

核电厂设备易损度分析方法综述

张征明, 叶逊敏

(清华大学 核能与新能源技术研究院, 先进核能技术协同创新中心, 先进反应堆工程与安全教育部重点实验室, 北京 100084)

摘要: 易损度分析方法是地震概率安全评价中的一个重要步骤。本文介绍了地震易损度分析方法的发展历程和数学模型, 以及近年来国内外易损度分析方法的进展, 并对地震易损度分析方法的主要研究方向进行了总结。

关键词: 地震评价; 易损度; 高置信度低失效概率

中图分类号: TL35 **文献标志码:** A **文章编号:** 1000-6931(2019)10-1983-06

doi: 10. 7538/yzk. 2019. youxian. 0192

Summary of Development of Fragility Analysis Method for Nuclear Power Plant Equipment

ZHANG Zhengming, YE Xunmin

(Institute of Nuclear and New Energy Technology, Collaborative Innovation Center
of Advanced Nuclear Energy Technology, Key Laboratory of Advanced Reactor Engineering and
Safety of Ministry of Education, Tsinghua University, Beijing 100084, China)

Abstract: The fragility analysis method is an important step in seismic probability safety assessment. The development history and the mathematical model of the seismic fragility analysis method were introduced in this paper. The domestic and international progresses of this method in recent years were introduced, and the future research directions were proposed.

Key words: seismic assessment; fragility; high confidence of low probability of failure

地震载荷会对核电厂的安全造成显著影响, 因此在核电厂的设计中, 抗震设计一直是一个关键环节, 国内外也开展了广泛深入的研究。早期的抗震设计均基于确定论方法, 即先确定一个足够保守的地震载荷作为设计基准, 然后逐步分析核电厂的厂房结构、设备和系统在该载荷下是否满足相应的使用限制条件。在这个

分析过程中, 并未引入风险的概念。尽管有研究者将概率风险分析引入到核工程的抗震设计中, 但并未得到普遍的认可和使用。但福島核事故表明, 实际发生的地震载荷还是有可能超过设计基准的, 并可能导致核电厂的设备和系统损坏^[1]。恰是在福島核事故后, 地震风险评估开始引起核工程从业者的关注^[2]。

收稿日期: 2019-03-21; 修回日期: 2019-05-25

基金项目: 国家科技重大专项资助项目 (ZX069)

作者简介: 张征明 (1967—), 男, 北京人, 教授, 博士, 核能科学与工程专业

网络出版时间: 2019-09-09; 网络出版地址: <http://kns.cnki.net/kcms/detail/11.2044.TL.20190907.0900.006.html>

目前,通常使用的地震风险评价方法主要有两种:抗震裕量评价(SMA)方法和地震概率风险/安全评价(SPRA/SPSA)方法。两种方法分别基于确定论和概率论。对于 SMA 方法,通常根据其评价对象的不同分为美国电力研究院(EPRI, Electricity Power Research Institute)推荐的基于保守确定论失效方法(CDFM)的 SMA 和美国核管理委员会(NRC)推荐的基于概率安全分析(PSA)方法的 SMA^[3]。其中,地震易损度分析是 PSA 中关键的要素之一,无地震易损度数据就不能开展 PSA。另外,地震易损度分析可得到设备的高置信度低失效概率(HCLPF),以此可判断设备的实际抗震能力。本文介绍地震易损度分析方法,并给出其研究方向。

1 PSA 方法的发展

根据 NRC 在 1975 年编制的 WASH 1400 研究报告,通用厂址由地震导致的堆芯损坏的频率为 5×10^{-7} (堆·年)⁻¹,这意味着地震并非核电站风险的主要来源^[4]。20 世纪 70 年代,人们利用厂址危险性曲线和电厂级易损度曲线,以 Oyster Creek 核电站 1 号机组为对象开展 SPSA 分析,为 SPSA 在核电厂中的应用寻找理论依据^[5]。1981 年,Zion 核电厂编制 SPSA 报告并呈递给 NRC,这是人类历史上首份商用核电站的 SPSA 研究报告,该电厂还编制了关于 SPSA 技术细节(即 Zion 方法)的报告^[6],此后不久,这一方法被应用于 Oyster Creek 以及 Zion 核电厂中。另外,NRC 开发了一套地震安全裕量研究程序(SSMRP),它集成了拉丁超立方仿真分析程序,从而有效地处理 SPSA 中的细节,1990 年面世的 NUREG-1150 报告即采用了精简版的 SSMRP 软件^[7]。20 世纪 80 年代早期,Zion 方法在 Indian Point、Limerick、Susquehanna、Seabrook、Milestone 3、Oconee、Browns Ferry 等几个电厂的 SPSA 中得到了应用^[8]。

