献需要根据工程场地的位置进行具体分析。

关键词：核电厂地震概率安全评价 (PSA); 概率地震危险性分析 (PSHA); 量化
中图分类号：TL48 **文献标志码：**A

Research of Quantification Method of Risk in Seismic Probabilistic Safety Analysis in Nuclear Power Plants

Jing Xu, Xiao Jun*

Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Ecology and Environment, Beijing, 100082, China

Abstract: The current status of quantification method and tools for seismic probabilistic safety assessment (PSA) in nuclear power plants was discussed, and the challenges faced by quantitative tools and the issues need to be resolved was suggested. A quantitative method based on the nature of probability theory was proposed. The application process of the calculation method was demonstrated, taking the results of multi-plan probabilistic seismic hazard analysis (PSHA) and the minimum cut set given by the seismic response analysis of a nuclear power plant in China as inputs, and then the effect of ground motion parameters and confidence parameters on the quantitative results was analyzed. The results demonstrate that the Latin hypercube sampling for the confidence parameter can give a stable estimate of the core damage frequency caused by earthquake (SCDF) in the nuclear power plant even the number of samples is small; in general, the equipment failure contributes the most to the SCDF; the impact of structure failure is relatively small; the contribution of the annual occurrence frequency of ground motion parameter to SCDF needs to be specifically analyzed according to the location of the project site.

Key words: NPP seismic PSA, Probabilistic seismic hazard analysis (PSHA), Quantification

0 引 言

地震风险量化是核电厂地震概率安全评价 (PSA) 工作的重要环节之一^[1], 通过整合地震

危险性分析、地震易损度评估和地震 PSA 序列模型的结果, 评估由地震导致的核电厂堆芯损坏频率 (SCDF)。

收稿日期: 2020-03-27; 修回日期: 2020-11-18

基金项目: 国家重点研发计划 (2017YFC1500800)

作者简介: 荆 旭 (1983—), 男, 博士研究生, 高级工程师, 现主要从事核工程地震危险性分析研究, E-mail: jingxu@chinansc.cn

*通讯作者: 肖 军, E-mail: xiaojun70@163.com

目前世界上主要的 PSA 工具包括美国的 CAFTA、WinNUPRA、RISKMAN、FRANX, 以及瑞典的 Risk Spectrum 等软件^[2]。地震 PSA 与内部事件 PSA 不同, 其量化除了布尔运算外, 还需要解决地震危险性与地震易损度的整合计算, 因此现有 PSA 工具软件对于地震 PSA 的适用性均面临着挑战^[3]。CAFTA 需要通过附加的 UNCERT 模块对不确定性进行处理, 实现地震 PSA 的量化; WinNUPRA 无法实现地震 PSA 的量化; RISKMAN 和 FRANX 理论上可以进行地震 PSA 量化, 但用户稀少; Risk Spectrum 软件本身不具备地震 PSA 量化的功能, 2013 年发布 Hazard Lite 模块, 免费提供给用户试用, 以试图解决地震 PSA 的量化问题。国内核电行业主要采用 Risk Spectrum 软件进行 PSA 建模与量化, 除了对 Hazard Lite 进行试用之外, 部分单位还自主开发了地震 PSA 定量软件^[4-5]。

值得注意的是, 无论上述何种地震 PSA 量化工具, 其算法及代码均不公开, 计算结果均未得到第三方验证。Hazard Lite 用户使用手册中介绍的算法非常简单, 而且对概率地震危险性分析 (PSHA) 数据进行了二次处理, 无法判断其合理性。地震 PSA 技术导则等参考文献中也只有量化原理的简单描述, 不具备实际操作的指导意义。因此, 目前没有一种能够证明合理可行的地震 PSA 量化方法可供使用, 在国内新建核电项目的技术审评过程中, 针对地震 PSA 量化的正确性问题始终未能得到妥善解决。

