

NB T 20037.10-2017 应用于核电厂的一级概率安全评价 第10部分：功率运行抗震裕度评价

格式：PDF | 页数：14 | 上传日期：2019-01-17 21:06:53 | 浏览次数：25 | 下载积分：1300 | 加入阅读清单

dai

上传

粉丝

ICS 27.120.20  
F 65  
备案号：57394-2017

NB

中华人民共和国能源行业标准

NB/T 20037.10—2017RK

应用于核电厂的一级概率安全评价

第 10 部分：功率运行抗震裕度评价

Level I probabilistic safety assessment for nuclear power plant  
application—Part 10: seismic margin assessment at power

2017-02-10 发布

2017-07-01 实施

国家能源局 发布  
国家核安全局 认可

- 相关
- 相关文档
- knbknk (k

星级：★★
- 沥青bnbnr

星级：★★
- 水冷却器在

星级：★★
- 【精品】m

星级：★★
- NB与不NB

星级：★★
- 模 拟 证

星级：★★
- 繁 体

星级：★★
- NB和NBA

星级：★★
- knbknk

星级：★★

NB/T 20037.10—2017RK

目 次

前言..... 2

1 范围..... 1

2 规范性引用文件..... 1

3 术语和定义..... 1

4 缩略语..... 2

5 应用过程..... 2

6 技术要求..... 2

7 状态控制..... 8

8 同行评估..... 8

参考文献..... 10

I



NB/T 20037.10—2017RK

## 前 言

NB/T 20037《应用于核电厂的一级概率安全评价》和NB/T 20445《应用于核电厂的二级概率安全评价》共同构成了压水堆核电厂的概率安全评价系列标准。

NB/T 20037《应用于核电厂的一级概率安全评价》分为如下几个部分：

- 第1部分：总体要求；
- 第2部分：功率运行内部事件；
- 第3部分：功率运行内部水淹；
- 第4部分：功率运行内部火灾；
- 第5部分：功率运行地震；
- 第6部分：功率运行其他外部事件的筛选和保守分析要求；
- 第7部分：功率运行强风；
- 第8部分：功率运行外部水淹；
- 第9部分：功率运行其他外部灾害；
- 第10部分：功率运行抗震裕度评价；
- 第11部分：低功率和停堆工况内部事件；
- 第12部分：低功率和停堆工况外部事件；

本部分为NB/T 20037的第10部分。

本部分按照GB/T 1.1—2009给出的规则起草。

本部分起草参考了ASME/ANS RA-Sa-2009的相关内容。

本部分由能源行业核电标准化技术委员会提出。

本部分由核工业标准化研究所归口。

本部分起草单位：中国核电工程有限公司、中广核工程有限公司、上海核工程研究设计院。

本部分主要起草人：卢放、王玉卿、孙金龙、付霄华、喻新利、闫林、王金凯、杨春菊、徐磊磊、高巍。

本部分2016年5月19日，经国家核安全局审查认可。



NB/T 20037.10—2017RK

应用于核电厂的一级概率安全评价 第 10 部分：

功率运行抗震裕度评价

1 范围

本部分规定了核电厂功率运行工况下的抗震裕度评价要求。  
本部分适用于压水堆核电厂功率运行工况的抗震裕度评价，其它堆型的核电厂可参照执行。

2 规范性引用文件

下列文件对于本文件的应用是必不可少的。凡是注日期的引用文件，仅所注日期的版本适用于本文件。凡是不注日期的引用文件，其最新版本（包括所有的修改单）适用于本文件。

NB/T20037.1 应用于核电厂的一级概率安全评价 第1部分：总体要求  
NB/T20037.2 应用于核电厂的一级概率安全评价 第2部分：功率运行内部事件  
NB/T20037.5 应用于核电厂的一级概率安全评价 第5部分：功率运行地震

3 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。

3.1

**高置信度低失效概率抗震能力 HCLPF capacity**  
具有高置信度（95%）、低失效概率（最多5%）的抗震能力。  
注：通常用地震动水平表示，该能力用于衡量抗震裕度。

3.2

**峰值地面加速度 peak ground acceleration**  
地震在厂址产生的最大地面加速度。

3.3

**抗震裕度 seismic margin**  
抗震裕度是指高于设计基准而实际具备的**抗震能力**。  
注：通常用危及核电厂安全（特别是导致堆芯损坏）的地震动水平来表示。裕度的概念可以延伸到任何特定的构筑物、系统和部件（SSC），对它们而言，“危及安全”指的是单独的或与其他失效组合的对堆芯损坏有影响的**安全功能丧失**。