1985 年 NRC 发布了《严重事故政策声明》,根据这一文件的规定,美国全部商用核电厂必须开展严重事故 SPSA 分析^[9]。NRC 经过多年的努力,将易损度、SPSA 概念和简化确定论的筛选评价程序关联。1986 年,Prassinis 课题组编制了核电站抗震裕量审查的试用导则,并将其呈递给 NRC^[10]。1988 年,EPRI 根

据确定论创建了抗震裕量评价方法^[11],为 NRC 抗震裕量程序提供了更多的选择,并于 1989 年、1991 年先后被 Catawba 压水堆电厂、Hatch 沸水堆核电厂所采纳。

1988 年,太平燃气电力公司编制了关于 Diablo Canyon 核电站的 SPSA 报告并将其呈递给 NRC^[12],它是 PG&E 长期地震程序的组成部分,而这一程序是核电行业准入的基本条件之一。这一报告之细致,时至今日也没有任何一份报告可与之相提并论。

1988 年,NRC 在上述声明文件中新增了 GL88-20 内容,要求实施内部始发事件的核电厂检查(IPE)^[13]。1991 年,NRC 公布了第四号附件^[14],要求对特定电厂外部事件导致的事故进行检查(IPEEE),同时还明确阐述了 IPEEE 的流程和相关规则^[15]。概率风险评价程序、抗震裕量评价方法、确定论筛选方法和成功路径程序均被推荐来评价地震等重要外部事件。

截至 2000 年,分别对 108 个机组进行了 SPRA 和 SMA,其中 2 个机组同时使用了 SPRA 和 SMA 方法^[16],很好地建立了分析方法,收集了一定的 SPSA 建模数据。地震 PSA 的详细程序在 NRC 的 NUREG/CR-2300^[17]、NRC 和 EPRI 的 PSA 程序导则^[18]以及 ANS 和 ASME 的标准中都有描述^[19-21]。

国际原子能机构(IAEA)在 PSA 的发展和应用过程中也进行了大量工作。为响应各成员国的 PSA,1992 年,IAEA 发布了安全系列的报告:《概率安全评价和概率安全准则在核电厂安全中的角色》《核电厂一级 PSA 的程序》和《PSA 中外部事件的处理》。针对地震安全,同年发布了《核电厂选址相关的地震和讨论》^[22]和《核电站抗震设计和评价》。针对 SPSA,1993 年发布了技术文件《地震事件的 PSA》,2003 年发布了技术文件《核设施的抗震经验和间接抗震评价方法》^[23]。2002 年发布安全导则《核电站地震灾害评价》^[24],2008 年发布导则《核电厂安全抗震设计和评价》,2009 年发布导则《在役核设施的抗震安全评价》^[25],2010 年发布导则《核设施厂址评价中的地震危险性》^[26]。

2 易损度分析方法的发展

在地震概率安全评价中,有几个关键的环

节,分别是地震危害分析、组件易损度分析以及电厂系统和事故后果分析。地震危害分析是为了得到该厂址地震危害的概率分布情况以及发生频率;易损度分析是为了得到重要结构与组件的易损度,即在特定峰值地面加速度条件下的条件失效概率;电厂系统和事故后果分析是采用事件树和故障树的形式,最终得到发生严重事故(如堆芯融化)的概率。在评价构件的抗震能力时,通常会用到地面加速度情况和设备自身能力这两项因素。地面加速度情况有着较大的不确定性因素,因地震运动自身就有较大的随机性,同时分析者对地震运动的认知以及描述与真实的地震运动之间又有着一定的差异,因此这就造成了抗震评价中地震输入的不确定性因素。而对于设备自身能力,也有较多的不确定性因素。例如对于失效模式的判断,更多的是根据经验判断,即使在确定的失效模式下,其参数以及失效概率曲线的形状也有着较大的不确定性^[27-28]。

