

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核装置地震 安全的评价

特定安全导则

第 SSG-89 号



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准和相关出版物

国际原子能机构安全标准

根据《国际原子能机构规约》第三条的规定，国际原子能机构受权制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并规定适用这些标准。

国际原子能机构借以制定标准的出版物以国际原子能机构《安全标准丛书》的形式印发。该丛书涵盖核安全、辐射安全、运输安全和废物安全。该丛书出版物的分类是安全基本法则、安全要求和安全导则。

有关国际原子能机构安全标准计划的资料可访问以下国际原子能机构因特网网站：

www.iaea.org/zh/shu-ju-ku/an-quan-biao-zhun

该网站提供已出版安全标准和安全标准草案的英文文本。以阿拉伯文、中文、法文、俄文和西班牙文印发的安全标准文本；国际原子能机构安全术语以及正在制订中的安全标准状况报告也在该网站提供使用。欲求进一步的信息，请与国际原子能机构联系（Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria）。

敬请国际原子能机构安全标准的所有用户将使用这些安全标准的经验（例如作为国家监管、安全评审和培训班课程的依据）通知国际原子能机构，以确保这些安全标准继续满足用户需求。资料可以通过国际原子能机构因特网网站提供或按上述地址邮寄或通过电子邮件发至 Official.Mail@iaea.org。

相关出版物

国际原子能机构规定适用这些标准，并按照《国际原子能机构规约》第三条和第八条 C 款之规定，提供和促进有关和平核活动的信息交流并为此目的充任成员国的居间人。

核活动的安全报告以《安全报告》的形式印发，《安全报告》提供能够用以支持安全标准的实例和详细方法。

国际原子能机构其他安全相关出版物以《应急准备和响应》出版物、《放射学评定报告》、国际核安全组的《核安全组报告》、《技术报告》和《技术文件》的形式印发。国际原子能机构还印发放射性事故报告、培训手册和实用手册以及其他特别安全相关出版物。

安保相关出版物以国际原子能机构《核安保丛书》的形式印发。

国际原子能机构《核能丛书》由旨在鼓励和援助和平利用原子能的研究、发展和实际应用资料性出版物组成。它包括关于核电、核燃料循环、放射性废物管理和退役领域技术状况和进展以及经验、良好实践和实例的报告和导则。

核装置地震安全的评价

国际原子能机构成员国

阿富汗	冈比亚	北马其顿
阿尔巴尼亚	格鲁吉亚	挪威
阿尔及利亚	德国	阿曼
安哥拉	加纳	巴基斯坦
安提瓜和巴布达	希腊	帕劳
阿根廷	格林纳达	巴拿马
亚美尼亚	危地马拉	巴布亚新几内亚
澳大利亚	几内亚	巴拉圭
奥地利	圭亚那	秘鲁
阿塞拜疆	海地	菲律宾
巴哈马	教廷	波兰
巴林	洪都拉斯	葡萄牙
孟加拉国	匈牙利	卡塔尔
巴巴多斯	冰岛	摩尔多瓦共和国
白罗斯	印度	罗马尼亚
比利时	印度尼西亚	俄罗斯联邦
伯利兹	伊朗伊斯兰共和国	卢旺达
贝宁	伊拉克	圣基茨和尼维斯
多民族玻利维亚国	爱尔兰	圣卢西亚
波斯尼亚和黑塞哥维那	以色列	圣文森特和格林纳丁斯
博茨瓦纳	意大利	萨摩亚
巴西	牙买加	圣马力诺
文莱达鲁萨兰国	日本	沙特阿拉伯
保加利亚	约旦	塞内加尔
布基纳法索	哈萨克斯坦	塞尔维亚
布隆迪	肯尼亚	塞舌尔
佛得角	大韩民国	塞拉利昂
柬埔寨	科威特	新加坡
喀麦隆	吉尔吉斯斯坦	斯洛伐克
加拿大	老挝人民民主共和国	斯洛文尼亚
中非共和国	拉脱维亚	索马里
乍得	黎巴嫩	南非
智利	莱索托	西班牙
中国	利比里亚	斯里兰卡
哥伦比亚	利比亚	苏丹
科摩罗	列支敦士登	瑞典
刚果	立陶宛	瑞士
库克群岛	卢森堡	阿拉伯叙利亚共和国
哥斯达黎加	马达加斯加	塔吉克斯坦
科特迪瓦	马拉维	泰国
克罗地亚	马来西亚	多哥
古巴	马里	汤加
塞浦路斯	马耳他	特立尼达和多巴哥
捷克共和国	马绍尔群岛	突尼斯
刚果民主共和国	毛里塔尼亚	土耳其
丹麦	毛里求斯	土库曼斯坦
吉布提	墨西哥	乌干达
多米尼克	摩纳哥	乌克兰
多米尼加共和国	蒙古	阿拉伯联合酋长国
厄瓜多尔	黑山	大不列颠及北爱尔兰联合王国
埃及	摩洛哥	坦桑尼亚联合共和国
萨尔瓦多	莫桑比克	美利坚合众国
厄立特里亚	缅甸	乌拉圭
爱沙尼亚	纳米比亚	乌兹别克斯坦
斯威士兰	尼泊尔	瓦努阿图
埃塞俄比亚	荷兰王国	委内瑞拉玻利瓦尔共和国
斐济	新西兰	越南
芬兰	尼加拉瓜	也门
法国	尼日尔	赞比亚
加蓬	尼日利亚	津巴布韦

国际原子能机构的《规约》于1956年10月23日经在纽约联合国总部举行的原子能机构《规约》会议核准，并于1957年7月29日生效。原子能机构总部设在维也纳，其主要目标是“加速和扩大原子能对全世界和平、健康及繁荣的贡献”。

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-89 号

核装置地震安全的评价

特定安全导则

国际原子能机构
2024 年·维也纳

版 权 说 明

国际原子能机构的所有科学和技术出版物均受 1952 年（日内瓦）通过并于 1971 年（巴黎）修订的《世界版权公约》之条款的保护。自那时以来，世界知识产权组织（日内瓦）已将版权的范围扩大到包括电子形式和虚拟形式的知识产权。可以获得许可使用国际原子能机构印刷形式或电子形式出版物中所载全部或部分内容。请见 www.iaea.org/publications/rights-and-permissions 了解详情。垂询可致函：

Publishing Section

International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre

PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱： sales.publications@iaea.org

网址： <https://www.iaea.org/zh/chu-ban-wu>

© 国际原子能机构，2024 年
国际原子能机构印刷
2024 年 11 月 · 奥地利

核装置地震安全的评价

国际原子能机构，奥地利，2024 年 11 月
STI/PUB/2054
ISBN 978-92-0-514424-5（简装书：碱性纸）
978-92-0-514524-2（pdf 格式）
ISSN 1020-5853

前 言

拉斐尔·马利亚诺·格罗西总干事

国际原子能机构（原子能机构）《规约》授权原子能机构“制定……旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危險的安全标准”。这些是原子能机构必须适用于其自身业务而且各国可以通过其国家法规来适用的标准。

原子能机构于 1958 年开始实施其安全标准计划，此后有了许多发展。作为总干事，我致力于确保原子能机构维护和改进这套具有综合性、全面性和一致性的、与时俱进的、用户友好的和适合目的的高质量安全标准。在利用核科学和技术的过程中正确地适用这些标准将为全世界的人和环境提供高水平的保护，并为持续利用核技术造福于所有人提供必要的信心。

安全是得到许多国际公约支持的一项国家责任。原子能机构的安全标准奠定了这些法律文书的基础，而且是有助于各方履行各自义务的全球基准。虽然安全标准对成员国没有法律约束力，但它们被广泛适用。对已在国家法规中采用这些标准以加强核能发电、研究堆和燃料循环设施中以及医学、工业、农业和研究领域核应用中的安全的绝大多数成员国而言，它们已成为不可或缺的基准点和共同标准。

原子能机构的安全标准以原子能机构成员国的实际经验为基础，并通过国际协商一致产生。各安全标准分委员会、核安保导则委员会和安全标准委员会成员的参与尤其重要，我向所有为这项工作贡献自己的知识和专长的人表示感谢。

原子能机构在通过评审工作组访问和咨询服务向成员国提供援助时，也使用这些安全标准。这有助于成员国适用这些标准，并使得能够共享宝贵经验和真知灼见。在安全标准的定期修订过程中，会考虑到这些工作组访问和服务的反馈，以及从使用和适用安全标准的事件和经历中汲取的教训。

我相信，原子能机构安全标准及其适用将为确保在使用核技术时实现高水平安全作出宝贵的贡献。我鼓励所有成员国宣传和适用这些安全标准，并与原子能机构合作，在现在和将来维护其质量。

国际原子能机构安全标准

背景

放射性是一种自然现象，因而天然辐射源的存在是环境的特征。辐射和放射性物质具有许多有益的用途，从发电到医学、工业和农业应用不一而足。必须就这些应用可能对工作人员、公众和环境造成的辐射危险进行评定，并在必要时加以控制。

因此，辐射的医学应用、核装置的运行、放射性物质的生产、运输和使用以及放射性废物的管理等活动都必须服从安全标准的约束。

对安全实施监管是国家的一项责任。然而，辐射危险有可能超越国界，因此，国际合作的目的就是通过交流经验和提高控制危险、预防事故、应对紧急情况和减缓任何有害后果的能力来促进和加强全球安全。

各国负有勤勉管理义务和谨慎行事责任，而且理应履行其各自的国家和国际承诺与义务。

国际安全标准为各国履行一般国际法原则规定的义务例如与环境保护有关的义务提供支持。国际安全标准还促进和确保对安全建立信心，并为国际商业与贸易提供便利。

全球核安全制度已经建立，并且正在不断地加以改进。对实施有约束力的国际文书和国家安全基础结构提供支撑的原子能机构安全标准是这一全球性制度的一座基石。原子能机构安全标准是缔约国根据这些国际公约评价各缔约国履约情况的一个有用工具。

原子能机构安全标准

原子能机构安全标准的地位源于原子能机构《规约》，其中授权原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商并在适当领域与之合作，以制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并对其适用作出规定。

为了确保保护人类和环境免受电离辐射的有害影响，原子能机构安全标准制定了基本安全原则、安全要求和安全措施，以控制对人类的辐射照射和放射性物质向环境的释放，限制可能导致核反应堆堆芯、核链式反应、辐射源或任何其他辐射源失控的事件发生的可能性，并在发生这类事件时减轻其后果。这些标准适用于引起辐射危险的设施和活动，其中包括核装置、辐射和辐射源利用、放射性物质运输和放射性废物管理。

安全措施和安保措施¹具有保护生命和健康以及保护环境共同目的。安全措施和安保措施的制订和执行必须统筹兼顾，以便安保措施不损害安全，以及安全措施不损害安保。

原子能机构安全标准反映了有关保护人类和环境免受电离辐射有害影响的高水平安全在构成要素方面的国际共识。这些安全标准以原子能机构《安全标准丛书》的形式印发，该丛书分以下三类（见图1）。

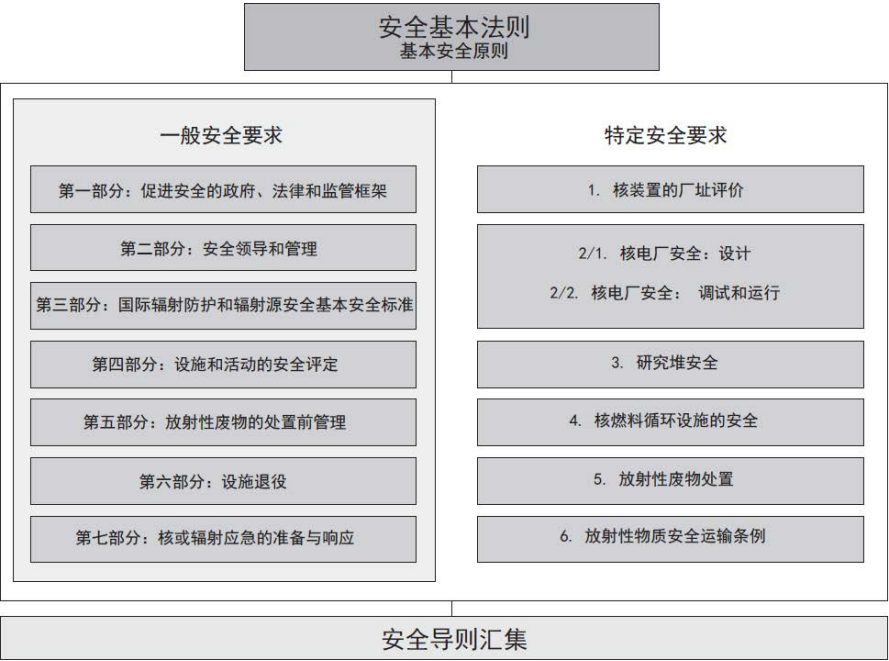


图 1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

“安全基本法则”阐述防护和安全的基本安全目标和原则，以及为安全要求提供依据。

安全要求

一套统筹兼顾和协调一致的“安全要求”确定为确保现在和将来保护人类与环境所必须满足的各项要求。这些要求遵循“安全基本法则”提出的目标和原则。如果不能满足这些要求，则必须采取措施以达到或恢复所要求的安全水平。这些要求的格式和类型便于其用于以协调一致的方式制定国家监管框架。这些要求包括带编号的“总体”要求用“必须”来表述。许多要求并不针对某一特定方，暗示的是相关各方负责履行这些要求。

安全导则

“安全导则”就如何遵守安全要求提出建议和指导性意见，并表明需要采取建议的措施（或等效的可替代措施）的国际共识。“安全导则”介绍国际良好实践并且不断反映最佳实践，以帮助用户努力实现高水平安全。“安全导则”中的建议用“应当”来表述。

原子能机构安全标准的适用

原子能机构成员国中安全标准的使用者是监管机构和其他相关国家当局。共同发起组织及设计、建造和运行核设施的许多组织以及涉及利用辐射源和放射源的组织也使用原子能机构安全标准。

原子能机构安全标准在相关情况下适用于为和平目的利用的一切现有和新的设施和活动的整个寿期，并适用于为减轻现有辐射危险而采取的防护行动。各国可以将这些安全标准作为制订有关设施和活动的国家法规的参考。

原子能机构《规约》规定这些安全标准在原子能机构实施本身的工作方面对其有约束力，并且在实施由原子能机构援助的工作方面对国家也具有约束力。

原子能机构安全标准还是原子能机构安全评审服务的依据，原子能机构利用这些标准支持开展能力建设，包括编写教程和开设培训班。

国际公约中载有与原子能机构安全标准中所载相类似的要求，从而使其对缔约国有约束力。由国际公约、行业标准和详细的国家要求作为补充的原子能机构安全标准为保护人类和环境奠定了一致的基础。还会出现一些需要在国家一级加以评定的特殊安全问题。例如，有许多原子能机构安全标准特别是那些涉及规划或设计中的安全问题的标准意在主要适用于新设施和新活动。原子能机构安全标准中所规定的要求在一些按照早期标准建造的现有设施中可能没有得到充分满足。对这类设施如何适用安全标准应由各国自己作出决定。

原子能机构安全标准所依据的科学考虑因素为有关安全的决策提供了客观依据，但决策者还须做出明智的判断，并确定如何才能最好地权衡一项行动或活动所带来的好处与其所产生的相关辐射危险和任何其他不利影响。

原子能机构安全标准的制定过程

编写和审查安全标准的工作涉及原子能机构秘书处及分别负责应急准备和响应（应急准备和响应标准委员会）、核安全（核安全标准委员会）、辐射安全（辐射安全标准委员会）、放射性废物安全（废物安全标准委员会）和放射性物质安全运输（运输安全标准委员会）的五个安全标准分委员会以及一个负责监督原子能机构安全标准计划的安全标准委员会（安全标准委员会）（见图2）。