3.4

**抗震裕度地震 seismic margin earthquake**  
抗震裕度评价中所选择的用于抗震能力初步筛选的地震动，该地震动应大于电厂安全停堆设计基准地震动。

1



## NB/T 20037.10—2017RK

注：一般情况下，抗震裕度地震由峰值加速度和反应谱来定义，在实际应用中有时也称之为审查级地震。

## 3.5

**安全停堆地震 safe shutdown earthquake**

某些特定SSC设计为可维持安全停堆功能的最大地震动。

注：SSE通常以PGA标定的标准加速度反应谱来描述。

## 3.6

**地震设备清单 seismic equipment list**

在抗震裕度评价中需要开展抗震能力评价的所有SSC。

## 3.7

**地震空间相互作用 seismic spatial interaction**

由地震引起的构筑物、管道、分布系统或其他物项与邻近的安全相关设备间的相对运动，可能会导致安全相关设备不执行其安全功能。

注：此类相互作用包括临近效应、结构失效和功能降级、附线和电缆的弯曲等。

## 4 缩略语

下列缩略语适用于本文件：

HCLPF：高置信度低失效概率（High Confidence of Low Probability of Failure）

HLR：高层次要求（High Level Requirements）

PGA：峰值地面加速度（Peak Ground Acceleration）

RLE：审查级地震（Review Level Earthquake）

SEL：地震设备清单（Seismic Equipment List）

SMA：抗震裕度评价（Seismic Margin Assessment）

SME：抗震裕度地震（Seismic Margin Earthquake）

SSC：构筑物、系统或部件（Structures, Systems and Components）

SSE：安全停堆地震（Safe Shutdown Earthquake）

SSI：土壤-结构相互作用（Soil-Structure Interaction）

## 5 应用过程

可参考NB/T 20037.1规定的内容执行。

## 6 技术要求

## 6.1 目标和步骤

核电厂抗震裕度评价的目的是确定核电厂是否能够承受超过安全停堆设计基准地震动的影响，并据此估计核电厂的实际抗震能力和抗震裕度，识别核电厂的抗震薄弱环节。

开展抗震裕度评价工作的步骤一般如下：

- a) 选择抗震裕度地震。根据抗震裕度评价所要达到的目标确定抗震裕度地震。



- b) 成立工作组。抗震裕度评价工作组通常由具有经验并熟悉核电厂系统和抗震的专业技术人员组成。工作组应尽可能包含核电厂工作人员，以利于 SMA 取得的结果和认识能够应用到核电厂运行、抗震加固和事故管理中。
- c) 核电厂巡访之前的准备工作。核电厂巡访之前的准备工作包括收集和回顾核电厂的设计和运行资料，确定 SMA 建模中涉及的系统和设备，完成 SME 下实际楼层反应谱分析，制定工作计划和巡访路线。还需在考虑厂址区域地震源和核电厂场地土壤条件的情况下评定砂土液化和边坡不稳定性，其目的是评价 SME 下的地基失效，以及对构筑物、埋设管路和储罐产生的潜在影响。
- d) 针对核电厂系统设备的初步巡访。这一步骤的主要目的是初步评价 SMA 风险逻辑模型中主要设备的相对抗震能力。
- e) 针对 SSC 抗震能力的巡访。这一步骤涉及对 SMA 风险逻辑模型中必需的 SSC 任何可能存在的薄弱环节的识别。可根据在本步骤中的进一步评价结果对 SSC 进行筛选。需要考虑的薄弱环节包括地震空间相互作用，设备锚固和横向支承等。SMA 建模中包括的所有流体、电源和仪表系统，以及前沿安全系统也应涵盖在内。
- f) 实施抗震裕度评估。以证明在上述 d)、e) 步骤中未被筛除的那些构筑物和设备的结构能力或可运行性，并进行其 HCLPF 能力的计算，以核实 SMA 风险逻辑模型中的设备在 SME 下是否具有足够的裕度。
- g) 编制文件。SMA 文件（包括核电厂巡访过程中收集的资料）需在本步骤中编制完成。