本文对地震 PSA 中的风险量化开展研究, 提出了一套合理的量化方法, 并通过一个标准算例对方法进行了试算, 同时结合某核电厂厂址多方案 PSHA 报告给出的年超越概率矩阵, 计算了该标准算例的 SCDF, 即该算例的地震风险量化结果, 以验证量化方法的可行性。

1 方法和数据

1.1 地震 PSA 量化方法

地震 PSA 通过地震电厂响应分析构建事件树和故障树, 求解布尔表达式得到一系列最小割集, 其中某个最小割集的地震动引起堆芯损坏的频率 ($P_{SCDF, MCS}$) 可以表达为地震动 (EGM) 的年发生频率 (P_{EGM}) 与该割集内的地震失效基本事件 (A_1, A_2, \dots, A_n) 在该地震动条件下同时发生

的概率的乘积。最小割集内的基本事件之间相互独立不相关, 根据上述量化计算的原理, 可以采用下式计算某个最小割集的地震动引起堆芯损坏的频率, 即:

$$\begin{aligned} P_{SCDF, MCS} &= P(A_1 \cap A_2 \cdots \cap A_n) \\ &= P_{EGM}(A_1)P_{EGM}(A_2) \cdots P_{EGM}(A_i) \cdots P_{EGM}(A_n)P_{EGM} \end{aligned} \quad (1)$$

式中, $P_{EGM}(A_i)$ 为给定地震动条件下基本事件 A_i 的发生概率, $i=1, 2, \dots, n$ 。

在核电厂地震 PSA 中, 采用易损度函数 (F)^[6] 表达基本事件 A_i 在给定地震动条件下的发生概率 $P_{EGM}(A_i)$, 其自变量为地震动参数 [地震动峰值加速度 (PGA)] 和置信度参数 (Q), 表达式如下:

$$F(a_{PGA}, Q) = \Phi \left[\frac{\log(a_{PGA}/A_m) + \Phi^{-1}(Q)\beta_u}{\beta_R} \right] \quad (2)$$

式中, a_{PGA} 为 PGA 的大小; 常量 A_m 、 β_u 、 β_R 分别表示核电厂中某个具体物项抗震能力的中值及其认知不确定性和随机不确定性; Φ 为标准正态分布的累积分布函数, Φ^{-1} 为其反函数。

针对具体的核电工程厂址, 提供厂址位置的地震动年发生频率时, 为了考虑认知不确定性, 需要进行多方案 PSHA。多方案 PSHA 的结果也可以表达为地震动参数和置信度参数的函数。

对于给定的地震动 (即地震动不变时), P_{EGM} 、 $P_{EGM}(A_i)$ 都可以表达为置信度参数的函数, 因此可以采用拉丁超立方采样 (LHS) 方法^[7] 对置信度参数进行采样, 计算 P_{EGM} 、 $P_{EGM}(A_i)$, 将这些计算结果累乘, 估算每个地震动区间的堆芯损坏频率; 再将所有地震动区间的堆芯损坏频率相加, 给出每个最小割集的堆芯损坏频率; 最后, 将所有最小割集的堆芯损坏频率进行累加, 即可得到地震动引起的核电厂堆芯损坏频率。

1.2 地震 PSA 量化算例

为验证上述地震 PSA 计算方法的可行性, 采用一套标准算例进行试算。地震 PSA 需要 2 类输入数据, 第 1 类为多方案 PSHA 给出的地震动发生频率; 第 2 类为最小割集内基本事件在地震动条件下的失效概率。

核电厂厂址多方案 PSHA 给出的结果为地震动的年超越概率矩阵, 矩阵的大小为 1920 行、17

列,每行代表同一个计算方案的结果,如方案 1、方案 2 等,共 1920 套计算方案;每列代表同一个给定地震动 PGA 的年超越概率,共 17 个从小到大排列的 PGA。根据每套计算方案的可信程度,对其赋予了相应的权重,所有方案的总权重为 1.0。表 1 中列出了权重最大(0.0059)的方案计算出的 PGA 的年超越概率。