原子能机构所有成员国均可指定专家参加安全标准分委员会的工作，并可就标准草案提出意见。安全标准委员会的成员由总干事任命，并包括负责制订国家标准的政府高级官员。

已经为原子能机构安全标准的规划、制订、审查、修订和最终确立过程确定了一套管理系统。该系统阐明了原子能机构的任务；今后适用安全标准、政策和战略的思路以及相应的职责。

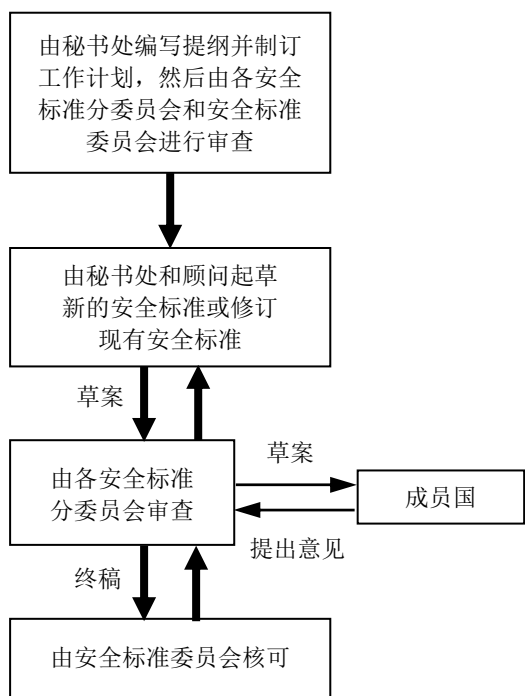


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

与其他国际组织的合作关系

在制定原子能机构安全标准的过程中考虑了联合国原子辐射效应科学委员会的结论和国际专家机构特别是国际放射防护委员会的建议。一些标准的制定是在联合国系统的其他机构或其他专门机构的合作下进行的，这些机构包括联合国粮食及农业组织、联合国环境规划署、国际劳工组织、经合组织核能机构、泛美卫生组织和世界卫生组织。

文本的解释

安全和核安保相关术语应理解为《国际原子能机构核安全和核安保术语》（见 <https://www.iaea.org/resources/publications/iaea-nuclear-safety-and-security-glossary>）中的术语。就“安全导则”而言，英文文本系权威性文本。

原子能机构《安全标准丛书》中每一标准的背景和范畴及其目的、范围和结构均在每一出版物第一章“导言”中加以说明。

在正文中没有适当位置的资料（例如对正文起辅助作用或独立于正文的资料；为支持正文中的陈述而列入的资料；或叙述计算方法、程序或限值和条件的资料）以附录或附件的形式列出。

如列有附录，该附录被视为安全标准的一个不可分割的组成部分。附录中所列资料具有与正文相同的地位，而且原子能机构承认其作者身份。正文中如列有附件和脚注，这些附件和脚注则被用来提供实例或补充资料或解释。附件和脚注不是正文不可分割的组成部分。原子能机构发表的附件资料并不一定以作者身份印发；列于其他作者名下的资料可以安全标准附件的形式列出。必要时将摘录和改编附件中所列外来资料，以使其更具通用性。

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1-1.7).....	1
目的 (1.8-1.9).....	3
范围 (1.10-1.13).....	3
结构 (1.14-1.15).....	4
2. 核装置地震安全的评价一般考虑	5
适用于地震安全评价安全要求 (2.1-2.6).....	5
核装置的地震安全评价一般概念 (2.7-2.12).....	7
进行地震安全评价理由 (2.13-2.18).....	9
地震危害相关方面的考虑 (2.19-2.25).....	11
多核装置场址地震安全的评价 (2.26)	14
设计阶段地震安全评价的考虑 (2.27-2.28).....	14
许可阶段地震安全评价的考虑 (2.29-2.30).....	14
3. 地震安全的评价方法的选择 (3.1-3.3)	15
抗震裕度评定 (3.4-3.6).....	17
基于抗震裕度评定概率安全评定 (3.7-3.9).....	17
地震概率安全评定 (3.10-3.12).....	19
新的或现有核装置方法的应用 (3.13-3.16).....	20
4. 核装置地震安全的评价数据收集和调查	20
设计基准上数据和文件 (4.1-4.5).....	20
现有核装置补充数据和调查 (4.6-4.20).....	25
5. 以核电厂为主的核装置地震安全的评价	28
地震危害的评定 (5.1-5.14).....	28
所有地震安全评定方法一般实施导则 (5.15-5.33).....	32
对第 4 级纵深防御抗震能力考虑 (5.34-5.37).....	39
抗震裕度评定的实施 (5.38-5.49).....	40
基于抗震裕度评定概率安全评定方法的实施 (5.50-5.55).....	44
地震概率安全评定的实施 (5.56-5.65).....	45

6. 非核电厂核装置地震安全的评价 (6.1-6.3)	49
核装置的地震危害分级 (6.4-6.7).....	49
非核电厂核装置地震安全的评价性能目标的选择 (6.8-6.11).....	51
核装置的地震安全评价中实现选定性能目标	
分级方法 (6.12-6.13).....	52
7. 核装置地震安全评价结果的使用	53
基于核装置的地震安全评价震后行动 (7.1)	53
基于核装置的地震安全评价风险知情决策 (7.2-7.4).....	53
基于地震安全评价现有核装置改造的设计 (7.5-7.9).....	54
基于核装置的地震安全评价程序修改 (7.10)	55
8. 核装置的地震安全评价管理系统	55
核装置的地震安全评价管理系统的应用 (8.1-8.5).....	55
核装置的地震安全评价文件和记录 (8.6-8.8).....	56
核装置的地震安全改造的管理 (8.9)	57
附录 核装置中结构、系统和部件地震故障模式考虑	59
参考文献	67
附件 核装置中抗震设计分类和性能目标定义标准的示例	71
参与起草和审订人员	75

1. 引言

背景

1.1. 本“安全导则”就评价核装置的安全以抵御地震产生的影响提出了建议，以满足下列出版物中规定的适用安全要求：

- 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号《设施和安全活动的安全评定》[1]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号《核装置场址评价》[2]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂的安全：设计》[3]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2 (Rev.1) 号《核电厂的安全：调试和运行》[4]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-3 号《研究堆的安全》[5]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-4 号《核燃料循环设施的安全》[6]。

1.2. 本“安全导则”涉及现有和新的核装置要求。对于现有装置，需要定期评审安全评定，评审可能会考虑场址地震危害的表征潜在变化[1、2、4—6]。在新的核装置的设计阶段，需要对设计进行检查，以确保其提供足够的裕度来保护安全重要物项免受比设计基准所选水平更严重的外部危害的影响[3、5、6]。此外，需要检查核电厂的设计是否提供了足够的裕度来保护最终必要的物项，以防止早期放射性排放或在自然灾害水平超过设计所考虑的水平时发生大量放射性排放[3]。因此，本“安全导则”描述的地震安全评价可以作为设计开发的一部分进行，也可以作为设计基准案例之后的一个过程进行，并与设计基准案例分开。

1.3. 本“安全导则”与原子能机构处理地震危害和抗震设计的许多其他安全导则相关，包括原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 (Rev.1) 号《核装置场址评价中的地震危害》[7]，第 SSG-67 号《核装置的抗震

设计》[8]，和第 NS-G-3.6 号《核电厂场址评价和地基的岩土工程问题》[9]。此外，参考文献[10]提供了与本“安全导则”相关的详细信息。

1.4. 自 20 世纪 90 年代初以来，许多成员国已经制定并使用了现有核装置（特别是核电厂）地震安全评价导则。¹ 最近，用于现有核装置地震安全评价标准和方法已经开始使用，并进行了一些调整，以在建造前评定新的核装置设计的超设计基准地震事件。这种新设计的评价不同于装置抗震设计和鉴定，后者可能遵循 SSG-67[8]的建议进行。新设计的地震安全评价旨在探索新设计的设计基准之外的事件。对于超设计基准地震的新设计，一些成员国可能有其他适用的地震安全评定标准。

1.5. 地震安全评价与抗震设计和鉴定之间的主要区别在于所使用的评价标准[8]。按照传统理解，设计² 使用保守定义的结构、系统和部件（SSCs）的负载和能力，以满足设计规则中给出的限值。因此，这种设计方法旨在满足规范对每个结构、系统和部件的设计基准地震给出的限值以证明安全。相比之下，在地震安全评价中，目的是确定结构、系统和部件在现状工况下的实际能力，用于评定整个核装置的抗震能力。因此，地震安全评价目标是现实或稍微保守。地震安全评价采用以往地震事件的经验、试验和能力分析估计，专家判断起着重要作用。核装置的现状包括其建造、运行、改造和维护状况，以及评价时的老化状况。

1.6. 本“安全导则”使用的术语应当理解为原子能机构《核安全和安保术语》[11]定义。脚注中提供了本“安全导则”特定术语的解释。

1.7. 本“安全导则”替代原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.13 号《现有核装置地震安全的评价》³。

¹ 制订和使用现有核装置地震安全评价导则始于美国，该国的国家监管要求将此种导则适用于所有现有核电厂。

² 根据参考文献[3、5、6]要求，最终的地震安全评价可以被认为是设计过程的一部分，以检查设计是否提供了足够的裕度来保护安全重要物项免受比设计基准所选级别更严重的外部危害的影响。

³ 国际原子能机构《现有核装置地震安全的评价》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.13 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。

目的

1.8. 本“安全导则”的目的是就核装置的地震安全评价提供建议，以满足 GSR Part 4 (Rev.1) [1]、SSR-1[2]、SSR-2/1 (Rev.1) [3]、SSR-2/2 (Rev.1) [4]、SSR-3[5]和 SSR-4[6]规定的适用安全要求。对于现有装置，这种评价可能是由被认为比初始设计基准上确定的地震危害更大的地震危害，新的监管要求，关于结构、系统和部件地震脆弱性的新发现或根据国际公认的良好实践证明超设计基准地震事件性能的需要引起的。对于核装置的新设计，地震安全评价动机是需要证明高于设计基准地震的安全裕度足以避免陡边效应⁴，并且在核电厂的情况下，足以保护最终必要的物项，以防止在严重程度超过设计考虑的地震中放射性排放。

1.9. 本“安全导则”旨在供负责制定监管要求的监管机构，参与新的核装置抗震设计的设计人员和安全分析人员，以及直接负责进行地震安全评价和升级地震安全计划的现有装置营运组织使用。

范围

1.10. 本“安全导则”涉及原子能机构《核安全与安保术语》[11]定义的所有类型的新的和现有核装置，特定如下：

- (a) 核电厂；
- (b) 研究堆（包括次临界和临界组件）及任何毗邻的放射性同位素生产设施；
- (c) 乏燃料贮存设施；
- (d) 铀浓缩设施；
- (e) 核燃料制造设施；
- (f) 转换设施；
- (g) 乏燃料后处理设施；

⁴ 在核电厂中，陡边效应是一种严重异常的电厂行为的示例，其原因是在电厂参数发生微小偏差后，从一种电厂状态突然过渡到另一种电厂状态，从而响应于输入的微小变化，电厂工况突然发生巨大变化[3]。在地震安全的背景下，本定义中的术语“电厂参数”指的是电厂场址的地震地面移动。

- (h) 核燃料循环设施产生的放射性废物处置前管理设施；
- (i) 与核燃料循环相关的研究和开发设施。

本“安全导则”提供的大多数建议适用于所有类型的核装置和所有类型的反应堆，但性能标准和系统建模等方面因每种装置类型而异。通过使用分级方法，对核电厂的建议也适用于其他核装置。

1.11. 就本“安全导则”而言，现有核装置是指 (a) 处于运行阶段（包括长期运行和延长临时关闭期）⁵；或 (b) 处于运行前阶段的装置，在该阶段，结构的建造，部件和系统的制造、安装和/或组装以及调试活动显著推进或完全完成。在处于运行或运行前阶段的现有核装置中，改变原始设计基准（例如，场址出现新的地震危害）或改变关于考虑地震危害和/或装置抗震设计的监管要求，可能会导致重要的技术修改。

1.12. 就本“安全导则”而言，新的核装置是指其设计已达到可获得结构、系统和部件详细定义的发展水平的装置，包括第 4.2—4.5 段所列数据。在本“安全导则”，认为新的核装置尚未建造或建造处于非常早期的阶段。⁶

1.13. 本“安全导则”详细介绍了三种评定方法：(a) 确定性方法，通常以抗震裕度评定（SMA）为代表；(b) 地震概率安全评定（SPSA）；和 (c) 抗震裕度评定和地震概率安全评定的组合，称为“基于概率安全评定（PSA）的抗震裕度评定”。这些方法的变化或替代方法也可以被证明是可接受的（见第 3 部分）。

结构

1.14. 第 2 部分确定了本“安全导则”提出的安全要求，描述了一般概念，并提供了与核装置地震安全评价相关的一般建议；第 3 部分提供了选择地震安全评价方法的建议；第 4 部分提供了关于新的和现有装置的数据收集和调查要求的建议；第 5 部分构成了本“安全导则”的核心，它侧重于核电厂，就地震危害评定、第 4 级纵深防御概念所需的抗震能

⁵ 运行阶段以永久移除所有放射性物质结束。

⁶ 新的核装置也可以是基于一般场址参数的标准设计，但场址尚未特定说明。

力以及基于抗震裕度评定、地震概率安全评定和概率安全评定的抗震裕度评定方法在地震安全评价中的实施提供建议；第 6 部分提供了对非核电厂核装置的地震安全评价应用分级方法的建议（酌情参考第 5 部分）；第 7 部分提供了关于使用地震安全评价结果的建议，包括潜在的地震升级；第 8 部分提供了为执行所有地震安全评价活动而建立的管理系统的建议，并确定了在未来活动中进行配置管理的必要性，以保持评价的抗震能力。第 1—4 部分和第 6—8 部分（全部或部分）适用于所有核装置；第 5 部分侧重于核电厂，但也可以通过使用第 6 部分所述的分级方法应用于其他核装置。

1.15. 本“安全导则”附录介绍了不同类型结构、系统和部件的地震故障模式考虑因素。附件提供了一个定义核装置抗震设计分级和性能目标的标准示例。

2. 核装置地震安全的评价一般考虑

适用于地震安全评价安全要求

安全评定

2.1. GSR Part 4 (Rev.1) [1]建立的各种安全要求适用于抗震设计健稳性和抗震安全的定期评审。

- GSR Part 4 (Rev.1) [1]要求 10 规定：“必须在安全评定中确定某一设施或活动是否在切实可行的范围内使用健稳和经过证实的设计的结构、系统和部件。”
- GSR Part 4 (Rev.1) [1]要求 13 规定：“在评定纵深防御时，必须确定是否在纵深防御的每一级都作出了充分的规定。”
- GSR Part 4 (Rev.1) [1]第 4.48A 段指出（脚注略）“在可行的情况下，安全评定必须确认有足够的裕度来避免会产生不可接受后果的陡边效应。”
- GSR Part 4 (Rev.1) [1]要求 15 规定：“确定性和概率方法都必须包括在安全分析中。”

- GSR Part 4 (Rev.1) [1]要求 24 规定：“安全评定必须定期评审和更新。”

2.2. SSR-3[5]要求 5 和 SSR-4[6]要求 5 分别规定，研究堆和核燃料循环设施也需要类似的规定。

危害评定

2.3. 关于感知地震危害的潜在变化，SSR-1[2]要求 29 规定：

“所有自然和人为引起的外部危害和场址条件必须由营运组织定期评审，作为定期进行安全评审，并酌情在核装置的整个寿命期内进行安全评审，同时适当考虑到运行经验和新的安全相关信息。”

设计提供的裕度

2.4. SSR-2/1 (Rev.1) [3]建立的各种安全要求适用于核电厂设计提供的抗震裕度⁷。SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 17 指出：

“必须识别所有可预见的内部和外部危害，包括直接或间接影响核电厂安全的人为引发事件的可能性，并对其影响进行评定。在设计电厂的布局和确定在设计对电厂安全重要的相关物项时使用的假设始发事件和产生的负载时，必须考虑到危害。”

SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 5.21 段指出（脚注略）：

“电厂的设计必须留出足够的裕度，以保护对安全重要物项免受根据场址危害评价得出的设计中考虑的外部危害水平影响，并避免陡边效应。”

SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 5.21A 段指出：

“电厂的设计还必须留有足够的裕度，以保护最终必要的物项，防止早期放射性排放或在自然灾害水平超过根据场址危害评价得出的设计考虑水平时发生大量放射性排放。”

⁷ SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 1.3 段指出：“将本安全要求出版物的所有要求适用于已经运行或正在建造中的核电厂可能不可行。”因此，就本“安全导则”而言，此处引用的要求被认为仅适用于新的核电厂。

2.5. SSR-3[5]要求 19 和 SSR-4[6]要求 16 分别规定，研究堆和核燃料循环设施也需要类似的规定。

2.6. SSR-2/2 (Rev.1) [4]建立的各种安全要求适用于评定核电厂运行期间感知地震危害变化的后果。SSR-2/2 (Rev.1) [4]要求 12 规定：

“根据监管要求，营运组织必须在电厂的整个运行寿命期间对电厂进行系统的安全评定，并适当考虑运行经验和来自所有相关来源的重要新的安全相关信息。”

SSR-2/2 (Rev.1) [4]第 4.44 段指出：

“安全评审，如定期安全评审或替代安排下的安全评定，必须在电厂的整个寿命期间定期进行，并根据需要进行频率（通常不少于十年一次）。安全评审必须以适当方式处理：设备老化和设备改造累积效应的后果，设备再鉴定，运行经验（包括国内和国际运行经验），现行国家和国际标准，技术发展，组织和管理问题，以及场址相关方面。安全评审的目的必须是确保在设备的整个运行寿命期间的高度安全。”

核装置的地震安全评价一般概念

2.7. 设计和维护良好的核装置，尤其是核电厂，具有抵御超设计基准地震的内在能力。这种固有的能力或稳健性 — 通常用抗震裕度来描述 — 是以下因素的直接结果：(a) 根据以前⁸或目前的地震工程实践所使用的抗震设计和鉴定程序中存在的保守性；(b) 在核电厂的设计中，地震负载可能不是某些结构、系统和部件的控制负载。⁹

2.8. 适用于核电厂的抗震设计和鉴定的当前标准经常引入大量的抗震设计裕度，这些裕度不能被传统的设计过程完全量化。在分析、设计和建造的各个阶段，抗震裕度的发展过程可能会导致整个核装置的裕度发

⁸ 以前的守则和实践，尤其是较旧的守则和实践，可能并不总是显示出一定的裕度。

⁹ 抗震裕度的存在不仅通过对几个成员国现有核电厂实施抗震裕度评定和地震概率安全评定方法得到了证明，而且通过经历了超设计基准的大地震并证明其完整性很小或没有损坏的电厂的性能也得到了证明。

生很大变化。¹⁰ 因此，在评价核装置的地震安全时，应当详细检验实际设计方法，对于现有装置，应当详细检验现状，以了解保守性和裕度的来源。

2.9. 本“安全导则”介绍的方法旨在评价和量化特定核装置的设计基准地震的抗震裕度。通过了解结构、系统和部件的实际地震响应，就其安全功能而言，可以确定具有高置信度的安全功能将被实现的最大抗震要求。由此得出的高置信度结构、系统和部件能力可用于评定整个装置的地震安全裕度。

2.10. 现有核装置的地震安全评价在很大程度上取决于进行评价时该设施的实际状况。这一关键条件被称为“现状工况”，表明地震将影响当前工况下的装置，装置的响应和能力将取决于其当前的实物和运行配置。现状工况通常是在原始设计基准上建立的，同时考虑到建造和运行期间的设计变更、与设计的意外偏差以及老化。这就是为什么保持最新的竣工设计文件和老化管理计划文件非常重要。装置的现状应当为任何地震安全评价提供基准。

2.11. 根据核装置的现状进行的地震安全评价应当是务实的，而不是使用广泛复杂的分析。然而，对相对简单的结构模式进行非线性分析或使用较高的阻尼值和延展系数——前提是它们在技术上是正当的，并且与考虑到装置现状工况的允许变形一致——然而，这可能对理解弹性后行为特别有帮助。大量现场观察和研发方案表明，当结构、系统和部件的延展性能够承受大应力时，抗震能力结果较好。

2.12. 当一个特定场址有可靠的地震危害分析时（见 SSG-9 (Rev.1) [7]），地震安全评价应当使用所选年超越频率的地震运动的现实定义（就振幅、持续时间、方向性和频率而言）。当有几个震源导致非常不同的运动特征（如远场、近场）时，应当考虑使用几种运动表征并针对每种特征评定地震安全（包括安全裕度）的可行性。

¹⁰ 这种变化的一个主要原因是，核装置的设计承受范围广泛的内部和外部极端负载，例如，由于事故工况、飞机坠毁、龙卷风或管道破裂而产生的压力和其他环境负载。因此，如第 2.7 段所述，地震负载可能不是某些结构、系统和部件的主导负载。另一个原因是设备鉴定的方法，其中通常使用包络型响应谱。

进行地震安全评价理由

新的核装置

2.13. 根据 GSR Part 4 (Rev.1) [1]、SSR-2/1 (Rev.1) [3]、SSR-3[5]和 SSR-4[6]规定的要求（见本“安全导则”第 2.1—2.5 段），当设计完成时，作为安全评定的一部分，需要对新的核装置地震安全进行评价，以核实高于设计基准地震的安全裕度是否足够。此外，在核电厂的情况下，需要进行地震安全评价，以核实裕度是否足以保护最终必要的物项，以防止在发生严重程度超过设计考虑的地震时发生放射性排放（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]）。该安全评定应当反映在装置的安全分析报告中（见《安全标准丛书》第 SSG-61 号《核电厂安全分析报告的格式和内容》[12]）。SSG-67[8]提供了关于新的核装置应当达到抗震裕度水平的建议。

2.14. 新的核电厂的设计需要提供 (a) 足够的抗震裕度，以保护安全重要物项免受超过设计考虑的地震危害水平的影响，并避免陡边效应（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 5.21 段）；和 (b) 足够的抗震裕度，以保护最终必要的物项，防止自然灾害水平超过设计考虑的水平时早期放射性排放或大量放射性排放（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 5.21A 段）。满足 (b) 所需的抗震裕度通常适用于减少的结构、系统和部件组，并且通常导致比满足 (a) 所需的抗震裕度更大的电厂状态裕度。

现有核装置

2.15. 根据 GSR Part 4 (Rev.1) [1]、SSR-1[2]、SSR-2/2 (Rev.1) [4]、SSR-3[5]和 SSR-4[6]（见本“安全导则”第 2.1—2.3 段和第 2.6 段）规定的要求，并按照国际实践，在下列任何情况下，都需要对现有核装置的地震安全进行评价：

- (a) 地震危害由于新的或额外的数据（例如新发现的地震构造、新安装的地震学网络、新的古地震学证据）、新的地震危害评定方法和/或实际发生影响装置地震的证据而显著增加；
- (b) 监管要求，如要求定期进行安全评审，其中应当考虑到知识状况和装置的实际状况；
- (c) 抗震设计不当，通常是由于装置设计陈旧；

- (d) 新的技术发现，如选定结构、非结构要素（如砖石墙）和/或系统或部件（如继电器）的脆弱性；
- (e) 地震事件的新经验（例如，更好地记录地面移动数据、观察到的结构、系统和部件性能）；
- (f) 需要解决装置在超设计基准地震地面移动方面的性能问题，以便提供没有陡边效应的置信度——也就是说，证明如果发生比设计基准地震更强的地震，装置不会发生显著故障；
- (g) 延长电厂寿命的长期运行计划（如适用）。

2.16. 如果，由于第 2.15 段所列的原因或出于其他原因，需要对现有核装置进行地震安全评价，评价的目的应当在评价流程开始前明确确定。这是因为根据评价目的，现有的评价方法和验收标准之间存在重大差异（见第 3 部分）。在这方面，地震安全评价目标可包括以下一项或多项：

- (a) 证实超出原设计基准地震的地震安全裕度，并确认没有陡边效应；
- (b) 识别装置及其运行中与地震事件相关的薄弱环节¹¹；
- (c) 评价一组装置（例如一个区域或一个国家的所有装置），以确定其相对抗震能力和/或风险范围。为此，应当采用类似和可比的方法；
- (d) 为综合风险知情决策提供输入；
- (e) 识别并优先考虑可能的升级；
- (f) 根据监管要求（如有）评定风险指标（如堆芯和/或燃料损坏频率、较大的早期排放频率）；
- (g) 根据监管预期评定装置能力指标（例如，系统级和装置级的脆弱性、低故障概率的高置信度（HCLPF）能力¹²）。

2.17. 现有核装置地震安全评价目标应当根据监管要求并与监管机构咨询和协商确定。因此，根据这些目标，应当确定地震输入运动的水平、能力评定方法和适用的验收标准，包括必要的最终产品。特别是，在发

¹¹ 在这种情况下，“地震薄弱环节”是指非冗余结构、系统和部件或相同的冗余结构、系统和部件（即受共因故障影响的结构、系统和部件），其能力小于大多数其他结构、系统和部件，因此可以控制装置级抗震能力。

¹² 高置信低概率故障承载力是对结构、系统和部件的低故障概率有很高置信度的地震运动水平。高置信低概率故障能力是抗震裕度的量度（见第 5.44—5.47 段）。

生严重程度超过设计考虑的地震时，评价地震安全时，安全目标应当包括在地震发生期间或之后要确保的功能和要防止的故障模式。

2.18. 在现有核装置地震安全评价结束时编写的最终文件应当在一开始就与监管机构商定，并应当与评价计划的既定目的相一致（见第 8.6 段）。评价最终产品可能是以下一项或多项：

- (a) 核装置抗震能力的确定性度量和/或概率术语；
- (b) 地震风险的量化；
- (c) 识别抗震能力低的结构、系统和部件，以及对装置安全的相关影响，用于就抗震升级方案作出决策；
- (d) 识别改进运行以提高抗震能力；
- (e) 识别内务管理实践的改进（如维护设备的存储）；
- (f) 识别与设备和管道的相互作用，包括与消防系统、高焓管线和公用设施的相互作用；
- (g) 识别在影响装置的地震发生之前、期间和之后应当采取的行动，包括运行和管理响应安排，分析获得的仪器仪表地震记录和进行的视察，以及由此进行的完整性评价；
- (h) 为风险知情决策提供输入的框架；
- (i) 修订结构、系统和部件地震分类的框架。

地震危害相关方面的考虑

2.19. 任何地震安全评价第一步一如第 4 部分所示，在收集相关数据的同时一应当确定地震危害，在此基准上评定装置的地震安全。在这方面，应当根据三个主要因素评定场址特定的地震危害¹³：

- (a) 评价场址的地质稳定性[7、9]，其两个主要目标与非振动地面移动相关：
 - (i) 核实在对安全具有重要意义的厂房和结构下面或附近不存在任何可能产生显著地面位移差异现象的故障。如果有证据表明

¹³ 在大多数情况下，预计地震危害评定将作为场址调查或定期重新评价危害的一部分。需要评审可用的危害评定，以确定它们是否足以用于正在进行的地震安全评价。

场址区域或场址附近可能存在断层，则应当首先根据 SSG-9 (Rev.1) [7]提供的导则评定断层位移危害。

- (ii) 表征潜在的永久性地面变形现象（例如液化、边坡失稳、过度沉降、下沉、坍塌）。
- (b) 根据 SSG-9 (Rev.1) [7]的建议，考虑到调查¹⁴的四个空间维度上地震构造影响的全部范围，描述场址地震地面移动的严重程度（即评定振动地面移动参数）。
- (c) 评定其他伴随现象，如地震引起的大坝或挡水构筑物破坏引起的洪水、海啸引起的沿海洪水和地震引起的边坡失稳。

2.20. 一般来说，地震危害评定可以使用确定性或概率方法进行，这取决于地震安全评价目标和要求。在这两种情况下，都应当考虑到偶然和认知的不确定性。

2.21. 在所有地震安全评价中，无论使用何种方法，都应当执行本“安全导则”的第 2.19 (a) 段和第 2.19 (c) 段，并应当符合 SSG-9 (Rev.1) [7]、NS-G-3.6[9]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-18 号《核装置场址评价中的气象和水文危害》[13]。为了评定岩土工程危害（如液化、边坡失稳、沉降、坍塌），应当使用最新的可用地震危害参数。

2.22. 关于第 2.19 (b) 段，关于评定场址地震危害的建议取决于地震安全评价目标。场址特定的地面移动地震危害评定通常是首选，并应当被视为一个先决条件，将按照 SSG-9 (Rev.1) [7]建议实施，当评价的目标包括评定装置造成的地震风险或评定结构、系统和部件的风险指标时。另一方面，当评定的目的是确定预定义参考级地震之上的抗震裕度和/或对有助于承受该参考级地震的装置级抗震能力的结构、系统和部件进行排序以识别地震薄弱环节时，特定场址的地面移动地震危害评定不应被视为先决条件。然而，即使有这些目标，当场址特定信息表明地面移动特征（如频谱形状）可能与设计假设有显著差异时，仍应当进行地震危害评定。

¹⁴ 在 SSG-9 (Rev.1) [7]，界定了地质、地球物理和岩土工程调查的四个空间地理维度：
(1) 区域（半径通常约为 300 公里）；(2) 区域附近（半径一般不少于 25 公里）；(3) 场址附近（半径一般不少于 5 公里）；及 (4) 场址面积（半径一般约 1 公里）。

2.23. 本地震安全评价目标包含以下内容时，应当进行特定场址的概率地震危害评定：

- (a) 计算风险指标（如堆芯和/或燃料损坏频率、较大的早期排放频率）；
- (b) 建立风险管理工具，以便在知情的情况下作出风险决策；
- (c) 确定地震和其他内部和外部危害之间的相对风险；
- (d) 提供成本效益分析工具，用于电厂升级方面的决策。

2.24. 对于基于抗震裕度评定和概率安全评定的抗震裕度评定方法，参考级地震¹⁵ 定义了地震安全评价中应当使用的地震输入。参考级地震（另见第 5.51 段）不应当被解释为新的设计基准地震，而应当被解释为确定抗震裕度和装置地震薄弱环节的工具。参考级地震应当大于设计基准地震，以挑战结构、系统和部件的抗震能力，从而确定装置级高置信低概率故障并识别任何薄弱环节。参考级地震通常通过锚定在峰值地面加速度水平的谱形式来指定，定义给定控制点的地震运动。地震安全评价地震输入不应当小于自由场地或地基水平的峰值地面加速度 0.1 g。

2.25. 对于地震概率安全评定方法，参考级地震¹⁶ 是使用特定场址的概率地震危害评定结果定义的。一般来说，这些结果包括定义地面移动参数（如谱加速度）的年超越频率（通常称为“年超越概率”）、相关响应谱（如均匀危害谱）和主要震源参数特征（如震级、距场址距离）的地震危害曲线。参考级地震应当定义为每年超过的频率，该频率对应于显著增加核装置地震风险的地震严重程度。当有几个主要震源时这导致非常不同的运动特征（例如，远场、近场），整个地震危害曲线可以被分成多个互斥的贡献，并且可以为地震安全评价定义多个相应的参考级地震。在这种情况下，应当将为每项贡献计算的地震风险相结合，以获得总风险。