6.2 要求

具体要求见表1至表9。

表1 抗震裕度评价的高层次要求（HLR-SM）

编码	要求
HLR-SM-A	应选择以地面运动反应谱描述的抗震裕度地震（SME），以便 SSC 的筛选以及开展抗震裕度的计算。
HLR-SM-B	应建立 SMA 风险逻辑模型，在模型中应包含在发生抗震裕度地震或更大的地震动时，可以将核电厂带入安全稳定状态的系统和设备。
HLR-SM-C	针对抗震裕度地震计算的地震响应应包含中值及分布，并且是基于当前的结构建模技术水平，必要时还应考虑土壤-结构相互作用的影响。
HLR-SM-D	SSC 的筛选以及后续的抗震裕度计算应一并考虑核电厂详细巡访的各项发现，核电厂巡访的重点应放在锚固、横向抗震支承和潜在的空间相互作用上。
HLR-SM-E	应针对 SSC 的重要失效模式（如结构失效模式和功能失效模式）进行抗震裕度的计算。这些关键失效模式是通过对核电厂设计文件（包括分析和试验报告）的审查、电厂巡访以及地震经验数据、易损度试验数据和通用鉴定试验数据确定的。
HLR-SM-F	抗震裕度（或通常称之为 HCLPF 能力）的计算应使用核电厂特定数据，并补充地震经验数据、易损度试验数据和通用鉴定试验数据等通用数据。使用这些通用数据应经过论证。
HLR-SM-G	应根据 SMA 风险逻辑模型计算的裕度给出电厂的抗震裕度。
HLR-SM-H	抗震裕度评价的文档编制应符合支持性要求。



NB/T 20037.10—2017RK

表2 HLR-SM-A 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SM-A	应选择以地面运动反应谱描述的抗震裕度地震（SME），以便 SSC 的筛选以及开展抗震裕度的计算。
支持性要求编码	要求
SM-A1 <sup>a</sup>	选定一个大于核电厂安全停堆地震的地震动作为抗震裕度地震。
SM-A2 <sup>a</sup>	适用于核电厂厂址条件的地面运动反应谱描述该抗震裕度地震。
<p><sup>a</sup> 抗震裕度评价方法的提出是为了论证核电厂在 SSE 之上有足够的抗震裕度，足以保证核电厂的安全，并识别出可能限制核电厂安全地承受大于 SSE 地震动的薄弱环节。依据抗震能力的通用数据，抗震裕度地震可用于设备的筛选。在 SMA 中，对设备进行筛选不仅可以优化利用所需的资源，并且也可以将注意力放在更关键的和潜在的抗震能力弱的设备上。参考文献[1]中有关于 SME 选取的导则。</p> <p><sup>b</sup> 选取 SME 谱的方法在参考文献[1]中进行了描述。用于计算构筑物和设备抗震裕度的地震反应谱需要 SME 地面运动谱的支持。</p>	

表3 HLR-SM-B 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SM-B	应建立 SMA 风险逻辑模型，在模型中应包含在发生抗震裕度地震或更大的地震动时，可以将核电厂带入安全稳定状态的系统和设备。
支持性要求编码	要求
SM-B1 <sup>a</sup>	SMA 风险逻辑模型应包括在发生 SME 地震动时可能引起的始发事件和其他故障，并对其进行重要事故序列和/或重要事故进程分析，这其中应包括地震引起的 SSC 失效，以及会影响重要事故序列和/或重要事故进程的非地震导致的不可用和人员失误。
SM-B2 <sup>a</sup>	假设发生 SME 地震动后厂外电源丧失并且未能恢复。
SM-B3 <sup>a</sup>	如果 SMA 风险逻辑模型中某一要素代表的是多列冗余系统，应在系统层面衡量安全功能是否成功，而非列的层面。
SM-B4 <sup>a</sup>	对于 SMA 风险逻辑模型中考虑的人员失误基本事件，在进行人员可靠性分析（HRA）时，应与在非地震事故序列中进行相同操作的内部事件 HRA 相比较，审查可能因地震而增加的额外的人员失误或疏忽的可能性。同时应论证决定使用该人员失误概率的合理性。
SM-B5 <sup>a</sup>	评价由于地震引起的继电器和接触器的震频产生的潜在影响，以及从这些影响中恢复所必需的操纵员动作。
<p><sup>a</sup> 可以采用功率运行工况内部事件一级 PSA 模型作为 SMA 风险逻辑模型的基础。根据 SMA 风险逻辑模型，可以生成一份 SSC 的地震设备清单（SEL），用于后续的筛选、核电厂巡访和裕度评价。此份 SEL 是裕度评价的起点，应包含 SMA 风险逻辑模型中考虑的所有 SSC，并且也包含通过核电厂巡访和考虑地震影响（如分布系统，即管道、线槽、风管、管系等）而增加的 SSC。建议，将此份 SEL 与其它同类核电厂为开展抗震裕度评价而编制的类似的 SEL 进行合理性比较。</p> <p><sup>b</sup> 地震经验表明，在发生大于安全停堆地震的地震动之后厂外电源几乎总是会丧失。由于电网以及核电厂周围地区存在潜在的损坏，在 SMA 分析中认为厂外电源不能恢复使用。因此，SMA 风险逻辑模型应考虑在缺少厂外电源支持的情况下，在地震之后能够提供堆芯冷却并导出衰变热的途径。尽管厂外电源在 SMA 中没有考虑其带来</p>	