表 1 地震动及其年超越概率

Tab. 1 Ground Motion Values and Their Annual Probabilities of Exceedance

PGA/g	0.051	0.102	0.153
APE	4.21×10^{-3}	6.35×10^{-4}	1.84×10^{-4}
PGA/g	0.204	0.255	0.306
APE	6.76×10^{-5}	2.78×10^{-5}	1.35×10^{-5}
PGA/g	0.357	0.408	0.459
APE	6.52×10^{-6}	3.16×10^{-6}	1.67×10^{-6}
PGA/g	0.510	0.561	0.612
APE	9.11×10^{-7}	4.00×10^{-7}	1.89×10^{-7}
PGA/g	0.663	0.714	0.765
APE	8.93×10^{-8}	4.22×10^{-8}	1.99×10^{-8}
PGA/g	0.816	0.867	
APE	9.42×10^{-9}	4.45×10^{-9}	

APE—年超越概率

最小割集内基本事件在地震动条件下的失效概率可采用式(2)来计算,表 2 列出了计算中所需常量参数的数值。

表 2 最小割集内基本事件易损度函数的常量参数值

Tab. 2 Parameters of Fragility Functions of Basic Event in Example MCS

地震失效基本事件	A_m/g	β_R	β_a
地震导致厂房失效(SFS)	2.06	0.26	0.32
地震导致设备失效(SFE)	1.26	0.24	0.38

对地震动年超越概率进行预处理,即相邻 2 列的年超越概率相减,给出 PGA 区间的年发生频率。同时,将地震动区间的年发生频率矩阵按列排序(升序),并计算重排后方案权重的累加值,即为年发生频率的经验累积分布函数。

2 结果

按照 1.1 节中论述的计算方法,对置信度参数进行采样,计算每个 PGA 区间的年发生频率和基本事件的条件失效概率,年发生频率和条件失效概率的乘积即为该区间的 SCDF,再将所有 PGA 区间的 SCDF 进行累加。因此,每个给定

PGA 区间的 SCDF、各 PGA 区间 SCDF 的总和都可以看作置信度参数 Q 的函数,该标准算例中共有 3 个置信度参数(2 个基本事件的易损度函数和 PGA 区间的年发生频率)。为了观察计算方法的稳定性和 SCDF 估计值的分布范围,选择从 300 到 3000000 之间近似对数线性分布的 10 个整数值作为采样次数。各 PGA 区间 SCDF 总和的估计值的常用对数分布范围随采样次数的变化见图 1。

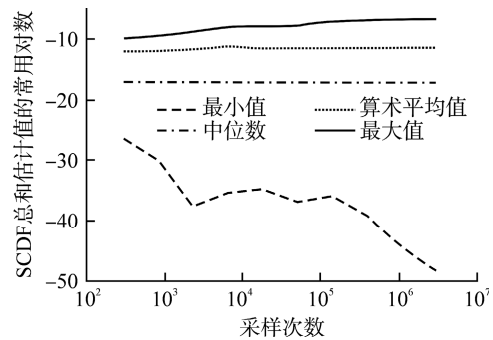


图 1 各地震动区间 SCDF 总和估计值的分布特征随采样次数的变化情况

Fig. 1 Distribution of Estimated SCDF along with Number of Samples in Different Seismic Regions

从图 1 中可以观察到各 PGA 区间 SCDF 总和的估计值的常用对数分布范围极其广泛,跨越了三十多个数量级。这些估计值的算术平均值和中位数(分位数为 50%)的分布则比较稳定,中位数的数量级为 1×10^{-19} ,算术平均值的数量级为 1×10^{-12} ;最大值和最小值的差异则随着采样数的增加而显著变大,即最大值越来越大,最小值越来越小。表 3 中给出了各 PGA 区间 SCDF 总和估计值的算术平均值、最大值、最小值,以及 5 个不同分位值(5%、15%、50%、85%、95%)随采样数的变化情况,表 3 中数据为原始数据的常用对数。