2.1 易损度分析方法

在易损度模型中,通常认为构件在特定的地震条件下的失效率 $P_f(\lambda)$ 可由在地震条件下表达构件状态的函数 $G(\cdot)$ 来表示,如果该状态值小于 0,则代表构件失效,反之构件未失效。其中地震条件 λ 通常用地震的峰值地面加速度(PGA)或谱加速度(SA)来表示^[29],则 $P_f(\lambda)$ 可写为:

$$P_f(\lambda) = P[G(\cdot) < 0 \mid \lambda] \tag{1}$$

式中,构件状态函数 $G(\cdot)$ 是一个与构件材料相关的且与自身承载能力以及载荷分布均相关的函数,主要与两个变量相关:构件自身的承载能力 C 及外界施加给构件的载荷 D ,可写为:

$$G(C,D) = C - D \tag{2}$$

式中: C 可指可承受的最大剪力、弯矩、扭矩、倾覆力矩、位移、加速度、层间位移角等指标; D 为当构件达到不失效的极限状态时,这些指标可达到的最大值,因此易损度的公式可写为:

$$P_f(\lambda) = P[C < D \mid \lambda] \tag{3}$$

同样条件失效概率也可写为:

$$P_f = P_r(C \leqslant D \mid \lambda) = \int_0^\infty [1 - F_D(r)] f_C(r) dr \tag{4}$$

式中: $F_D(\cdot)$ 为 D 在某点的累积分布概率; $f_C(\cdot)$ 为承载能力分布在该点的概率密度。

在易损度分析方法中,曾使用 3 种分布模型:

Weibull 分布、Johnson 分布以及对数正态分布。

Weibull 分布的表达式为:

$$f_0(a) = 1 - \exp\left(-\frac{a-\mu}{\sigma}\gamma\right) \tag{5}$$

式中, μ 、 σ 、 γ 均为 Weibull 分布中的分布参数。

Johnson 分布的表达式为:

$$f_0(a) = \phi\left[\frac{\ln\frac{a-a_{\min}}{a_{\max}-a}}{\xi}\right] \tag{6}$$

其中: $a_{\max}$ 和 $a_{\min}$ 分别为该分布的上限和下限; λ 和 ξ 为分布参数。

而对数正态分布的模型为:

$$f_0 = \phi\left(\frac{\ln(a/A_m)}{\beta_R}\right) \tag{7}$$

这 3 种分布函数均分别应用于易损度分析的计算,但由于 Weibull 分布在低失效率区域得出的易损度明显较高,而 Johnson 分布的参数所需较多,因此现在的核电厂易损度分析计算中,通常使用对数正态分布的形式。因此,下面将介绍一些易损度分析中对数正态分布的特点。

图 1 为 3 条依据对数正态分布得到的易损度曲线,该对数分布由能力中值 $\bar{a}$ 和对数标准差 β 两个参数定义。3 条曲线均拥有相同的中值能力,但 β 略有差别。从图 1 可看出,能力中值表示了 50% 失效率的能力值,而 β 代表了能力值的离散程度, β 越大,易损度曲线的离散程度越大或平坦度就越大。

对数正态分布与正态分布有直接关系,如果能力值呈对数正态分布,那么能力值的对数则呈正态分布,若无特别声明,在本文中的对数均指自然对数 e 。如果将对数正态分布转换为标准形式,则可使用标准方程以及正态分布表

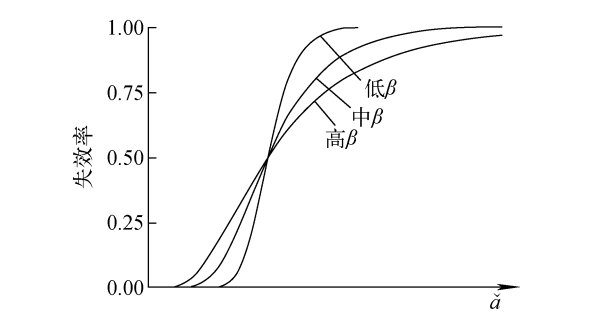


图 1 基于对数正态分布的易损度曲线
Fig. 1 Fragility curve based on logarithmic normal distribution

来进行对数正态分布的求值。在对数正态分布中,经常用 LN 表示对数正态分布, $LN(\tilde{\alpha},\beta)$ 表示满足 $\tilde{\alpha},\beta$ 的对数正态分布。

2.2 易损度分析在国内的发展

我国对于易损度分析的研究,从近十年开始,尤其是福岛第一核电站发生的核泄漏事故过后,才开始受到重视。国内的研究人员根据 ASME 以及 EPRI 给出的标准,对各类设备进行了易损度分析。