的好处，但仍必须意识到存在厂外电源依然可用或已经恢复的可能性。

在内部事件PSA中，分析人员假设如果厂外电源丧失将会成功执行紧急停堆。控制棒的机械卡死失效概率被认为较低，因此，没有必要检查反应堆保护系统是否能够运行。然而，在SMA中，分析人员应核实反应堆保护系统是否能够工作，以及地震导致反应堆堆内构件发生潜在形变并且控制棒驱动机构失效时，控制棒是否能够下落。此外，应假设功率转换系统（如，主冷凝器）的热阱不可用，由非安全级交流电源供电的设备也应认为不可用。

<sup>c</sup> 如果一个系统的一列已被判定是抗震能力强的（不包括该列专有的空间相互作用引起的失效），那么在各类所含设备项相同的情况下，可以认为该系统的所有列也都是抗震能力强的。参考文献[1]也提出：如果列的布置类似，上述假设通常也可成立，然而该列特定的系统相互作用问题有可能不继续支持这一假设。

<sup>d</sup> 对于某些人员失误基本事件（甚至包括非地震失效基本事件），如果其概率值足够低，且不至于影响抗震裕度评价结果，则可不必在SMA风险逻辑模型中考虑。参考文献[8]给出了完成该筛选的方法。

<sup>e</sup> 参考文献[1]、[7]和[9]给出了评价继电器震影响影响的导则。在建立执行重要安全功能的继电器和接触器的清单之后，应先筛选那些具有极高抗震性能或其震损不会影响安全功能正常执行的继电器和接触器。在这些筛选步骤完成之后，通常只有一小部分继电器和接触器被保留。

表4 HLR-SM-C的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SM-C	针对抗震裕度地震计算的地震响应应包含中值及分布，并且是基于当前的结构建模技术水平，必要时还应考虑土壤-结构相互作用的影响。
支持性要求编码	要求
SM-C1 <sup>a</sup>	抗震裕度地震计算的地震响应应包含中值及分布，并且基于当前的结构建模技术水平，必要时还应考虑土壤-结构相互作用的影响。
SM-C2 <sup>b</sup>	生成现实模型下的地震反应谱。
SM-C3 <sup>c</sup>	对于土壤厂址、或设计所采用的反应分析模型被认为不能表现实际情况或落后于当前的技术发展水平、又或作为设计输入的地面运动明显区别于厂址特定的地面运动时，应开展新的分析以生成现实模型下的结构载荷以及楼层反应谱。
SM-C4 <sup>d</sup>	确保基于土层性质的中值进行SSI分析，此时土层的应变水平与SME地震动输入相符。至少应进行三次SSI分析以深入研究土层参数不确定性对地震响应的影响。确保其中一次分析采用低应变条件下上层剪切模量的中值，其余两次分析则分别采用中值乘以(1+Cv)和中值除以(1+Cv)，其中Cv是度量SSI分析和土层参数不确定性的因子。如果有足够的测试数据，就可以确定每个土层低应变条件下剪切模量的均值及标准差，确定Cv使其能够覆盖每个土层参数的均值加上或减去一个标准差的范围。Cv的取值不低于0.5。当数据不足不能确定土层参数的不确定性时，Cv取值不应小于1.0。