¹⁵ 在关于抗震裕度评定方法的文献中，参考级地震有时被称为“评审级地震”或“抗震裕度地震”。

¹⁶ 在这方面，参考级地震不应当与抗震级阈值相混淆，后者有时在地震概率安全评定用于明确计算脆弱性（当级别低于阈值时）和分配一般脆弱性（当级别高于阈值时）。

多核装置场址地震安全的评价

2.26. 对于具有多个核装置（通常是多机组核电厂）的场址，通常具有共享的系统和资源，在地震安全评价中应当考虑装置之间的潜在相互作用。该评价将提供风险洞察，以帮助最大限度地降低几个装置同时发生事故的风险（例如，由于共享系统和资源），并最大限度地提高装置之间共享系统和资源的相关效益。多机组概率安全评定是考虑多机组环境中潜在相互作用的适当方法。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3 (Rev.1) 号《核电厂一级概率安全评定的开发和应用》[14]和第 SSG-90 号《核电厂设计的辐射防护方面》[15]提供了关于该方法的建议，该方法的技术背景见参考文献[16、17]。

设计阶段地震安全评价的考虑

2.27. 在新的核装置的设计阶段，通常使用基于地震概率安全评定或概率安全评定的抗震裕度评定方法来满足本“安全导则”第 2.13 段和第 2.14 段指出的要求。¹⁷ 评定方法受到设计阶段之前可用信息的限制，竣工和运行信息不能以与现有核装置相同的方式使用。相反，在设计阶段应用这些方法时，应当使用来自类似设计的按设计信息和运行经验反馈。此外，现阶段无法进行实物抗震评价巡视。

2.28. 在设计开发过程中，应当使用地震安全评价来解决和消除过去发现的地震脆弱性，检查纵深防御措施的有效性，为设定与地震安全目标一致的性能目标提供见解，并优化地震设计的稳健性。

许可阶段地震安全评价的考虑

2.29. 在许可阶段，设计已经完成，场址特定的地震引发危害已经知道。对于核电厂，地震概率安全评定方法通常用于最终安全分析（相关安全分析报告中概率安全评定报告的建议，见 SSG-61[12]第 3.15 段）。地震安全评价应当确保抗震设计适合场址特定的地震条件。特别是，新的核装

¹⁷ 一些会员国将这些方法作为补充技术支助，它们不能单独用于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3]、SSR-3[5]或 SSR-4[6]相关要求。

置的地震概率安全评定提供了风险洞察，结合所做的假设，并有助于确定和支持与核电厂抗震设计相关的要求。

2.30. 在电厂建成并开始运行后，应当更新在发放运行许可证前进行的地震安全评价，以反映竣工和运行工况。

3. 地震安全的评价方法的选择

3.1. 根据 GSR Part 4 (Rev.1) [1]要求 15，确定性和概率方法都需要包括在安全分析中。GSR Part 4 (Rev.1) [1]第 4.53 段指出：

“确定性方法和概率方法已被证明是相辅相成的，可以一起使用，为综合决策过程提供输入。对某一设施或活动进行的确定性和概率分析的范围必须与分级方法相一致。”

3.2. 由于其关键的后果，地震安全评价方法的选择是一个重要的决定并应当仔细考虑。本部分讨论了抗震裕度评定、基于抗震裕度评定概率安全评定和地震概率安全评定方法¹⁸的能力和局限性，并就每种评定方法对现有和新的装置许多共同目标的适用性提出了建议。选定的评定方法应当符合以下目标：

- (a) 根据促使进行地震安全评价原因（其中一些目标和原因分别列于第 2.16 段和第 2.15 段），该方法应当足以实现地震安全评价目标。
- (b) 该方法及其最终产品应当能够满足适用于该装置的监管要求。
- (c) 该方法应当能够表明该装置将符合第 2.1—2.6 段所述适用于评价理由和装置类型的安全要求。

¹⁸ 本出版物中介绍的方法是国际公认的方法，反映了实践的现状。其他方法可在个别成员国的国家监管环境中使用，但这些方法不在本“安全导则”。

3.3. 一种以上的评定方法¹⁹可能满足第3.2段所列的目标。在选择多种可行的方法时，应当考虑以下几点：

- (a) 支持应用该方法及其技术要素所需的知识和数据来源的可得性和质量。例如，对于地震概率安全评定，需要进行场址特定的概率地震危害分析，这反过来依赖于从一定距离范围内的所有潜在震源获得关于地震活动率和地面移动传播特征特定信息的可用性，这些信息可能有助于装置处感兴趣的地震危害，以及这些参数中不确定性的明确表征。对于确定性地震危害分析，只需要对在装置处控制地震危害的少数破裂源和不太明确的破裂源了解这些信息可以适应不确定性表征。
- (b) 适用选定方法的时间表。
- (c) 所选方法的初始和维护费用²⁰承诺。
- (d) 除了主要安全评价目标外，实现的潜在附加值，以及该附加值如何与装置的长期策略目标相一致。该值可以通过将安全评定方法部件或最终产品用于其他目的的能力，重复使用或升级这些部件的能力，或未来的最终产品，以及在装置的剩余或预期寿命内适应未来监管要求变化的灵活性。
- (e) 对于所有地震引发的危害和结构、系统和部件的潜在故障，评定方法不必相同。例如，可以选择地震概率安全评定方法来仅对振动地面移动进行地震安全评价，而可以选择筛选评价来证明该装置具有为剩余地震危害的影响提供足够高的抗震裕度。这意味着这种地震危害对地震风险的贡献可以忽略不计，不需要在地震概率安全评定中明确考虑。

¹⁹ 本“安全导则”主要侧重于地震安全评价，该评定使用高置信低概率故障和/或地震脆弱性的概念来定义核装置的抗震裕度。不基于使用高置信低概率故障和/或地震脆弱性的地震安全的评价替代方法，如果正当则不排除。在确定要使用的适当评定方法时，应当考虑场址的历史和特征、场址特定地震危害造成的风险水平、关键安全论证文件声明和目标的基础以及国家监管实践。

²⁰ 维护费用是定期更新地震概率安全评定或概率安全评定以保持其结果在一段时间内有效的成本，例如纳入地震危害的更新，改造或更换结构、系统和部件，设施配置或运行变更，新数据的可用性，或者改进抗震能力评价方法。

抗震裕度评定

3.4. 抗震裕度评定方法是本“安全导则”提到的三种方法中资源消耗最少的方法，它主要用于现有核装置。抗震裕度评定方法可以使用概率或确定性方法开发的地震危害表征作为输入来应用。关于如何实施这一方法的详细建议见第 5.38—5.49 段。

3.5. 抗震裕度评定的最终产品是基于两个（或更多）独立成功路径的高置信低概率故障能力的装置级高置信低概率故障能力。

3.6. 抗震裕度评定方法主要适用于以下地震安全评价目标，否则应当被视为适用性有限：

- (a) 表明影响装置的特定地震（例如设计基准地震）或记录地震以上的地震安全裕度；
- (b) 当健稳性以地震安全裕度为表征时，表明核装置对陡边效应的抗震健稳性；
- (c) 表明有足够的安全裕度，以便在发生超设计基准的地震，导致核装置关闭，并可能导致参考文献[18]定义的其他行动；
- (d) 对装置级高置信低概率故障能力的估计与监管预期的比较；
- (e) 识别核装置应对超设计基准地震事件的成功路径中的薄弱环节；
- (f) 识别结构、系统和部件在成功路径上的可能升级，以提高地震安全裕度；
- (g) 以地震安全裕度为基准，对一组核装置进行比较安全评定，针对 (i) 相同地震影响；(ii) 共同地震假想方案的影响；或 (iii) 每个场址具有相同地震危害级的地震；
- (h) 向包括公众在内的相关各方有效宣传核装置的健稳性；
- (i) 表明设计时没有地震监管要求的核装置符合目前的地震监管要求。

基于抗震裕度评定概率安全评定

3.7. 基于抗震裕度评定概率安全评定方法是抗震裕度评定和地震概率安全评定方法的结合。它将抗震裕度评定的典型资源密集度较低的危害评定、脆弱性和布尔逻辑解决方法与地震概率安全评定的事故序列事件

树和故障树分析相结合。基于抗震裕度评定概率安全评定方法用于新的和现有的装置，关于如何实施这一方法的详细建议见第 5.50—5.55 段。

3.8. 基于抗震裕度评定概率安全评定的最终产品应当为装置级高置信低概率故障能力和所有相关事故序列（以及相应的割集²¹）的高置信低概率故障能力，这些事故序列可能导致装置的不可接受的安全性能。除了装置的高置信低概率故障能力之外，额外的最终产品可能是对装置级脆弱性²²的估计。割集级高置信低概率故障能力是割集中最高的高置信低概率故障能力。序列级高置信低概率故障能力是组成割集中最低的高置信低概率故障能力。

3.9. 基于抗震裕度评定概率安全评定方法适用于以下地震安全评价目标，此外还有第 3.6 段列出的目标，否则应当被视为适用性有限：

- (a) 对装置级和事故序列级高置信低概率故障能力的估计与监管预期的比较；
- (b) 识别可能破坏核装置应对超设计基准的地震事件的安全重大事故假设方案，并识别每个事故序列中的薄弱环节；
- (c) 识别和优先考虑与安全相关的结构、系统和部件的可能升级，以提高地震安全裕度²³；
- (d) 为风险知情设计和资源分配决策规定初步见解（例如结构、系统和部件的安全分级）；
- (e) 对一组装置进行比较安全评定，基准是 (i) 装置级地震安全裕度；或 (ii) 相对于特定事故级和/或潜在后果的序列级地震安全裕度。

²¹ 割集是事件（如故障）的组合，如果它们全部发生，就足以导致事故。

²² 装置级脆弱性是指在给定危害参数值（如峰值地面加速度）下，装置性能不可接受的条件概率。它通常以曲线的形式表示为危害参数的函数。对于核电厂来说，这通常被称为“电厂级脆弱性”。相关更多详细信息见第 5 部分。

²³ 为了比较单一结构、系统和部件的风险显著性，安全评定中的潜在保守性应当旨在保持足够的一致性。

地震概率安全评定

3.10. 地震概率安全评定方法只能使用概率方法开发的特定场址地震危害表征作为输入。地震概率安全评定方法将概率地震风险分析中的地震风险离散为具有相应年发生频率的加速度水平，并明确地将这些频率与装置水平脆弱性卷积²⁴。装置级脆弱性应当通过明确求解装置事故序列来确定。使用通过量化与每个始发事件相关联的事故序列获得的故障概率来求解布尔逻辑方程。在地震概率安全评定，结构、系统和部件的非地震故障率和人为错误概率也被考虑在内。此方法用于新的装置和现有装置。关于如何实施这一方法的详细建议见第 5.56—5.65 段。SSG-3 (Rev.1) [14]提供了更多关于概率安全评定方法的建议。

3.11. 地震概率安全评定的最终产品应当包括两种抗震裕度评定方法的产品、由于地震危害导致的装置不可接受性能的年频率、装置级脆弱性、风险指标以及计算结果中不确定性的明确量化。

3.12. 除第 3.6 段和第 3.9 段所列目标外，地震概率安全评定方法还适用于下列地震安全评价目标：

- (a) 将不可接受性能的风险指标（如堆芯损坏频率、较大的早期排放频率）与监管预期进行比较；
- (b) 对装置运行状态下的相对风险贡献（例如事故序列、单一结构、系统和部件或人类行为）进行量化和排序；
- (c) 评定可能的结构、系统和部件升级、程序变更或缓解策略实施的风险降低价值；
- (d) 为风险知情设计和资源分配决策提供定量输入（例如，对结构、系统和部件风险影响的安全分级）；
- (e) 了解地震安全指标²⁵的不确定性，并将不确定性纳入地震安全评价结论；

²⁴ 卷积是一种数学积分。参考文献[10]提供了卷积积分的一个示例。

²⁵ 地震安全指标的不确定性是由于几个因素的总体不确定性，如地震危害、结构、系统和部件对地震输入的响应以及抗震能力和故障率。

- (f) 启用风险监控模式，整合装置工况的实时变化（例如活的概率安全评定、双重数据技术）；
- (g) 以地震安全裕度或风险指标为基准，对一组装置进行比较安全评定。

新的或现有核装置方法的应用

3.13. 在选择最适当的评定方法时，应当考虑到地震安全评价目标和每个核装置的可用信息。新的装置（见第 2.13 段和第 2.14 段）和现有装置（见第 2.15—2.17 段）的地震安全评价目标不同。此外，新的装置和现有装置的现有信息可能存在重大差异（见第 4.1 段）。新的装置的数据收集挑战（例如，场址表征信息的收集）通常不同于现有装置的挑战。

3.14. 选定的方法应当能够满足适用的监管要求。一些成员国对现有核装置的监管要求可能不同于对新的装置的监管要求。²⁶

3.15. 在选择多种可行的方法时，应当考虑地震安全评价时间表和成本的优先级。由于适用的监管要求和社会经济因素的限制，新的核装置和现有核装置的这些进度和成本优先事项及其对最终决定的影响通常是不同的。

3.16. 新的核装置的预期运行寿命通常会比类似现有装置的剩余运行寿命长得多。因此，对于新的装置，更严格的方法的可重用性和保质期会 longer。因此，新的核装置的投资回报通常较高，可能证明选择成本更高的地震概率安全评定方法是正当的。

4. 核装置地震安全的评价数据收集和调查

设计基准上数据和文件

4.1. 应当从所有可用来源收集设计基准数据和文件。这项任务对新的核装置并不构成特别困难。对于现有装置，重点应当放在收集和汇编在设计阶段使用的关于核装置的特定数据和信息上。虽然旧装置的可用原

²⁶ 例如，在美国，新的核电厂许可证申请必须证明核电厂级的高置信低概率故障至少是确定设计基准地震的地面移动响应谱的 1.67 倍。然而，这一要求不适用于在运核电厂。

始设计数据的数量和质量可能有限制，但从设计阶段收集的信息越完整，地震安全评价所需的努力和资源就越少。

核装置一般文件

4.2. 应当汇编与地震安全评价相关的新的和现有核装置的所有现有一般和特定文件，包括以下文件：

- (a) 安全分析报告。
- (b) 用于装置设计的规则 and 标准：
 - (i) 为特定说明所用材料的名义特性及其机械特征而采用的标准和程序；
 - (ii) 为确定负载组合和计算抗震设计参数而采用的标准和程序；
 - (iii) 酌情用于结构、部件、管道系统和其他物项设计的设计标准；
 - (iv) 在设计装置时被视为常规厂房设计最低要求的标准和程序。
- (c) 结构、设备及配电系统（如管道、电缆槽、通风管道）。
- (d) 内部和外部事件的概率安全评定（若实施）。
- (e) 就现有装置而言，须提供在运行前期间进行的结构、系统和部件抗震鉴定试验的结果及报告的数据及资料，包括相关视察、维护、不合格报告及纠正行动报告的任何现有资料。对于新的装置，抗震鉴定试验的规范（如必要的响应谱）可能就足够了。
- (f) 关于现有装置，质量保证和质量控制文件，特别强调材料、几何形状和配置的竣工条件（用于评定建造、制造、装配和调试期间的改造），包括不符合项报告和纠正行动报告。应当评定数据的准确性。

地震安全评价中包含结构、系统和部件特定文件

4.3. 应当收集以下关于装置原始设计的特定信息，特别是关于地震安全评价中包括的结构、系统和部件的信息：

- (a) 系统设计：
 - (i) 系统说明文件；
 - (ii) 安全、质量和地震分类；
 - (iii) 设计报告；
 - (iv) 确认系统的功能；

- (v) 系统仪器仪表和控制，包括一般概念，设备的类型以及设备的安装方式。
- (b) 岩土工程设计：
 - (i) 开挖、结构性回填和地基控制（例如沉降、隆起和排水）；
 - (ii) 建造挡土墙、地基、地下构筑物、护堤或人工斜坡；
 - (iii) 土壤—地基—结构故障模式 and 设计能力（例如，估计沉降、滑动、倾覆、抬升、液化）。
- (c) 结构设计：
 - (i) 所有相关结构的结构分析报告；
 - (ii) 结构图纸（如结构钢、钢筋和/或预应力混凝土），最好是现有装置的竣工文件；
 - (iii) 材料特性（指定数据和试验数据）；
 - (iv) 典型细节（如连接）。
- (d) 部件设计：
 - (i) 抗震分析和设计程序；
 - (ii) 抗震鉴定程序，包括试验规范和试验报告；
 - (iii) 所使用的典型锚固规范和类型；
 - (iv) 压力分析报告；
 - (v) 运行前试验报告（如有）。
- (e) 配电系统设计（如管道、电缆槽、电缆导管、通风管道）：
 - (i) 系统说明文件；
 - (ii) 管道和仪器仪表图；
 - (iii) 管道及其支架的布置图和设计图；
 - (iv) 电缆槽和电缆导管及其支架的示意图；
 - (v) 通风管道及其支架的示意图；
 - (vi) 设计报告，包括应力分析报告（如有）。