由表 3 可知,各 PGA 区间 SCDF 总和的估计值的各分位数值、算术平均值都很稳定;尤其是当采样数超过 50000 后,上述数据几乎不再变化。

图 2 给出了不同 PGA 区间的 SCDF 估计值(采样次数为 3000,算术平均值)的常用对数,从这些数据点组成的趋势线可以看到,PGA 增大时,SCDF 的增长速率逐渐减小;PGA 大于 0.5g 之后,SCDF 几乎保持不变;PGA 大于 0.8g 之后,SCDF 略有下降。

表 3 各 PGA 区间 SCDF 总和估计值常用对数的分布特征随采样数的变化
Tab. 3 Distribution of Logarithm of Estimated SCDF along with Number of Samples

采样次数	最小值	分位值					算数平均值	最大值
		5%	15%	50%	85%	95%		
300	-29.03	-24.37	-22.17	-17.65	-14.75	-13.35	-11.92	-9.47
837	-32.79	-24.96	-22.16	-17.88	-14.38	-12.83	-11.66	-9.07
2325	-33.07	-24.92	-22.16	-17.87	-14.44	-12.74	-11.64	-8.70
6465	-35.60	-24.91	-22.06	-17.97	-14.49	-12.61	-10.97	-7.36
17985	-37.48	-24.70	-22.03	-17.97	-14.55	-12.67	-11.58	-8.02
50046	-38.03	-24.74	-22.01	-17.96	-14.51	-12.73	-11.45	-7.59
139248	-37.47	-24.75	-22.07	-17.94	-14.50	-12.72	-11.49	-7.09
387465	-41.39	-24.74	-22.04	-17.95	-14.50	-12.71	-11.38	-6.82
1078146	-42.98	-24.74	-22.04	-17.95	-14.49	-12.72	-11.48	-7.02
3000000	-48.62	-24.74	-22.04	-17.95	-14.50	-12.72	-11.49	-6.72

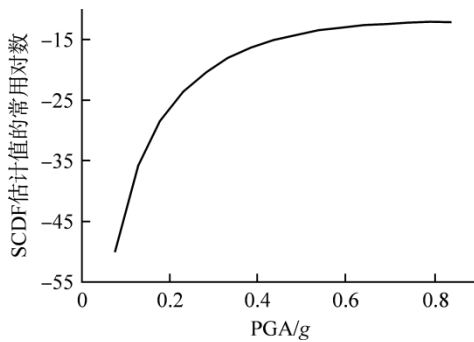


图 2 不同 PGA 区间的 SCDF 估计值分布
Fig. 2 Contributions of Ground Motions to Estimated SCDF

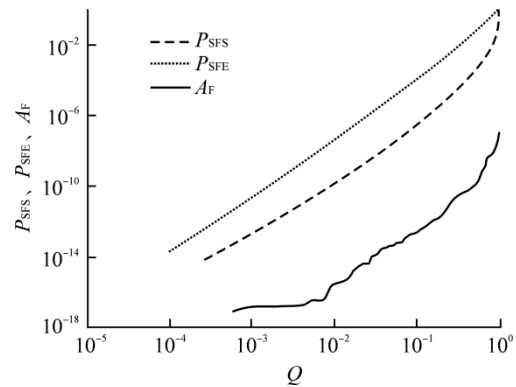


图 3 基本事件条件失效概率和 PGA 年发生频率随置信度 Q 的变化情况
Fig. 3 Relationship of Fragility Functions and Annual Frequencies of Ground Motion with Q