<sup>a</sup> 使用参考文献[1]，计算地震响应的中值及分布。

<sup>b</sup> 依据厂址条件和电厂设计过程中使用的响应分析方法，采用比例化，新的分析和新的结构建模的综合方法可以得到实际的地震反应谱。

<sup>c</sup> 关于这一要求的依据的详细内容参见参考文献[10]。

<sup>d</sup> 关于这一要求的依据的详细内容参见参考文献[10]。





NB/T 20037.10—2017RK

表5 HLR-SM-D 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SM-D	SSC 的筛选以及后续的抗震裕度计算应一并考虑核电厂详细巡访的各项发现，核电厂巡访的重点应放在锚固、横向抗震支承和潜在的空间相互作用上。
支持性要求编码	要求
SM-D1	如果地震设备清单上的 SSC 具有高于抗震裕度地震的抗震能力而被剔除，应通过核电厂巡访确认该筛选的依据[见 SM-H2]。
SM-D2	开展详细的核电厂巡访，着重关注设备锚固、横向抗震支承和潜在的系统空间相互作用等。核电厂巡访的目的是找出符合核电厂实际的设计、建造和运行中的抗震薄弱环节，保证最终得到的抗震裕度是现实的且为该电厂特定的。
SM-D4 <sup>a</sup>	如果设备可以通过核电厂巡访被剔除，应对此设备锚固进行评价以证明其被剔除是合理的。
SM-D5 <sup>a</sup>	在核电厂巡访的过程中，应确定地震引起火灾和水淹的可能性。
SM-D6	在核电厂巡访过程中，检查空间相互作用的可能来源（如，低抗震能力物项坠落损坏高抗震能力 SSC 的情况、机柜之间的碰撞、水淹、喷淋等）以及这种空间相互作用对地震设备清单中构筑物、系统、设备产生的影响后果，并适当的在分析中体现。
<sup>a</sup> 通常，SEL 筛选需要锚固计算的支持。有些情况下，分析人员可能凭专家判断决定锚固的抗震强度是否足够。此类判断应在文件中进行记录。更多关于锚固评价的细节和范围的信息，可参照参考文献[1]和[2]。 <sup>b</sup> 通常，如果核电厂巡访小组识别出可能的地震诱发火灾或水淹，应由核电厂工作人员进行审查，明确对此问题进行驳回或视必要性采取纠正措施。抗震裕度评价小组极少有需要量化分析地震诱发的火灾或水淹事件。然而，如果需要的话，分析中必须定量计算 HCLPF 能力，并结合系统分析进行量化。	

表6 HLR-SM-E 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SM-E	应针对 SSC 的重要失效模式（如结构失效模式和功能失效模式）进行抗震裕度的计算。这些关键失效模式是通过对核电厂设计文件（包括分析和试验报告）的审查、电厂巡访以及地震经验数据、易损度试验数据和通用鉴定试验数据确定的。
支持性要求编码	要求
SM-E1	对未被剔除的 SSC，通过审查核电厂设计文件和巡访，识别出在地震发生时或地震后对其运行能力有影响的实际失效模式。
SM-E2 <sup>a</sup>	检查构筑物、设备和土壤的所有相关失效模式，评价关键失效模式的 HCLPF 能力。
<sup>a</sup> 参考文献[2]中介绍了作为抗震裕度指标的 HCLPF 能力的定义。针对选定的一组 SSC 计算其 HCLPF 能力的例子可见参考文献[6]。关于不同关键失效模式下 SSC HCLPF 能力计算方法的导则见参考文献[1]和[7]。以往的抗震裕度评价审评和地震 PSA 报告也可作为导则来使用。	



NB/T 20037.10—2017RK

表7 HLR-SM-F 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SM-F	抗震裕度（或通常称之为 HCLPF 能力）的计算应使用核电厂特定数据，并补充地震经验数据、易损度试验数据和通用鉴定试验数据等通用数据。使用这些通用数据应经过论证。
支持性要求编码	要求
SM-F1 <sup>a</sup>	根据核电厂特定的信息，如厂址特定的地震输入、设备或构筑物的锚固和安装、空间相互作用和核电厂专用材料的试验数据等，获取未被排除的所有设备和构筑物的 HCLPF 能力。
<sup>a</sup> 可采用参考文献[1]中提出的保守的确定论失效裕度方法（CDFM）或参考文献[7]中提到的易损度分析方法（FA）计算设备和构筑物的 HCLPF 能力。注意，计算 HCLPF 能力以假设抗震裕度地震发生时只有正常运行载荷为前提的。	