- (f) 服务和装卸设备²⁷：
 - (i) 主辅起重机、单轨起重机和起重机；
 - (ii) 燃料装卸设备。

抗震设计基准

4.4. 为了进行地震安全评价，应当很好地理解用于设计的地震输入的代表。应当确定场址评价研究期间进行的地震危害评定文件与最终采用的设计基准值之间的任何差异。这些信息对于确定参考级地震至关重要，参考级地震将用于地震安全评价。在这方面，应当涵盖以下方面：

- (a) 用于结构、系统和部件设计和鉴定的设计基准地震规范（见SSG-67[8]）。
- (b) 以弹性地面响应谱、加速度时程或功率谱密度等其他描述符表示的特定场址自由场址面运动参数。
- (c) 代表对地震危害贡献最大地震的地震学参数，如强震的震级、距离和持续时间。
- (d) 如果某些结构是按照设计规则设计的，其设计谱隐含地减少了非弹性行为，则应当得出相应的弹性地面响应谱，以便与通常用于确定地震安全评价参考级地震的弹性地面响应谱进行比较。

土壤—结构相互作用，结构建模和结构内响应细节

4.5. 关于设计中使用的土壤—结构相互作用分析、建模技术和结构响应分析技术的信息应当收集如下：

- (a) 土壤—结构相互作用参数：
 - (i) 为应用地震输入地面移动而选择的位置，例如完工坡度、地基垫层或基岩层顶部的自由场址表面（通常称为“控制点位置”）；

²⁷ 虽然有些维护和装卸设备与非安全相关，但可能需要对其进行评定，以分析和研究运行和存储配置中的相互作用影响。

- (ii) 抗震鉴定程序，包括试验规范和试验报告，适用于地面上每个厂房或结构的土壤剖面特性，包括用于场址特定响应分析的土壤刚度和阻尼特性、地下水位变化的信息以及应力相关特性的考虑；
 - (iii) 用于说明土壤特性不确定性的方法和土壤—结构相互作用分析技术，例如最佳估计、下限和上限土壤剖面三种分析的包络；
 - (iv) 输入运动定义中地震波现象的适用性和考虑，包括地震输入运动的定义，通常是垂直传播的剪切波、相干性和波道效应。
- (b) 建模技术：
- (i) 用于计算结构地震响应和结构内响应谱（如楼层响应谱）的建模技术和分析方法；
 - (ii) 材料和系统阻尼、模态阻尼的截止和阻尼的频率依赖性；
 - (iii) 考虑到设计阶段假定的非弹性行为，以及在建造期间实施。
- (c) 结构分析和响应参数：
- (i) 一阶段或两阶段分析，使用土壤和结构的耦合模式或子结构模式。
 - (ii) 土壤地基系统的表征（例如，通过阻抗或传递函数）。
 - (iii) 部件和结构的等效静力分析。
 - (iv) 部件和结构的动态分析。
 - (v) 固有频率和模态形状，如有。
 - (vi) 结构响应的输出（如结构内力和力矩、结构内加速度、变形、位移）。
 - (vii) 地基响应，包括滑动或隆起等整体行为。
 - (viii) 结构内响应谱的计算（如楼层响应谱），包括以下内容：
 - 设备的阻尼；
 - 如果使用了包络和扩大标准。

现有核装置补充数据和调查

当前（现状）数据和信息

4.6. 对于现有核装置，按照第 4.2—4.5 段的建议，在尽可能多地收集关于原始设计基准的数据之后，应当确定装置的当前状态和条件（即现状工况）。此类数据的收集应当涵盖那些选定的结构、系统和部件，这些结构、系统和部件将被考虑在地震安全评价范围内，并且对系统性能有直接影响或间接影响，例如通过将地震运动从一个位置传递到另一个位置，或者通过在地震引发故障的情况下影响与安全相关的结构、系统和部件。现状工况应当适当反映装置在其整个运行寿命期间老化的影响以及任何即将进行的实物或运行改造，以便在地震安全评价中考虑这些影响和改造。当适用时，应当根据感兴趣的参数（如混凝土强度）收集足够数量的样品，以充分定义可变性（如平均值和标准偏差）。

4.7. 如果核装置已经按照原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-25 号《核电厂定期安全评审》[19]建议接受了定期安全评审，则应当提供这些评审的报告，用于地震安全评价。

4.8. 如果核装置的营运组织已经实施了老化管理计划（见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-48 号《核电厂的老化管理和长期运行计划的制定》[20]），则该计划确定现状的任何输出（如状况评定、定期视察报告）都应用于地震安全评价。如果一些结构、系统和部件（如活动设备）不在老化管理计划范围内，而是在其他计划范围内（如维护有效性监控），则还应当提供相关文件用于地震安全评价。

4.9. 应对所有可用的竣工和运行前文件（如报告、图纸、照片、胶片记录、无损检验报告）进行严格评审。为此，应当进行初步筛选，以确认记录的数据并获取新的更新信息。在巡视过程中，应当收集并记录核装置寿命期间进行的任何重大改造、升级和/或维修措施的数据，包括任何老化影响报告。应当由抗震能力评价专家判断需要进行多显著程度的改造才能对装置的地震响应和能力产生影响。

4.10. 应当特别注意与以下方面相关的建造和/或装配的要求、程序和不符合报告：

- (a) 斜坡、挖掘和回填；
- (b) 供视察的结构、系统和部件无法进入；
- (c) 现场布线物项（如管道、埋地管道、电缆槽、导管、油管）；
- (d) 装置与非安全相关的物项（如砖石墙、屏蔽块、房间加热器、饮用水管、灭火管、假天花板）；
- (e) 部件之间的间隔距离或间隙；
- (f) 实地试验物项；
- (g) 锚地。

底土资料与地震经验的调查

4.11. 为了进行可靠和现实的场址特定地震响应分析，应当获得关于土壤和岩石剖面的静态和动态材料特性的数据。对于现有装置，如果这些数据是在早期阶段（例如在设计阶段）获得的，则应当根据当前方法对其进行充分性评审。在这方面应当考虑到以下几点：

- (a) 应当提供适当范围的静态特性和动态特性，以说明场址特定的岩土工程特征及其可变性，供地震安全评价使用。
- (b) 对于地面材料，应当提供密度和低应力特性（通常是压缩和剪切波速的场址测量）、三轴静态特性的实验室测量，如果可能，还应当提供动态特性和材料阻尼比。
- (d) 应当提供动态剪切模量值和阻尼值随应力水平的增加以及作为深度函数的变化情况。如果研磨材料与一般分类适当相关，研磨材料特性的应力相关变化可以基于一般数据。
- (e) 对于坚硬的岩层，通常可以忽略应力水平增加时特性的变化。

在运行核装置时，可能很难进行土壤调查活动。在这种情况下，应当尽可能多地收集数据，但在收集数据时可能需要作出判断。然而，应当尽可能避免用判断代替实物数据。

4.12. 应当获得关于本地地下水位位置及其在典型年份变化的信息。

4.13. 对于场址调查、设计和建造的各个阶段，其他数据可能来自非典型来源，如运行人员或其他人记录的照片、笔记和观察结果。这些数据应当根据其来源和记录方法进行评价。应当尽可能按照 NS-G-3.6[9]提供的建议收集此类数据。

4.14. 应当获得与处置或该地区其他工业装置的实际地震经验相关的所有可用信息。应当特别注意地震引发的现象，如滑坡、液化、大坝溃坝导致的河流洪水和海啸导致的沿海洪水。

建筑结构资料的调查

4.15. 用于建造核装置安全相关结构的混凝土级别应当根据现有装置特定试验和混凝土行业标准进行核实。可以使用破坏性和非破坏性试验方法。²⁸ 收集的原样数据 — 而不是标称设计数据 — 应用于进一步的分析和能力评价。如果与设计值有重大偏差，应当调查这种偏差的原因及其后果。

4.16. 在评定中应当使用钢筋的实际材料性能。材料特性应当可从现有试验数据中获得。如果没有，应当使用可靠的破坏性和非破坏性试验方法。关于钢筋的信息应当包括机械特性和细节（例如，钢筋的尺寸、位置、几何特征、混凝土覆盖层、钢筋之间的距离）。为了评价结构的整体承载力，应当评价所有显著承重构件的性能。钢筋细节可能很重要的其他示例包括大型构件的贯穿和锚固。

4.17. 虽然老化的影响通常是分开估计的，但在地震安全评价中，对混凝土厂房的调查至少应当包括对裂缝、侵蚀和腐蚀的影响以及表面损坏的目视检验，碳化程度、混凝土覆盖层厚度、钢筋束的当前预应力以及地基由于例如地下水中的氯化物或其他腐蚀性污染物而退化的程度。

4.18. 应当进行样品测量，以核实所选结构构件的几何特征。收集的样品数量应当具有统计学意义，以便准确计算样品统计数据（如样品平均值、样品标准偏差）。

²⁸ 单靠非破坏性方法通常不足以可靠地确定混凝土强度。

4.19. 地震安全评价一个重要因素是核实真实的非地震负载（如活负载和恒负载），并可能对地震安全评价中使用的地震负载以外的负载进行新的评定。通常，现状工况下的活负载和恒负载都与原始设计中使用的负载不同。应当仔细检验并记录偏差。

管道和设备数据的调查

4.20. 如果管道、设备及其支撑结构系统的设计信息不足或不可用，应当进行分析和/或试验，以确定其动态特征和行为。有代表性的样品可能就足够了。

5. 以核电厂为主的核装置地震安全的评价

地震危害的评定

地震危害评定方法

5.1. 最好使用场址特定危害分析来表征地震危害和地震安全评价参考级地震（见第 2.22 段）。地震危害评定可以使用概率或确定性方法或两者的组合来进行。地震概率安全评定应当采用概率方法。确定性方法或确定性方法和概率方法的组合可用于基于抗震裕度评定和概率安全评定的抗震裕度评定。

5.2. 概率地震危害分析应当包括区域地震构造模式内所有震源在装置场址产生的地面移动的概率表征（见 SSG-9（Rev.1）[7]）。应当针对满足监管要求和实现地震安全评价目标所需的年频率范围进行地面移动表征。应对参考级地震的概率地震危害分析结果进行分解，以确定对危害贡献最大的主要震源。

5.3. 确定性地震风险分析应当包括确定区域地震构造模式中的主要震源能够在装置场址产生的地面移动。确定地面移动时，应当考虑每个震源的潜在最大震级、与场址最近的相关距离，以及适当的高置信水平，以说明由于震源模式、地面移动预测模式和场址条件中的认知不确定性和随机可变性而导致的可变性（见 SSG-9（Rev.1）[7]）。确定性地震危害分析中的主要震源应当通过仔细评审地震构造模式来确定，如 SSG-9（Rev.1）[7]所建议在缺乏来自概率地震危害分析的解聚数据的情况下。

5.4. 对于不同的地面移动参数和其他地震危害，主要震源可能不相同（见第 2.19 段）。对于位于低至中地震活动区域的场址，低频地面移动通常由远处的高震级震源主导，而高频地面移动通常由扩散地震活动主导，即由附近的中震级震源主导。岩土工程破坏主要是由低频地面移动引起的，而伴随现象危害的主要来源是特定现象。

参考级地震的发展

5.5. 参考级地震是地震危害的认识，应当在这种认识下明确评定为地震安全评价而确定的结构、系统和部件的响应和能力。参考级地震对于地震安全评价中的技术一致性是必要的，考虑到几个重要的动力响应参数取决于地震激发水平，包括：

- (a) 阻尼，取决于混凝土结构中震动引起的开裂和金属结构中滑移或其他连接变形的程度；
- (b) 岩土材料特性和实物完整性，随着震动程度的增加而退化；
- (c) 发生岩土工程破坏的可能性，其表征对于评定场址的地质稳定性是必要的（见第 2.19 (a) 段），这通常取决于震动程度。

5.6. 应当使用表征场址水平和垂直地面移动分量的响应谱来定义振动地面移动危害的参考级地震。对于其他地震引发的危害（如断层位移），如果这些危害不能根据第 5.11 段进行筛选，则应当根据特定情况制定参考参数。

振动地面移动的表征

5.7. 对于抗震裕度评定和基于抗震裕度评定概率安全评定，参考级地震可根据几个标准设定，并且应当符合地震安全评价目标（见第 3.6 段和第 3.8 段）和可用的危害评定信息。这些标准包括：

- (a) 原设计基准地震的比例谱；
- (b) 影响该装置的地震的比例谱或加宽谱；
- (c) 一般谱或一组谱（例如用于标准设计的认证）；
- (d) 针对特定地震假想方案的按比例划分的场址特定谱；
- (e) 场址特定谱用于超越规定的特定统一危害；
- (f) 监管机构确定的一般或场址特定谱。

5.8. 当参考级地震不是基于当前特定场址的危害评定时，如第 5.7 (a)-(c) 段，应当将相应的谱与场址特定确定性或统一概率危害谱（见第 5.1 段）进行比较，以了解在特定场址背景下核装置的地震安全裕度。

5.9. 对于地震概率安全评定，每个频率的参考级地震谱应设置为对地震风险贡献最大且具有可比性的谱加速度水平，并且具有可比但不一定相等的年超越概率。该确定可能涉及一个迭代过程。在地震概率安全评定的参考级地震中应当注意以下几点：

- (a) 选定的参考级地震谱形式应当导致计算的地震风险对选择地震概率安全评定的地面移动危害参数（如峰值地面加速度或选定频率的谱加速度）的敏感度较低。
- (b) 由于地面移动水平对地震风险的相对贡献只能在进行地震概率安全评定之前估计，因此应当在地震概率安全评定完成后确认（例如使用敏感性研究）基于这一估计的参考级地震的适当性，并在发现不适当时予以处理。

其他地震引发危害的表征

5.10. 其他地震引发危害的参考级地震参数只需针对那些在地震安全评价中无法从明确评定中筛选出来的危害进行表征（见 SSG-9 (Rev.1) [7]）。非振动地面移动危害和伴随现象（见第 2.19 段）应当针对每种危害和置信现象进行单独筛选。

5.11. 可以根据以下两个标准之一来筛选危害：

- (a) 置信度：在场址发生严重程度将挑战装置安全的屏蔽危害实际上是不可能的，或者与振动地面移动的参考级地震相比，其年发生概率太低（例如，由于核装置附近没有有能力的断层，断层位移危害被屏蔽，液化被屏蔽是因为土壤沉积物如此致密，地下水位如此之低，只有在振动地面移动非常高的情况下才会发生液化）。
- (b) 后果：由于实物特点或可靠的缓解措施（例如，上游大坝溃坝导致河流洪水，导致场址水位线上限升高，但不会挑战装置的外部洪水设计基准），所筛选危害的潜在发生对核装置的安全没有影响。

5.12. 对于无法筛除的非振动地震危害，应当根据特定危害确定抗震裕度评定和概率安全评定基于抗震裕度评定的参考参数，同时考虑参考级地震谱所采用的标准（见第 5.7 段）和危害评定方法（见第 5.1 段）。这些用于显式评定的参考参数与参考级地震谱具有逻辑对应关系，但不一定对应于与振动地面移动相同置信水平下的相同年超越概率。确定这些参数的选项包括：