中国地震局工程力学研究所的白文婷^[30]在静力弹塑性分析方法与三维动力时程分析方法结果的基础上,对核电站发电机厂房和燃料厂房的结构进行了易损度分析。根据分析结果,给出了基于加速度参数的两个厂房的易损度曲线。

中国核动力研究设计院的蔡逢春等^[31-32]以蒸汽发生器支撑为研究对象,建立了详细的非线性有限元模型,通过逐步增大地面运动水平,反复计算系统响应结果,最终得到蒸汽发生器支撑的抗震能力,并将保守确定性失效裕量(CDFM)方法与该方法得到的高置信度低失效概率(HCLPF)值进行比较,发现差异较大,并认为对于非线性较强的设备,在进行易损度分析时,应建立分析对象的详细非线性模型,采用非线性时程分析方法逐步增大地面运动水平,寻找设备的抗震能力,从而确定设备的 HCLPF 值。

中国工程物理研究院的尹益辉等^[33]对核电站电器柜地震易损度分析的一般方法进行了总结,对电器柜进行了保守确定性分析,确定了危险点,并对危险点进行了不确定性失效分析,获得了电器柜的地震易损度。针对电气设备,来自中国核电工程有限公司电器仪控所的宋济等^[34]对使用试验方法获得电器设备的易损度的方法也进行了总结,并将其应用到某国内核电厂实际采购的 6.6 kV 中压开关柜的易损度分析中,得到了该设备根据试验结果所计算的 HCLPF 值。

在易损度分析方法的数学模型方面,环境保护部核与辐射安全中心的付陟玮等^[35-36]根据 EPRI 推荐的地震易损度模型,进行了进一步的推导,给出了易损度模型的应用实例,讨论了随机性与不确定性对于易损度分析结果的影响。哈尔滨工业大学土木工程学院的王晓磊等^[37]在考虑知识不确定性的基础上,分析了具有置信度的易损度公式和平均值易损度公式,

分析了易损度公式中参数的相互关系,研究了知识不确定性对易损度分析结果的影响。

2.3 易损度分析在国际上的发展

在国际上,由于易损度分析方法在美国、加拿大、欧洲、日本的核电站均有广泛应用,因此对于易损度分析的研究较为领先,理论的研究也较为深入。

Huang 等^[38]利用易损度分析方法,分析了核电厂结构与非结构件的抗震能力,并采用蒙特卡罗法确定部件的状态,在该分析方法下,可充分考虑部件之间的相关性。

Bhargava 等^[39]对储液容器在地震条件下的响应进行了研究,并研究了地震对于水箱有水和无水两种状态下不同的影响,也考虑了较多变量,如材料强度、预紧力、延性、阻尼。对于有水的储液容器,还考虑了液体晃动以及与结构的交互作用。

Nakamura 等^[40]采用了非线性的模型对核电厂的厂房进行了易损度分析,通过不断放大地面运动的输入水平,直到厂房失效,并将其与使用集中质量的简化模型进行了比较,认为原来的结果与实际情况相差较远。由此认为对于非线性结构,应采用不同的方法进行研究。

Watanabe 等^[41]对于竖向 U 形热交换器进行了易损度分析,也是采用了非线性时程分析方法,将输入水平逐渐放大至螺栓失效,并考虑了材料强度、质量、直径等因素的不确定性。

3 总结

本文介绍了易损度分析方法的发展历程、物理背景以及常用的数学模型,并对其在核电厂中常用的计算方法以及所得出的结果的表达形式进行了阐述。在此基础上,介绍了国内外近年来对于易损度分析研究各方面的新进展,包括计算模型的更加完善,以及对于不同设备的处理方法。可看到对于常规线性结构的易损度分析已较为深入并且有完善的操作流程,可在各类设备上广泛使用。而易损度分析的主要研究方向应放在对于非线性结构的易损度分析上,现在主流的对于非线性结构的易损度分析方法是利用非线性时程分析方法,逐渐增加输入,直至失效,进而得到设备的抗震能力,计算量较为庞大。如何针对非线性结构进行快捷同

时准确的易损度分析,将是核电厂易损度分析的一个重要课题。

参考文献:

- [1] 杨朝飞. 福岛核事故的沉重思考[J]. 环境保护, 2011(14):37-40.
YANG Chaofei. Some serious thoughts on Fukushima Nuclear Power Plant accident[J]. Environmental Protection, 2011(14): 37-40(in Chinese).
- [2] 曹光辉, 郝海英, 李琼哲, 等. 概率安全分析在福岛核事故后核电厂改进通用技术要求有效性评估中的应用[R]//中国核科学技术进展报告(第四卷):中国核学会 2015 年学术年会论文集(核安全分卷). 北京:原子能出版社, 2015.
- [3] 王晓磊, 吕大刚. 核电厂抗震裕量评估方法研究综述[J]. 中国安全科学学报, 2015, 25(12):116-122.
WANG Xiaolei, LV Dagang. Research review of seismic margin assessment methods for nuclear power plants[J]. China Safety Science Journal, 2015, 25(12): 116-122(in Chinese).
- [4] Reactor safety study-an assessment of accident risks in US commercial nuclear power plant, WASH-1400[R]. US: NRC, 1975.
- [5] CAMPBELL R, HARDY G, MERZ K. Seismic fragility application guide, TR-1002988[R]. US: EPRI, 2002.
- [6] PICKARD L, GARRICK I. Zion probabilistic safety study[R]. US: Commonwealth Edison Company, 1981.
- [7] Severe accident risks: An assessment for five US nuclear power plants: Appendices A, B, and C [R]. US: NRC, 1990.
- [8] WAKEFIELD D, RAVINDRA M, MERZ K, et al. Seismic probabilistic risk assessment implementation guide[R]. US: EPRI, 2003.
- [9] COMMISSION U N R. Policy statement on severe reactor accidents regarding future designs and existing plants[J]. Federal Register, 1985, 50(153): 32138-32150.
- [10] PRASSINOS P G, RAVINDRA M K, SAVY J B. Recommendations to the Nuclear Regulatory Commission on trial guidelines for seismic margin reviews of nuclear power plants, NUREG/CR-4482[J]. US: Lawrence Livermore National Laboratory, 1986.
- [11] REED J W, KENNEDY R P, BUTTEMER D R, et al. A methodology for assessment of nuclear power plant seismic margin[M]. US: EPRI, 1991.
- [12] GAS P. Final report of the Diablo canyon long term seismic program for the Diablo canyon power plant[M]. US: Pacific Gas and Electric Company, 1988.
- [13] Individual plant examination for severe accident vulnerabilities: 10 CFR 50.54 (f), generic letter 88-20[R]. Washington D. C.: [s. n.], 1988.
- [14] Individual plant examination of external events (IPEEE) for severe accident vulnerabilities, 10 CFR 50.54 (f)[R]. US: NRC, 1991.
- [15] Procedural and submittal guidance for the individual plant examination of external events (IPEEE) for severe accident vulnerabilities, NUREG-1407[R]. Washington D. C.: [s. n.], 1991.
- [16] COMMISSION U N R. Perspectives gained from the individual plant examination of external events (IPEEE) program, NUREG-1742 [R]. US: NRC, 2002.
- [17] HICKMAN J W. PRA procedures guide: A guide to the performance of probabilistic risk assessments for nuclear power plants, NUREG/CR-2300[R]. US: NRC, 1983.
- [18] Probabilistic safety analysis procedures guide [R]. US: NRC, 1983.
- [19] BUDNITZ R J, CHOKSHI N C, HENRIES W, et al. BSR/ANS External events PRA methodology standard[S]. US: American Nuclear Society, 2003.
- [20] Probabilistic risk assessment for nuclear power plant applications[S]. US: American Society of Mechanical Engineers, 2002.
- [21] RA-S-2008 Level 1: Large early release frequency probabilistic risk assessment for nuclear power plant applications[S]. US: ASME/ANS, 2009.
- [22] Earthquakes and associated topics in relation to nuclear power plant siting[M]. Vienna: IAEA, 1979.
- [23] CONTRI P, LABBÉ P. Earthquake experience and seismic qualification by indirect methods in nuclear installations[M]. Vienna: IAEA, 2003.
- [24] NS-G-3.3 Evaluation of seismic hazard for nuclear power plants[S]. Vienna: IAEA, 2002.
- [25] IAEA SGNN 2.13 Evaluation of seismic safety for existing nuclear installations [S]. Vienna: IAEA, 2009.