表8 HLR-SM-G 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SM-G	应根据 SMA 风险逻辑模型计算的裕度给出电厂的抗震裕度。
支持性要求编码	要求
SM-G1 <sup>a</sup>	核电厂抗震裕度评价应以对 SMA 风险逻辑模型中所包含的 SSC 计算的裕度为基础。
<sup>a</sup> 可通过使用“最小—最大”法将设备各自的 HCLPF 能力整合在一起。参考文献[3]对该方法进行了描述。	

表9 HLR-SM-H 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SM-H	抗震裕度评价的文档编制应符合支持性要求。
支持性要求编码	要求
SM-H1	抗震裕度评价应按便于应用、升级和同行审评的方式编制成文件。
SM-H2 <sup>a</sup>	抗震裕度评价的过程应记录存档。例如，在文档中通常包括以下内容： ——用于量化 SSC 的抗震裕度或 HCLPF 能力的方法，以及关键假设； ——各 SSC 裕度结果的详细清单，清单中需包括如下信息：抗震鉴定的方法、支配性失效模式、资料来源和各 SSC 的位置； ——为每个被分析的 SSC 定义抗震裕度的参数值（即，HCLPF 能力以及其它参数值，如中值加速度能力和 β 值）及其技术依据； ——在地震设备清单中筛选的抗震能力大于 SME 的 SSC 的依据[参见（SM-D1）]； ——抗震裕度评价中的关键点，比如： 1) 抗震裕度地震的选取； 2) SMA 风险逻辑模型的建立；人因筛选的记录； 3) 地震设备清单的建立； 4) 地震响应分析； 5) 地震设备清单的筛选； 6) 核电厂巡访；



NB/T 20037.10—2017RK

	7) 设计文件的审查; 8) 每个 SSC 关键失效模式的判定; 9) 每个未被排除的 SSC 的 HCLPF 能力计算。
SM-H3	记录模型不确定性的来源以及与抗震裕度评价相关的假设。
<sup>a</sup> 参考文献[1]和[5]中给出的存档要求可作为导则使用。	

7 状态控制

可参考NB/T 20037.1规定的内容执行。

8 同行评估

8.1 同行评估小组构成和资质要求

同行评估方法可参考NB/T20037.1规定的内容执行。同行评估人员应由在系统工程、结构力学、地震工程学、地震PSA或抗震裕度评价等领域有经验的人员组成。SMA评估人员应熟悉本标准对应各自领域的技术要求，并具备抗震评价方面的资质或同等资历，或者应说明具有地震巡访的经验。同行评估小组应由未参与或未直接指导被评估SMA工作的人员组成。

8.2 SMA 要素评估要求

8.2.1 抗震裕度地震

同行评估小组应评估抗震裕度地震对于特定的厂址是适用的，并且满足表 2 中关于抗震裕度地震的相关要求。

8.2.2 SMA 风险逻辑模型的建立

同行评估小组应评估建立的 SMA 风险逻辑模型是否合理的反映了地震情况下核电厂的系统运行程序和操作程序。同行评估小组应确保地震设备清单合理的考虑了地震情况下核电厂的运行特性、设计及配置等特定信息。

8.2.3 地震响应分析

同行评估小组应评估用于抗震裕度评价中的地震响应分析是否满足表 4 要求。审查应特别关注地震动的输入（例如，反应谱或时程）、结构模型（包括土壤-结构相互作用影响）、结构响应参数（例如，结构的阻尼和土壤的阻尼）、地震失效模式、以及地震响应的合理性。

8.2.4 核电厂巡访

同行评估小组应核查电厂巡访信息，以确保工作组对于筛选、地震空间相互作用和识别关键失效模式的正确性。

8.2.5 设备抗震裕度的评价方法和数据

同行评估小组应评估用于 SSC 的抗震裕度评价的方法和数据是否满足要求。评估人员应对选取的部件样本（包括不同类别和对电厂抗震裕度有贡献的部件）进行独立的 HCLPF 能力计算。