- (a) 根据第 5.3 段和第 5.4 段使用确定性地震危害分析编写的地面移动参数。参考参数应当根据参考级地震谱按适当的幅度缩放。
- (b) 根据第 5.2 段和针对这些参数的预测方程²⁹，使用概率地震危害分析编写的地面移动参数。参考参数应当在适当的高置信水平下对应于类似于参考级地震谱的年超越概率，以说明岩土工程评价中的不确定性。
- (c) 利用岩土工程评价场址对振动运动参考级地震的响应而制定的地面移动参数（例如，利用参考级谱作为输入运动的边坡变形评价）。参考参数（如边坡位移）应对应于适当的高置信水平，以说明岩土工程评价中的不确定性。

5.13. 对于无法排除的非振动地震危害，应当使用概率地震危害分析确定地震概率安全评定的参考级地震参数（见第 5.2 段）。可通过直接预测（见第 5.12 (b) 段）或间接预测（见第 5.12 (c) 段）来确定感兴趣的年超越频率范围内的地面移动参数。在任何情况下，认知不确定性和偶然可变性都应当纳入每种危害的分析方法中。参考参数至少应当对应于类似于参考级地震谱的年超越概率。然而，由于与岩土故障模式相关的强非线性及其可能导致整个场址的陡边效应，特别是在参考级以上，应当明确用于制定与相应结构、系统和部件故障相关的脆弱性函数。

5.14. 对于无法根据第 5.11 段筛选出的伴随现象。参考级地震参数应当根据特定情况确定。这些现象可能是由地下性质明显不同或远离核装置场址发生的地震地面移动引发的，它们与该场址参考级地震地面移动的相关性需要特定评定。

²⁹ 特别是在参考级以上，应当明确用于制定与相应结构、系统和部件故障相关的脆弱性函数。

所有地震安全评定方法一般实施导则

地震安全评价的范围

5.15. 由系统工程师、运行人员和抗震能力工程师组成的专家小组应当共同确定地震安全评价范围。典型评价小组应当由 3—5 名成员组成。³⁰ 第 5.16—5.19 段描述了确定地震安全评价范围的 4 个步骤。对于抗震裕度评定、基于抗震裕度评定概率安全评定和地震概率安全评定，这些步骤基本相同，只是在实施细节上有所不同（见第 5.38—5.65 段）。

5.16. 确定地震安全评价范围的第 1 步应当是确定要履行的安全功能，以便在核装置遭受地震时控制事故的进展或缓解事故的后果，达到可接受的最终状态。这些安全功能和可接受的最终状态应当符合监管框架和原子能机构对核装置的相关安全要求。³¹

5.17. 确定地震安全评价范围的第 2 步应当是就下列方面达成一致意见：

- (a) 地震发生时应当考虑的核装置初始条件。建立这些初始条件包括，例如，(i) 定义装置要考虑的运行模式；(ii) 界定什么构成装置系统及其部件的正常运行工况；及 (iii) 确定地震引发的异常工况（例如场外电力丧失、少量冷却剂丧失事故）是否可能被触发，并应当被视为与地震引发的震动同时发生或在地震引发的震动之后发生。
- (b) 在达到可接受的最终状态时，与安全相关的功能和相应系统的定义。抗震裕度评定方法侧重于定义功能和系统的子集，这些功能和系统是实现确定数量的成功路径（通常是两个）到可接受的最终状态所必需的。基于抗震裕度评定概率安全评定和地震概率安全评定方法具有更广泛的关注点，包括其故障可能导致事故发展到不可接受的最终状态的功能和系统。
- (c) 设备记入地震安全的运行人员行动评价。应当在应急程序中规定这些行动。

³⁰ 评价小组的甄选过程见参考文献[10]。预计该小组将由核装置的工作人员和顾问组成。

³¹ 对于核电厂，SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 4 列出了以下基本安全功能：(i) 控制反应性；(ii) 从反应堆和燃料库中移除热量；及 (iii) 限制放射性物质、屏蔽辐射及控制计划的放射性排放，以及限制意外的放射性排放。

- (d) 任何与非安全相关的应急响应和缓解系统的可用性和考虑情况。这些系统包括移动替代存储在场址的资源（如水、压缩空气和电力供应），其定位和维护方式应当确保在假想紧急情况下需要时能够正常工作并易于获取。
- (e) 外部援助的提供情况和考虑到的情况。援助的类型、响应时间和获得外部援助的条件应当在安全程序中确定，并与监管机构商定。

5.18. 确定地震安全评价范围的第 3 步应当是准备一份用于抗震能力评价的选定结构、系统和部件³² 清单。第 5.20—5.22 段提供了关于这一进程的建议。

5.19. 确定地震安全评价范围的第 4 步也是最后一步应当是进行抗震评价巡视（见第 5.23—5.33 段）。对于新的核装置，可以用虚拟评审³³（在可行的范围内）代替巡视，然后在装置建造完成后进行确认巡视。

选定的结构、系统和部件清单的准备

5.20. 选定的结构、系统和部件清单应当由多学科专家小组共同准备，并通过系统巡视进行确认（见第 5.21 段）。下列结构、系统和部件应当列入清单：

- (a) 第 5.17 (b) 段所述安全相关系统所需的结构、系统和部件。履行其安全功能。这些结构、系统和部件不限于前线和支撑安全系统，还包括仪器仪表和控制设备、电缆槽、非能动元件和其他配电系统。
- (b) 地震引起的响应或损坏可能对一个或多个其他结构、系统和部件造成实物影响（例如通过坠落、撞击、火灾、水淹或喷淋）并干扰这些其他结构、系统和部件履行其安全功能能力的结构、系统和部件。
- (c) 地震引起的损坏可能妨碍第 5.17 (c) 段所述运行人员行动的结构、系统和部件。（例如，对运行人员造成身体伤害，阻止他们进或出，或阻止他们使用采取行动所需的工具）。

³² 在本“安全导则”，“选定的结构、系统和部件”术语是指在抗震裕度评定或地震概率安全评定中感兴趣的结构、系统和部件。在其他文献中，术语“安全关闭设备清单”和“地震设备清单”是常用的，但“选定的结构、系统和部件”意味着比设备更广泛的含义。

³³ 虚拟评审是对核装置三维模式的评审。

- (d) 地震后应急程序所需的结构、系统和部件被认为达到了可接受的最终状态，例如第 5.17 (d) 段所述的缓解系统。
- (e) 地震引起的破坏可能妨碍抵达的结构、系统和部件，或第 5.17 (e) 段所述外部援助的部署。
- (f) 容纳或支持已识别的结构、系统和部件的构筑物。
- (g) 从地震安全角度来看，代表装置独特特点的结构、系统和部件（例如，与第 5.14 段所述置信和随之而来的现象相关的结构、系统和部件）。
- (h) 在确定的设计扩展工况下所需的结构、系统和部件，如果以上尚未包括的话。

5.21. 应当对现有核装置进行系统巡视（见参考文献[10]）。对于新的装置，可用设计的虚拟评审应当在可行的范围内执行。系统巡视应当具有以下目标：

- (a) 与建成的系统配置相比，确认所选结构、系统和部件清单的完整性和一致性；
- (b) 使抗震能力工程师熟悉结构、系统和部件的竣工配置、条件和明显的抗震能力或脆弱性；
- (c) 调查周围地区，以确定地震引发的与选定的结构、系统和部件相互作用的潜在来源；
- (d) 确保可信的运行人员行进路径符合电厂运行程序；
- (e) 根据其置信度及其故障的后果，核实用于判断将要素纳入或筛除在地震安全评价范围之外的潜在假设（见第 5.11 段）。

5.22. 选定的结构、系统和部件清单应当包括属于核装置可接受最终状态的成功路径或逻辑树模式的所有结构、系统和部件。如果定性评审表明，该清单中的几个结构、系统和部件具有 (a) 显著低的抗震能力，应当假定其在地震中失效；或 (b) 显著高的抗震能力，并可假定其在地震中坚固耐用³⁴，则可从明确的抗震能力评价中删除。这些筛选决定应当

³⁴ 可假定为抗震坚固的结构、系统和部件的抗震能力大大超过了可能导致核装置风险的阈值。这种能力有时被称为“筛选级能力”。这些结构、系统和部件不需要显式评定。然而，抗震坚固的结构、系统和部件需要保留在电厂响应逻辑模式中，并分配名义上的高能力，而不是从逻辑模式中完全移除。

通过抗震评价巡视中的观察来确认（见第 5.23 段）。选定的结构、系统和部件清单应当在巡视期间进行完善，并作为巡视文件的一部分最终确定（见第 5.33 段）。

抗震评价巡视

5.23. 抗震评价巡视是抗震裕度评定和地震概率安全评定方法中地震安全评价最重要的组成部分之一。在抗震裕度评定的背景下，它们通常被称为“抗震能力巡视”，在地震概率安全评定的背景下，它们被称为“地震脆弱性巡视”。对于尚未建造的新的核装置设计，应当在建造完成是为了核实竣工条件和设计条件之间的一致性，这些条件在虚拟评审的基础上用于地震安全评价（见第 5.19 段）并观察任何装置或场址特定特点。重要的是，用于地震安全评价所有设计特点都要在竣工装置中进行核实，并解决任何偏差，以使评价有效。最终的安全分析报告应当根据监管要求（见 SSG-61[12]）纳入地震安全评价任何更新。

5.24. 抗震评价巡视小组应当包括合格的抗震能力工程师、至少一名系统工程师和设施支持人员（如维护、运行、系统或工程支持）。抗震能力工程师应当具备足够的地震分析、设计和鉴定经验，以抵抗正常运行、事故和外部事件产生的地震和其他负载。一名团队成员应当熟悉正在巡视的结构、系统和部件的设计和运行。

5.25. 应当在第 5.17 段规定的条件下，确定巡视的范围，以满足所选安全评定方法的需要。抗震评价巡视的目的通常包括以下几点：

- (a) 收集可用于完善选定的结构、系统和部件清单的信息；
- (b) 观察和记录清单所列选定的结构、系统和部件目前的竣工状况；
- (c) 核实根据极低或极高抗震能力对结构、系统和部件进行的筛选；
- (d) 确定这些结构、系统和部件的条件，或其锚固或配置条件（例如已知或疑似易受地震影响的细节），以便在评定其抗震能力时加以考虑；
- (e) 确定这些结构、系统和部件的条件，或其锚固或配置条件（例如已知或疑似易受地震影响的细节），以便在评定其抗震能力时加以考虑；
- (f) 收集抗震能力评价中可能需要的关键数据，如尺寸；

- (g) 确定其故障可能导致以前未发现的地震空间相互作用的结构、系统和部件（见第 5.20 (b)、(c) 和 (e) 段），并收集必要信息以确定其相关故障模式、故障后果和受影响的结构、系统和部件；
- (h) 识别和报告核装置营运组织可以轻松处理的“地震内务管理”事项，以减少明显的脆弱性，如临时或“留在原地”的设备可能导致地震相互作用（如脚手架、梯子、手推车）、紧固件丢失、灯具不安全和存放物项不受限制。

5.26. 抗震评价巡视过程应当包括准备活动、初步巡视、巡视计划和巡视导则的制定、详细抗震评价巡视的执行、巡视后活动和文件的准备。

5.27. 抗震评价巡视的准备活动应当为以下目的进行：

- (a) 通过评审系统图、布局图和其他图纸、以前的抗震评价和以前巡视的文件，使巡视小组熟悉核装置；
- (b) 为选定的结构、系统和部件建立一个数据库，其中包含巡视前可用的数据，以后将用巡视期间收集的数据填充该数据库；
- (c) 评审选定的结构、系统和部件清单的完整性；
- (d) 按类型和位置对清单上选定的结构、系统和部件进行分类；
- (e) 确定有特殊出入需要和/或安全和防护措施的结构、系统和部件和区域；
- (f) 为初步演练确定选定的结构、系统和部件国家和地区（见第 5.28 段）；
- (g) 确定巡视小组的任何出入和培训需求。

5.28. 初步演练的目的是让巡视小组熟悉核装置的关键区域及其结构、系统和部件的一般配置和建造质量，以促进巡视计划的制定。演练团队的主要成员应当参与初步演练。它们应当侧重于观察不需要特别通道的结构、系统和部件，确认准备活动期间获得的信息（见第 5.27 段）与竣工条件的一致性，并确定准备活动中以前没有确定的类似结构、系统和部件的任何通道需求和考虑因素。

5.29. 在巡视之前，应当准备一份详细的巡视计划和时间表，并与核装置营运组织分享。巡视计划应当指定以下内容：

- (a) 选定的结构、系统和部件清单、它们在布局图上的位置、它们按结构、系统和部件类型和一般位置进行的分类，以及将进行的典型观测活动的说明；
- (b) 类似的结构、系统和部件清单，确定详细巡视的主要物项和确认巡检的其他物项³⁵（见第 5.31 段）；
- (c) 各种结构、系统和部件级别的巡视和巡检所需的估计时间；
- (d) 需要特别进入的结构、系统和部件清单和要求装置人员提供的支持（例如，切断正在运行的设备的电源以检验内部结构，打开设备外壳以观察锚固情况，批准进入高水平辐射或污染严重的区域，在陪同下进入高度安保区域）；
- (e) 将对配电系统和运行人员行进路线进行巡视的装置区域；
- (f) 巡视小组的主要成员，他们的出入需要和培训证书；
- (g) 为巡视小组成员采取必要的安全和防护措施。

5.30. 在进行抗震评价巡视之前，应当准备特定的导则，并与巡视小组的抗震能力工程师分享和评审。本“安全导则”的目标应当是最大限度地保持多次巡视的一致性，并提高为后续评定收集的数据的质量。本“安全导则”应当包括以下内容：

- (a) 能力筛选和分级标准³⁶；
- (b) 针对典型的结构、系统和部件类型的特定行动分类（例如，核实蓄电池是否受到垂直约束）；
- (c) 针对特定结构、系统和部件的行动，通常是通过准备活动和初步演练（例如，测量特定厂房界面上的竣工距离）；
- (d) 对类似部件进行巡检评审的行动；

³⁵ 巡检是一种简短、非详细的巡视，文件不太广泛，例如，为了确认一个结构、系统和部件与已经被巡视覆盖的另一个结构、系统和部件相似，并且它没有潜在的空间相互作用问题。

³⁶ 能力级别包括根据抗震评价巡视为每个结构、系统和部件分配一个定性级别，以便在随后的抗震评价中优先分配技术工作。非典型级别系统包括五个级别：低（地震不足）、中（可能由结构、系统和部件设计外部的故障决定，例如与锚固或相互作用相关）、高（可能由结构、系统和部件设计的故障决定）、坚固（非常高的抗震能力）和未知（需要额外评审）。

- (e) 评定空间相互作用问题（主要是坠落危害³⁷和撞击危害³⁸）的标准，以及确定有待评审的已知或可疑问题；
- (f) 评定地震引起的火灾和水淹相互作用问题的标准，以及确定有待检验的已知或可疑问题；
- (g) 基于区域和基于抽样的巡视程序（例如配电系统）；
- (h) 运行人员巡视路径的巡视程序；
- (i) 在过程中完善选定的结构、系统和部件清单，以便在最终清单中增加或删除结构、系统和部件的程序；
- (j) 关于适用的岩土工程故障模式的信息收集程序（例如，评定液化沉降的测量方法管道运行的能力）；
- (k) 文件说明。