- [26] Seismic hazards in site evaluation for nuclear installations[M]. Vienna: IAEA, 2010.
- [27] SMITH P D, DONG R G, BERNREUTER D L, et al. Seismic safety margins research program, Phase I: Final report-overview[R]. US: LLNL, 1981.
- [28] WAKEFIELD D, RAVINDRA M, MERZ K, et al. Seismic probabilistic risk assessment implementation guide, final report[R]. US: EPRI, 2003.
- [29] REED J W, KENNEDY R P. Methodology for developing seismic fragilities, final report TR-103959[R]. US: EPRI, 1994.
- [30] 白文婷. 核电厂抗震设计中的两个问题及厂房结构地震易损性研究[J]. 国际地震动态, 2014(3):41-42.
- BAI Wenting. Two problems in the seismic design of nuclear power plants and the research on the seismic fragility of plant structures[J]. Recent Developments in World Seismology, 2014(3): 41-42(in Chinese).
- [31] 蔡逢春, 梁艳仙, 叶献辉. 蒸汽发生器非线性支承系统的抗震能力分析[J]. 原子能科学技术, 2015, 49(7):1 260-1 265.
- CAI Fengchun, LIANG Yanxian, YE Xianhui. Analysis on seismic capacity of nonlinear supports system of steam generator[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2015, 49(7): 1 260-1 265(in Chinese).
- [32] 叶献辉, 蔡逢春, 黄茜, 等. 稳压器非线性支撑的HCLPF值计算方法研究[J]. 核动力工程, 2015, 36(增刊):135-137.
- YE Xianhui, CAI Fengchun, HUANG Qian, et al. Study on analysis methods of HCLPF of pressurizer support[J]. Nuclear Power Engineering, 2015, 36(Suppl.): 135-137(in Chinese).
- [33] 尹益辉, 万强, 吴瑞安. 核电站电气柜地震易损性分析的一般方法概述与相关问题讨论[J]. 装备环境工程, 2019, 16(2):70-73.
- YIN Yihui, WAN Qiang, WU Ruian. General method and related issues of analysis on seismic fragility of electronic control cabinet in nuclear power plant[J]. Equipment Environmental Engineering, 2019, 16(2): 70-73(in Chinese).
- [34] 宋济, 齐索妮, 姚立珊. 核电厂地震概率安全评价中的电气设备易损度计算[J]. 核科学与工程, 2017, 37(2):276-286.
- SONG Ji, QI Suoni, YAO Lishan. The fragility computation of electric equipment in nuclear power plant's seismic probabilistic safety assessment [J]. Nuclear Science and Engineering, 2017, 37(2): 276-286(in Chinese).
- [35] 付陟玮, 张东辉, 张春明, 等. 核电厂地震易损性分析模型研究[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(10):1 835-1 839.
- FU Zhiwei, ZHANG Donghui, ZHANG Chunming, et al. Study on model of seismic fragility analysis for nuclear power plant[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2013, 47(10): 1 835-1 839(in Chinese).
- [36] 付陟玮, 张东辉, 张春明, 等. 设备地震易损性分析方法研究[J]. 核科学与工程, 2013, 33(2): 213-218.
- FU Zhiwei, ZHANG Donghui, ZHANG Chunming, et al. Study on seismic equipment fragility analysis method[J]. Nuclear Science and Engineering, 2013, 33(2): 213-218(in Chinese).
- [37] 王晓磊, 吕大刚. 考虑知识不确定性的核电厂地震易损性概率模型研究[J]. 原子能科学技术, 2017, 51(1):139-144.
- WANG Xiaolei, LV Dagang. Study on seismic fragility probability model of nuclear power plant considering epistemic uncertainty [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2017, 51(1): 139-144(in Chinese).
- [38] HUANG Y, WHITTAKER A S, LUCO N. A probabilistic seismic risk assessment procedure for nuclear power plants, I: Methodology[J]. Nuclear Engineering and Design, 2011, 241(9): 3 996-4 003.
- [39] BHARGAVA K, GHOSH A K, AGRAWAL M K, et al. Evaluation of seismic fragility of structures: A case study[J]. Nuclear Engineering and Design, 2002, 212(1-3): 253-272.
- [40] NAKAMURA N, AKITA S, SUZUKI T, et al. Study of ultimate seismic response and fragility evaluation of nuclear power building using non-linear three-dimensional finite element model[J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, 240(1): 166-180.
- [41] WATANABE Y, MURAMATSU K, OIKAWA T. Seismic capacity evaluation of a group of vertical U-tube heat exchanger with support frames for seismic PSA [J]. Nuclear Engineering and Design, 2005, 235(23): 2 495-2 512.