NB/T 20037.10—2017RK

### 8.2.6 抗震裕度评价方法

同行评估小组应评估采用的抗震裕度评价方法以及提供的结果和见解是合适的。评估重点应为对抗震裕度评价结果有支配性贡献的部件和序列的 HCLPF 能力。

9



NB/T 20037.10—2017RK

## 参 考 文 献

- [1] NTS Engineering, RPK Structural Mechanics Consulting, Pickard Lowe & Garrick, Woodward Clyde Consultants, and Duke Power Company, "A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin," Report EPRI NP-6041-SL, Rev. 1, Electric Power Research Institute (1991)
- [2] R. J. Budnitz, P. J. Amico, C. A. Cornell, W. J. Hall, R. P. Kennedy, J. W. Reed, and M. Shinozuka, "An Approach to the Quantification of Seismic Margins in Nuclear Power Plants," Report NUREG/CR-4334, Lawrence Livermore National Laboratory and U.S. Nuclear Regulatory Commission (1985)
- [3] P. G. Prassinios, M. K. Ravindra, and J. B. Savy, "Recommendations to the Nuclear Regulatory Commission on Trial Guidelines for Seismic Margin Reviews of Nuclear Power Plants," Report NUREG/CR-4482, Lawrence Livermore National Laboratory and U.S. Nuclear Regulatory Commission (1986)
- [4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Interim Staff Guidance on Implementation of a Probabilistic Risk Assessment-Based Seismic Margin Analysis for New Reactors," Interim Staff Guidance DC/COL-ISG-020, March 15, 2010 (ADAMS Accession No. ML100491233)
- [5] "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities," Report NUREG-1407, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1991)
- [6] R. P. Kennedy, R. C. Murray, M. K. Ravindra, J. W. Reed, and J. D. Stevenson, "Assessment of Seismic Margin Calculation Methods," Report NUREG/CR-5270, Lawrence Livermore National Laboratory and U.S. Nuclear Regulatory Commission (1989)
- [7] J. W. Reed and R. P. Kennedy, "Methodology for Developing Seismic Fragilities," Report TR-103959, Electric Power Research Institute (1994)
- [8] R. J. Budnitz, D. L. Moore, and J. A. Julius, "Enhancing the NRC and EPRI Seismic Margin Review Methodologies to Analyze the Importance of Non-Seismic Failures, Human Errors, Opportunities for Recovery, and Large Radiological Releases," Report NUREG/CR-5679, Future Resources Associates, Inc., and U.S. Nuclear Regulatory Commission (1992)
- [9] G. S. Hardy and M. K. Ravindra, "Guidance on Relay Chatter Effects," Report NUREG/CR-5499, EQE International, Inc., and U.S. Nuclear Regulatory Commission (1990)
- [10] Standard 4-98: American Society of Civil Engineers, "Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures: Standard and Commentary" (1998)



NB/T 20037.10—2017RK

中 华 人 民 共 和 国  
能 源 行 业 标 准  
应用于核电厂的一级概率安全评价  
第 10 部分：功率运行抗震裕度评价  
NB/T 20037.10—2017RK

核工业标准化研究所出版发行  
北京海淀区颐子营 1 号院  
邮政编码：100091  
电 话：010-62863505  
原子能出版社印刷  
版权专有 不得翻印

2017 年 7 月第 1 版 2017 年 7 月第 1 次印刷  
印数 1—50 定价 28.00 元



全文阅读已结束，下载本文需要使用

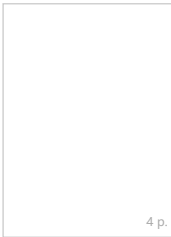
1300 积分

📄 下载此文档

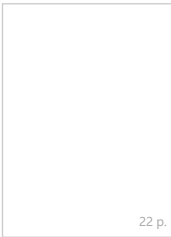
阅读了该文档的用户还阅读了这些文档



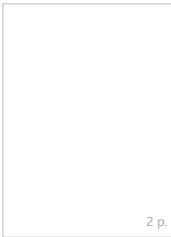
沥青  
4 p.



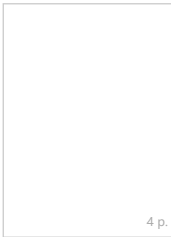
水冷却器在发电厂空气压缩机中的应用  
4 p.



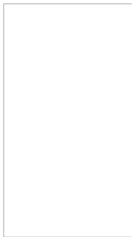
【精品】  
22 p.



NB与不NB  
2 p.



模 拟 试 题 二  
4 p.



繁 体 拼

发表评论

验证码： [换一张](#)

☐ 匿名评论

提交

关于我们

- [关于道客巴巴](#)[网站声明](#)
- [人才招聘](#)[网站地图](#)
- [联系我们](#)[APP下载](#)

帮助中心

- [会员注册](#)
- [文档下载](#)[如何获取积分](#)

关注我们

[新浪微博](#)



关注微信公众号