本“安全导则”的附录提供了针对不同类型结构、系统和部件的地震故障模式考虑因素，应对其进行评审，并将其用于抗震评价巡视和后续抗震能力评价。

5.31. 详细的抗震评价巡视应当在可行的范围内评审所有选定的结构、系统和部件。抗震能力工程师应当评定结构、系统和部件的建造和抗震健稳性，其支撑结构和锚固，可能对其产生影响的空间和其他地震相互作用的可信来源的潜在后果，以及由结构、系统和部件故障导致的地震引发的火灾、水淹或喷淋的可能性和后果。对于无法进入或限制进入位置的结构、系统和部件的评审，可以使用现有的补充信息（见第 5.32 段）。对于相似结构、系统和部件组，可能会对一个主要物项进行详细评审，然后对其他物项进行不太详细的巡检，以确认它们的相似性，并记录与抗震能力评价相关的任何差异。对于具有大量相似物项（例如，本地仪器仪表、非能动元件）的结构、系统和部件类别，可以在采样的基础上进行巡检。对于配电系统，可以在感兴趣区域的采样基础上执行巡视。感兴趣的区域应当由系统工程师确定，并应当代表抗震能力评价的竣工配置。

³⁷ 坠落危害的一个常见示例是位于选定的结构、系统和部件旁边的砖石墙倒塌。

³⁸ 撞击危害的一个常见示例是相邻的结构、系统和部件或碎片对装有共振敏感设备的电气柜的撞击。

5.32. 巡视后活动应当包括无法在现场执行的任何行动，如评审照片、建造记录和其他文件，以确定无法接近的结构、系统和部件，结构、系统和部件的内部构件，结构、系统和部件锚固或结构、系统和部件地震负载路径到结构的文件（如被活动地板遮挡）。然而，巡视结果应当尽可能基于实地观察。应当在巡视文件中确定这些巡视后活动。

5.33. 抗震评价巡视应当作为地震安全评价重要产出进行适当的文件记录。文件应当包括以下内容：

- (a) 巡视计划（见第 5.29 (a)–(d) 段）和执行活动概要；
- (b) 选定的结构、系统和部件的最终清单（包括取消或在巡视的基础上增加结构、系统和部件的正当性）；
- (c) 与选定的结构、系统和部件的抗震能力评价相关的主要调查结果和建议的摘要；
- (d) 为所有结构、系统和部件收集的抗震评价数据。这些数据通常以模板形式输入每个结构、系统和部件类别，并应用于结构、系统和部件数据库（见第 5.27 (b) 段）。

对第 4 级纵深防御抗震能力考虑

5.34. 要求装置的设计和现状工况提供足够的抗震裕度，以 (a) 保护安全重要物项并避免陡边效应；以及 (b) 保护最终必要的物项，以防止早期放射性排放或大量放射性排放，如果自然灾害发生的级别超过设计考虑的级别（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 要求 17、SSR-3[5] 要求 19 和 SSR-4[6] 要求 16）。

5.35. 第 4 级纵深防御概念对应于缓解严重事故和防止大量排放。要评定足够抗震裕度的选定结构、系统和部件清单应当包括执行与设计扩展工况相关的缓解功能所需的物项。例如，该清单应当包括用于保护安全壳系统（对于有这种系统的核装置）或防止大量排放的最后一个密封屏障（对于其他核装置）的物项。

5.36. 为了防止早期放射性排放或大量放射性排放，最小抗震裕度应当与安全壳或限制抗震性能目标一致（例如，新的核电反应堆设计的大型早期排放频率小于每年 10^{-6} 次，见 SSG-67[8]）。

5.37. 在对执行与设计扩展工况相关的缓解功能物项的足够裕度进行地震安全评价时，应当适当考虑抗震裕度估计的不确定性。

抗震裕度评定的实施

5.38. 抗震裕度评定方法应当包括以下步骤：

- (1) 甄选评价小组（见第 5.15 段）；
- (2) 参考级地震的选择（见第 5.5 段）；
- (3) 电厂熟悉和数据收集（见第 4 部分）；
- (4) 成功路径的选择（见第 5.17 (b) 段和第 5.39 段）和确定选定的结构、系统和部件清单（见第 5.18 段）；
- (5) 抗震评价巡视（见第 5.19 段）；
- (6) 确定结构、系统和部件的地震响应，作为抗震能力计算的输入；
- (7) 确定选定结构、系统和部件和装置的高置信低概率故障能力；
- (8) 核反应堆的特定考虑因素（见第 5.48 段和第 5.49 段）；
- (9) 同行评审（见第 8 部分）；
- (10) 文件的准备（见第 8 部分）。

5.39. 在为抗震裕度评定方法选择成功路径和结构、系统和部件时，应当考虑以下建议：

- (a) 可选择多种备选成功路径，以确保前线和支助系统的多样性和冗余性。在一些成员国，监管机构要求为一些装置选择至少两条成功路径。
- (b) 系统工程师应当制定候选成功路径，以达到可接受的最终状态（见第 5.16 段）³⁹，并听取运行人员的意见。不同的路径应当尽可能包括不同的运行序列和结构、系统和部件。

³⁹ 对于水冷核反应堆，从反应堆散热的基本安全功能（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 要求 4）达到可接受的最终状态，如第 5.16 段所述。涉及反应堆冷却剂压力的控制、反应堆冷却剂存量的控制和衰变热的去除。

- (c) 如果选择了多条成功路径，应当指定其中一条作为主要成功路径。主要成功路径应当是最容易证明高地震安全裕度的路径，并且应当与电厂设计手册、运行程序和应急响应程序一致。
- (d) 抗震能力工程师应当根据从系统巡视和以前的地震安全评价中获得的知识，对选定的结构、系统和部件的坚固性和地震脆弱性进行定性评定，从而支持确定成功路径并确定其优先次序。
- (e) 应当评审结构、系统和部件的非地震故障（例如随机故障或与维护相关的故障）和系统大修。应当尽可能避免使用依赖于具有高随机故障率的结构、系统和部件的成功路径。
- (f) 应当根据地震的共因性质评审和评定运行人员采取的行动。应当避免使用依赖于运行人员行动的成功路径，这些行动不能很有把握地执行（例如，由于行动的时间或持续时间、装置中的运行和应急程序，或人员压力水平增加或干扰其其他职责的可能性）。

地震响应的测定

5.40. 应当确定所选结构、系统和部件清单上的厂房和其他结构的地震响应，用于生成由每个结构支撑的结构、系统和部件的地震输入运动。这些地震响应也可能需要用于结构的抗震能力评价，如果其感兴趣的故障模式（见附录）不能根据第 5.22 段定性地筛选出抗震坚固。为了评价系统和部件的抗震能力，应当确定系统和部件的地震响应。

5.41. 结构、系统和部件对参考级地震的地震响应应当以高置信水平确定（例如，见参考文献[10]第 5.1.2.6 段）。结构分析的概率或确定性方法可以用来确定地震响应。概率方法使用以最佳估计为中心的参数值，并包括不确定性的显式处理。可接受的确定性方法应当包括保守规定，以说明不确定性的影响（例如，由于分析程序和参数值）以及与参考级地震地面移动⁴⁰相关的随机性来源，这些因素未包括在地震危害分析中。

⁴⁰ 现代概率地震危害分析纳入了地面移动随机性的大多数来源。一个常见的例外是由于地震部件与部件之间的可变性而产生的随机性。

5.42. 在确定厂房和其他结构的地震响应时，应当考虑以下建议：

- (a) 新的参考级地震地面移动的地震响应分析。以前地震响应分析结果的比例（如设计基准分析）以参考级与设计基准之比率为基准地震地面移动可能是合理的。考虑缩放适用于岩石场址，其中结构的设计基准是模式被认为是线性的和中值中心的设计基准和参考级的地震是足够相似的。
- (b) 对于振动地面移动输入，响应谱分析方法对于没有明显的土壤—结构相互作用的结构来说可能足够了效果。对于具有显著土壤—结构相互作用效应的结构，响应历史法（有时称为“时间历史法”）应当使用。对于预期的响应，可以适当地使用等效的线性或显式非线性方法。
- (c) 对于非振动地面移动输入（例如，对液化沉降或边坡变形的响应），准静态分析方法通常就足够了。

5.43. 在确定系统和部件的地震响应时，应当考虑以下建议：

- (a) 地震响应可以通过对参考级地震地面移动引起的系统或构件支承处地震输入运动的响应进行新的分析来确定，这种分析是通过以以前的地震输入运动进行缩放来确定的响应分析结果基于地震输入运动与系统或部件的比率，或通过物理试验。
- (b) 对于振动地面移动输入，系统或部件响应可以分析为与支撑结构模式耦合或不耦合。如果预期有显著的动态相互作用效应，应当使用耦合响应分析。
- (c) 对于非振动地面移动输入，准静态分析方法通常就足够了。

确定选定的结构、系统和部件和核装置的高置信低概率故障能力

5.44. 所选结构、系统和部件的抗震能力应当通过确定其高置信低概率故障能力来表征⁴¹。结构、系统和部件的高置信低概率故障能力表示为危害参数（如峰值地面加速度、频谱加速度）的函数，该参数对应于参

⁴¹ 抗震裕度评定的高置信低概率故障能力通常使用确定性分析方法确定，类似于遵循设计规则程序（例如保守确定性故障裕度法），而不是在抗震能力评价中明确传播不确定性。或者，可以使用概率脆弱性分析方法（例如变量隔离）明确确定高置信低概率故障能力。与地震概率安全评定相比，后一种方法很少用于抗震裕度评定。

考级地震地面移动下的比例因子⁴²，在参考级地震地面移动下，至少有95%的置信度为5%（或更低）的故障概率。或者，高置信低概率故障的能力可以用一个地震危害参数来表示，在这个参数下，预期的平均故障概率是1%或更低。⁴³

5.45. 高置信低概率故障能力应当由抗震能力工程师决定。对于每条成功路径所需的高置信低概率故障能力相对较低的结构、系统和部件，应当进行更详细的抗震能力评定。在不影响路径的高置信低概率故障能力的情况下，可以对每个成功路径中的其他结构、系统和部件执行更简化、保守、基于边界情况或筛选的能力评定。

5.46. 成功路径的高置信低概率故障能力应当被视为等于该路径中具有最低高置信低概率故障能力的结构、系统和部件的高置信低概率故障能力。应当考虑不止一条独立的成功路径。装置级高置信低概率故障能力应当被视为等于具有最高高置信低概率故障能力的成功路径的能力。

5.47. 应当报告装置和结构、系统和部件的参考级地震和高置信低概率故障能力。应当确定每条成功路径中的薄弱环节，以便考虑潜在的改进或其他行动（见第7部分）。

核电厂的注意事项

5.48. 应当确定核电厂安全壳和密封系统的抗震裕度。应当评审贯穿件、设备和人员舱口等特点，以及堆芯损坏引起的高温高压下结构之间的影响和安全壳性能等考虑因素。安全壳和密封系统中置信的潜在地震薄弱环节应当明确包括在成功路径高置信低概率故障能力确定中。或者，可以对内部始发事件进行二级概率安全评定（见原子能机构《安全标准丛书》第SSG-4号《核电厂二级概率安全评定的开发和应用》[21]），以评定安全壳对超设计基准地震的响应。⁴⁴

⁴² 将比例因子乘以参考级地震的峰值地面加速度或谱加速度，以获得高置信低概率故障能力。

⁴³ 当随机性和不确定性的标准偏差项相等时，高置信低概率故障能力恰好等于此参数的值。

⁴⁴ 二级概率安全评定的参考级地震可能与同一核电厂的一级概率安全评定所用的地震不同。

5.49. 在安全壳内进行详细的巡视以核实核电厂中的所有小管线是否能够承受参考级地震是资源密集型的，并且可能不切实际，因为 (a) 巡视小组面临辐射危害；以及 (b) 对拥挤空间中影响小线路的潜在地震空间相互作用进行详尽评审的挑战。作为一种实用的替代方案，可以通过确保任何成功路径能够同时承受场外电力丧失和安全壳内冷却剂事故的少量损失来执行抗震裕度评定。或者，可以在取样的基础上核实小口径管线的完整性。

基于抗震裕度评定概率安全评定方法的实施

5.50. 基于抗震裕度评定概率安全评定方法应当包含与抗震裕度评定方法相同的大部分步骤（见第 5.38 段），但须作以下修改：

- (a) 成功路径的选择（步骤 4）应当由事故序列事件树和故障树分析取代；
- (b) 应当根据事故序列分析确定选定的结构、系统和部件清单（步骤 4）；
- (c) 应当以不同方式确定用于装置（步骤 7）的高置信低概率故障能力（见第 5.54 段）；
- (d) 应当包括人为错误和非地震随机故障。

5.51. 事故序列事件树和故障树逻辑模式应当按照地震概率安全评定方法开发（见第 5.56 段和第 5.57 段）。

5.52. 选定的结构、系统和部件清单应当以类似于地震概率安全评定方法中脆弱性评价的方式确定（见第 5.58 段）。

5.53. 所选结构、系统和部件的高置信低概率故障能力通常以类似于抗震裕度评定的方法确定。根据安全评定的预期最终产品，应当考虑以下改进：

- (a) 对结构、系统和部件的地震脆弱性进行保守偏置估计。这可以通过指定可变性的一般值或估计值来实现，并将其与高置信低概率故障能力相结合，以估计脆弱性函数。⁴⁵

⁴⁵ 在这种情况下，可变性的低偏差估计是保守的，因为脆弱性曲线锚定在低故障概率值，即高置信低概率故障能力点。

- (b) 制定详细的地震脆弱性（以类似于地震概率安全评定方法的方式，见第 5.62 段），以确定结构、系统和部件来控制装置级高置信低概率故障能力。

5.54. 装置级高置信低概率故障能力应当通过纳入所有可能导致不可接受的最终状态的最小割集来确定。可以使用以下两种方法之一来计算能力：

- (a) “最小—最大”方法：割集中的每个高置信低概率故障能力被视为等于割集中最高高置信低概率故障能力的能力。装置级高置信低概率故障能力被视为等于割集中的最低高置信低概率故障能力。⁴⁶
- (b) 显式量化方法：使用布尔与门，从割集组成部分的地震脆弱性（和非地震故障概率）中得出每个割集的估计脆弱性曲线。使用布尔或门从割集脆弱性推导出装置的估计脆弱性曲线。通过识别后一条脆弱性曲线上故障点的 1% 平均概率来计算装置级高置信低概率故障能力。

5.55. 应当报告参考级地震和装置级以及所有重要的割集高置信低概率故障能力。应当确定薄弱环节割集、相应的事件序列以及导致这些事件序列的结构、系统和部件的故障模式和高置信低概率故障能力，以考虑潜在的改进或其他措施（见第 7 部分）。如果制定了装置和薄弱环节割集的估计脆弱性曲线也应当报告。

地震概率安全评定的实施

5.56. 地震概率安全评定方法应当包含与抗震裕度评定方法相同的大部分步骤（见第 5.38 段），但须作以下修改：

- (a) 步骤 4 应当改为制定事件序列事件树和故障树逻辑模式，并确定选定的结构、系统和部件清单；
- (b) 应当增加对地震事件中运行人员行动的人的可靠性分析；
- (c) 步骤 7 应当由结构、系统和部件地震脆弱性评价和核装置地震风险量化取代。

⁴⁶ 最小—最大方法产生的估计比显式量化方法产生的更接近。

5.57. 事故序列逻辑模式应当包括对潜在地震始发事件的分析、考虑地震事件对结构、系统和部件影响的装置响应以及运行人员行动。成员国最常用的方法是用地震事件树来模拟事故序列，用故障树来模拟基本故障事件（见参考文献[10]如果核装置具有现有的内部事件概率安全评定逻辑模式，这通常是核电厂的监管要求，则地震事故序列逻辑模式应当通过修改内部事件逻辑模式来开发，以考虑内部事件概率安全评定中未包括的地震引发故障和始发事件。应当考虑以下因素：