3 分析和讨论

在计算 SCDF 之前,对 PGA 超越概率矩阵进行了预处理,转化为 PGA 区间的年发生频率矩阵,随着置信度参数的增加,年发生频率逐渐增大。本小节仅以最大的 PGA 区间为例,其他 PGA 区间的函数值低于此区间,分布与此类似。当固定 PGA 不变时,SFS 的条件概率 (P_{SFS})、SFE 的条件概率 (P_{SFE})、PGA 的年发生频率 (F_A) 都可以看作置信度参数 Q 的函数,图 3 中给出了 PGA 最大的区间 $[0.816g, 0.867g]$ 内 P_{SFS} 、 P_{SFE} 、 F_A 随置信度参数 Q 的变化情况。

从图 3 中可以看到, P_{SFS} 、 P_{SFE} 、 F_A 随置信度参数 Q 的变化趋势相同,即这 3 个量都随着置信度参数 Q 的增加而严格递增。因此,当置信度参数 Q 趋近于其定义域的两端(0 或 1)时,SCDF 作为这 3 个量的乘积,也趋近于其极值(最小值或最大值)。当采样次数增加时,置信度参数 Q 的最小和最大值会逐步接近 0 和 1,SCDF 估计值

就会相应地逐步减小、增大,这就是图 1 中各 PGA 区间 SCDF 总和的估计值的最大值和最小值曲线逐渐发散的原因。

从表 2 给出的基本事件易损度函数的参数值可知,设备的抗震能力中值 ($A_m=1.26g$) 明显低于最小割集中厂房的抗震能力中值 ($A_m=2.06g$), 2 者表征抗震能力不确定性的参数值相差较小。由式 (2) 可知,当地震动参数 a_{PGA} 和置信度参数 Q 相同, β_u 、 β_R 相差较小时,易损度函数是 A_m 的减函数,所以 SFE 的条件概率显著高于 SFS 的条件概率。

同时,从图 3 中可以看到, SFE、SFS 的条件概率都高于 PGA 区间的年发生频率。由于地震导致 SCDF 为 3 者的乘积,所以本算例中 SFE 对 SCDF 的影响最大, SFS 的影响次之, PGA 区间的年发生频率影响最小。需要说明的是,位于不同地

区的核电厂址，其地震危险性水平之间可能存在着较大的差异，因此 PGA 区间的年发生频率对 SCDF 的影响，还应针对厂址位置进行具体分析。

4 结 论

本文通过对地震 PSA 中的风险量化开展研究，提出了一套适用于核电厂地震 PSA 的量化方法，并通过一个标准算例进行了试算。结合某核电厂厂址多方案 PSHA 报告给出的年超越概率矩阵，计算了该算例中某个最小割集的 SCDF，即该最小割集的地震风险量化结果，验证了量化方法的可行性。本文还探讨了量化方法中的采样次数、置信度参数 Q 对 SCDF 的影响，验证了计算结果与真实物理含义的符合程度。

本文的研究成果可以支持地震 PSA 的工程实践和安全审评工作，具有很高的实用价值，为核电厂地震风险评价工作打下了坚实的基础。

参考文献：

- [1] ASME. Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications: ASME/ANS RA-Sa-2009[S]. USA:ASME, 2009: 217.
- [2] EPRI. Seismic probabilistic risk assessment implementation guide: EPRI-1002989[R]. Palo Alto, CA: EPRI, 2009.
- [3] EPRI. Surry seismic probabilistic risk assessment pilot plant review: EPRI-1020756[R].Palo Alto, CA: EPRI , 2010.
- [4] 孙凤, 王玉卿, 张志俭. 百万千瓦级核电厂地震风险评价和见解[J]. 原子能科学技术, 2016, 50(12): 2236-2239.
- [5] 王金凯, 林模倮. 核电厂地震风险量化方法[J]. 核动力工程, 2016, 37(03): 51-53.
- [6] EPRI. Seismic fragility application guide: EPRI-1002988[R]. Palo Alto, CA: EPRI , 2002.
- [7] IMAN R. L, CONOVER W. J. Small sample sensitivity analysis techniques for computer models with an application to risk assessment[J]. Communications in Statistics-theory and Methods, 1980, 9(17): 1749-1842.

(责任编辑：马 蓉)