- (a) 地震事件的共因性质对装置的结构、系统和部件和周围的基础设施造成同时的需求，并可能导致同时发生的故障，而这些故障的相关性应当在逻辑模式中。
- (b) 地震危害曲线所代表的地震地面移动从中等地震到非常大地震不等。核电厂抗震要求的概率分布导致堆芯和/或燃料损坏频率、大排放频率或早期排放频率或其他感兴趣的风险度量的分布，作为危害参数的函数。
- (c) 地震可能引起不适用于内部事件概率安全评定的始发事件。
- (d) 地震可能导致非能动结构、系统和部件的破坏，例如厂房和不包括在内部事件概率安全评定中的配电系统。
- (e) 地震可能导致地震相互作用故障（例如地震引起的火灾）。
- (f) 地震概率安全评定事故序列逻辑应当包括在达到可接受的最终状态所需时间内潜在的地震和潜在的非地震（例如随机）结构、系统和部件故障。

5.58. 系统逻辑模式⁴⁷，无论是新的还是从现有的内部事件概率安全评定逻辑模式修改而来的，都应当包括所有信用系统，这些系统被用来防止由于地震引发的始发事件而导致的事故发展到不可接受的最终状态（见 SSG-3（Rev.1）[14]）。现有的事故序列模式（如事件树）应当由地震概率安全评定特有的新模式（如直接导致不可接受的最终状态的主要结构故障）进行修改或补充。应当修改现有的系统可靠性模式（如故障树），以包括所有置信的地震引发和非地震故障模式，并在适用时包括置信的恢复行动（如运行人员干预、缓解系统）。应对基本事件之间的共因故障和脆弱性相关性进行建模。

⁴⁷ 对于核电厂，这种系统逻辑模式通常被称为“电厂响应模式”。

5.59. 为地震概率安全评定选择的结构、系统和部件清单应当包括其地震引发故障导致事故序列逻辑模式中基本事件的每个结构、系统和部件。这个清单通常比抗震裕度评定方法包含更多的结构、系统和部件，抗震裕度评定方法只需要足够的结构、系统和部件来实现有限数量的成功路径。对于脆弱性评价，应当通过排除第 5.22 段所述筛选出的结构、系统和部件来缩短选定结构、系统和部件的清单，指定它们名义上的高或低脆弱性。

5.60. 结构、系统和部件地震响应的确定通常应当应用第 5.40—5.43 段为抗震裕度评定提供的建议。然而，对于地震概率安全评定方法，除了为高置信低概率故障计算生成高置信度保守响应估计外，还应当描述地震响应的概率分布。应当使用输入参数（如材料特性）的中值中心值和相关可变性以及参考级地震地面移动水平一致的分析模式来进行这种表征。

5.61. 应当为选定结构、系统和部件清单上的物项绘制脆弱性曲线。脆弱性曲线应当描述以地震负载强度参数为条件的结构、系统和部件的故障概率。为每个结构、系统和部件评定的结构、系统和部件故障模式应当与系统逻辑模式中的基本事件有因果关系。地震烈度通常由地面移动参数（例如，峰值地面加速度）来表征，但是也可以由局部参数（例如，结构内加速度）来表征。每条脆弱性曲线所代表的可变性应当包括固有随机性和认知不确定性对相应结构、系统和部件条件故障概率的影响。

5.62. 地震脆弱性评价应当按照与结构、系统和部件风险显著性相适应的严格程度进行。以下三种方法代表了严格程度的提高：

- (a) 一般脆弱性曲线可用于对地震风险贡献可忽略不计的结构、系统和部件。这些可能包括根据第 5.22 段筛选出的结构、系统和部件的名义上低和名义上高的一般脆弱性。以及满足某些包含规则的其他结构、系统和部件的基于数据库（即不是特定于部件或装置的）的脆弱性。⁴⁸

⁴⁸ 需要在最终风险量化中确认指定的结构、系统和部件的一般脆弱性没有重大风险贡献，这可能需要改进迭代。

- (b) 可按照第 5.53 (a) 段所述制定基于能力的高置信低概率故障脆弱性。这些脆弱性应当充分针对特定的部件和装置以用于重大风险贡献者。不建议主要风险贡献者使用这些脆弱性。
- (c) 详细的脆弱性一包括结构、系统和部件的预期地震响应和能力，以及对不确定性和随机性造成的可变性的明确处理一可用于风险重大的结构、系统和部件。建议主要风险贡献者使用这些脆弱性。

5.63. 评定人为故障事件概率时，应当考虑到地震的独特挑战及其造成的破坏程度、压力水平的增加、真实和虚假故障警报的并发以及指示信号的潜在消失可能会影响人类的表现。SSG-3 (Rev.1) [14]提供了更多关于人的可靠性建模的建议，更多信息见参考文献[22]。

5.64. 风险量化应当通过结合结构、系统和部件脆弱性、最小割集布尔方程和感兴趣的地震烈度参数范围内的地震危害曲线来进行。根据第 5.54 (b) 段描述的方法，应当根据结构、系统和部件脆弱性、非地震故障率和人为故障率，在每个强度级别明确计算装置级脆弱性曲线。并使用完整的脆弱性曲线，而不是估计曲线。根据危害曲线，该脆弱性曲线应当与地震严重程度发生率相结合，计算不可接受性能的年频率。根据安全评价目标和监管要求，该年频率可确定为平均值的点估计值或概率分布。

5.65. 应当报告以下地震概率安全评定结果：

- (a) 不可接受的最终状态（如堆芯损坏、大量早期排放）的频率；
- (b) 系统逻辑模式所包括的主要地震始发事件和安全功能和/或缓解功能的说明；
- (c) 为所有国家编写地震脆弱性和非地震故障率清单及为运行人员行动制定的结构、系统和部件及人为错误概率；
- (d) 确定地震引发的重大危害事故序列故障和相关结构、系统和部件、非地震故障和运行人员行动，以促进对可能事故假想方案的理解和对潜在改进或其他行动的考虑（见第 7 部分）；
- (e) 确定装置级的脆弱性曲线、对地震风险影响最大的地震烈度范围以及任何潜在的陡边效应；

- (f) 如适用，确定对地震风险的影响可忽略不计的安全相关结构、系统和部件，以便在风险知情设计决策中进行潜在考虑（见第 7.2—7.4 段）；
- (g) 评定结果对主要建模假想敏感性；
- (h) 年频率的不确定性范围及其主要影响因素的确定。

6. 非核电厂核装置地震安全的评价

6.1. 本部分就非核电厂的各种核装置（见第 1.10 段）的地震安全评价提供指导。

6.2. 非核电厂核装置的地震安全评价应当以分级方法为基础。评价的目的是核实安全重要结构、系统和部件在发生地震时仍能履行其安全功能。

6.3. 评价非核电厂核装置应当遵循的方法与评价核电厂的方法基本相同，但是，每个装置的最终状态都是唯一的。在核电厂的情况下，要达到的最终状态通常是防止堆芯损坏（即安全关闭反应堆并从辐照燃料中去除余热）和不早期排放。对于核装置以外的核装置，要实现的示例性最终状态可以是燃料装卸设备中没有雾化污染物的泄漏。一旦定义了期望的最终状态，评定达到该最终状态的能力的方法应当在地震概率安全评定、基于抗震裕度评定概率安全评定或抗震裕度评定中进行选择，如本“安全导则”第 3 部分和第 5 部分所述。

核装置的地震危害分级

6.4. 出于地震安全评价目的，每个执行地震风险缓解功能的结构、系统和部件应当被分配到一个抗震级别，这是一个分层级别，表明其在缓解地震风险方面的重要性（见 SSG-67[8]第 3.31—3.40 段）。分配给结构、系统和部件的抗震级别是结构、系统和部件地震故障可能导致的有害辐

射和毒物影响（对工作人员、公众和环境）的严重程度的函数。⁴⁹ 在确定核装置的地震设计分级时，应当使用本“安全导则”附件或 SSG-67[8] 表 2 给出的框架。此外，本“安全导则”附件的表 A-1 提供了用于确定抗震设计分级的标准示例。

6.5. 应当采用类似的方法，根据核装置潜在的未减轻放射性排放对工作人员、公众和环境的风险，将核装置归入危害级别（见 SSG-9（Rev.1）[7]第 9 部分）。本“安全导则”附件表 A-1 提供了可能危害级别（高、中、低）的示例。

6.6. 在对核装置进行分类之前，应当进行保守的筛选过程。在这一过程中，假设该装置的全部放射性库存将由地震引发的事故排放。如果筛选表明不会对工作人员、公众或环境造成不可接受的后果，并且监管机构没有对相关核装置提出其他特定要求，则该装置可从地震安全评价中筛选出来。对于需要在受控条件下运行和/或维护的设备或储罐（如惰性手套箱、高放废物储罐），应当在筛选过程中考虑受控条件故障的可能后果（如火灾、爆炸）。即使在这种筛选之后，如果需要某种程度的地震安全评价，也可以使用工业设施的国家地震规则。

6.7. 如果筛选过程的结果表明，未缓解排放的后果是不可接受的，则应对核装置进行地震安全评价。为此，应当根据第 2.19—2.25 段提供的建议，确定场址的地震危害。安全评价的地震输入不应当小于自由场地或地基水平的峰值地面加速度 0.1g。

⁴⁹ 例如，在美国，发挥安全功能的结构、系统和部件被归入抗震级别，称为“抗震设计分级”，其依据是结构、系统和部件本身或与其他结构、系统和部件一起发生故障可能产生的完全缓解的后果（见附件）。考虑到对工作人员、公众和环境的影响。

非核电厂核装置地震安全的评价性能目标的选择

6.8. 性能目标代表了抗震级别中结构、系统和部件地震引发破坏的可接受计算平均年频率（见 SSG-67[8]第 3.31—3.40 段）。结构、系统和部件的故障与特定的故障模式和极限状态⁵⁰ 相关联。本“安全导则”附件表 A-2 提供了为不同抗震设计分级选择的性能目标示例。

6.9. 还应当为核装置确定一个性能目标，即由于地震危害（例如发生不可接受的放射性排放）而导致装置性能不可接受的最大平均年频率。

6.10. 核装置的总体性能（即故障年频率）是地震危害（危害曲线）与装置级脆弱性（每一级地震严重程度下不可接受的装置行为的条件概率）相结合的结果。装置级脆弱性由结构、系统和部件的抗震能力决定可以使用简单或更严格的方法从结构、系统和部件获得。⁵¹ 因此，适当定义装置内结构、系统和部件的抗震级别和性能目标应当允许满足为整个核装置选择的性能目标。

6.11. 根据第 SSG-67[8]第 7.4 段，用于设计的危害级别、设计达到的抗震裕度和抗震性能目标（在 SSG-67[8]称为“抗震性能目的”）之间存在相关性。在这种情况下，核装置的最小必要抗震裕度与装置的抗震设计基准和抗震性能目标相关。裕度可以被认为是性能目标的替代指标。

⁵⁰ “极限状态”是保持其预期安全功能的结构、系统和部件的极限可接受条件。例如，对于支撑安全级压力容器的柱，极限状态是柱因屈曲或倒塌而失去其承载能力的状态。对于具有需要可运行性安全功能的机械泵，极限状态是泵失去其可运行性的状态。

⁵¹ 在第 5 部分中描述了获得装置级脆弱性的各种方法。在确定性抗震裕度评定（最简单的方法）中，通常假设装置级的脆弱性可以仅从使装置达到安全状态并在特定时间内保持安全状态所需最弱的结构、系统和部件的抗震能力中推导出。

核装置的地震安全评价中实现选定性能目标分级方法

6.12. 应当使用分级方法来证明核装置达到了性能目标（见第 6.9 段）。地震安全评价严格程度应当从简单（低危害装置）到复杂（高危害装置），如下所示：

- (a) 对于低危害装置，选定的结构、系统和部件的抗震能力评价方法可根据国家实践和标准，以简单但保守的静态或等效静态程序为基础，类似于工业危害设施所用的程序。同样，这些评定中使用的地震危害可以取自国家建筑规范和地震危害图，而不需要取自特定场址的概率地震危害分析。然而，如果存在概率地震危害分析，则可以使用该研究中的地震危害。
- (b) 对于中等危害级别装置的选定结构、系统和部件，地震安全评价通常应当使用第 5 部分所述的方法进行，但相应的性能目标设定得低于高度危害级别的装置（见附件）。根据地震安全评价目标和范围，可以使用抗震裕度评定、地震概率安全评定或基于抗震裕度评定概率安全评定方法。
- (c) 对于选定的高危害级别装置的结构、系统和部件，应当使用第 5 部分所述的地震安全评价方法（即不采用分级方法）。

6.13. 在特定的结构、系统和部件中，与故障模式相关联的性能目标应当通过以下方法之一来演示：

- (a) 显示符合使用基于可靠性的方法制定的设计规则⁵²。设计基准地震应当根据与特定结构、系统和部件的性能目标一致的年超出频率来选择。
- (b) 显示超出特定场址参考级地震的足够抗震裕度。参考级地震应当根据与特定结构、系统和部件的性能目标一致的年超出频率来选择。
- (c) 使用地震概率安全评定明确计算年故障频率。在这种情况下，使用来自特定场址概率地震危害分析的地面移动，并确保安全重要结构、系统和部件已被正确分级，并定义了适当的限制状态，这一点非常重要。

⁵² 在基于可靠性的方法中，设计规则要求旨在为给定的一组负载或外部作用实现预定义的最大故障概率。

7. 核装置地震安全评价结果的使用

基于核装置的地震安全评价震后行动

7.1. 在核装置的震后程序中，包括应急计划、震后检查程序和重启计划，应当考虑到地震安全评价中吸取的经验教训。作为地震安全评价结果，营运组织和监管机构将更好地了解那些对地震安全很重要的结构、系统和部件。他们还将更好地了解与核装置相关的任何地震薄弱环节。在定义震后行动时，应当考虑到所有这些信息。

基于核装置的地震安全评价风险知情决策

7.2. 现有核装置的地震安全评价计划可能包括识别不符合既定验收标准的选定结构、系统和部件的子集。在这种情况下，应当考虑技术升级或加强计划。在决定是否实施升级或加强计划时，应当根据实施成本和时间权衡潜在的地震风险减少，同时考虑到装置剩余运行寿命的长度。

7.3. 在许多情况下，存在将潜在地震风险降低到适当水平的替代解决方案，例如：

- (a) 将处于危害中的放射性物质库存减少到中或低水平，以便能够达到要求较低的性能目标；
- (b) 加强限制核装置满足最低抗震裕度或造成重大风险的结构、系统和部件；
- (c) 加固主要安全壳，以便减少有危害的放射性物质的库存—未减少的放射性排放量是为此计算的。

无论采取何种选择，相关的风险降低都应当能够量化计算。如果使用抗震裕度评定方法，这种风险降低将表现为计算裕度的增加，或者如果使用地震概率安全评定方法，则表现为所选结构、系统和部件的年故障频率的降低。

7.4. 还应当量化与每个备选方案相关的费用。风险知情决策应当考虑每个方案的成本和潜在的地震风险降低。应当优先考虑易于实施且成本适当的选项。对于成本很高且风险降低很少的方案，核装置的营运组织应当与监管机构合作，确定收益是否足以超过成本。

基于地震安全评价现有核装置改造的设计

7.5. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [3]、SSR-3[5]和 SSR-4[6]，对核装置的改造必须按照公认的规范和标准进行设计，至少要按照原始设计标准进行设计。升级设计应当符合与核装置危害级别相适应的设计标准和性能目标。应当评定新的或改造的结构、系统和部件引入的潜在新的地震相互作用，并尽可能消除。与升级相关的更多注意事项见参考文献[10]。

7.6. 对于改造设计，应当按照监管机构的要求建立抗震需求和验收标准。在设计抗震升级时，应当考虑可用空间和工作环境（如辐射照射）。升级概念应当尽可能适应现有配置，并应当识别现场视察中确定的地震相互作用。

7.7. 为现有结构或子结构选择的升级类型取决于所需的额外抗震能力。应当评定升级对互联系统和部件（如配电系统）的影响，以核实升级增强了而不是降低了装置的整体抗震安全。一旦选定升级的设计完成，应当评定是否需要进行动态分析以生成新的结构内响应谱和位移。

7.8. 为现有系统和部件选择的升级类型也取决于所需的额外抗震能力。一般而言，应当考虑以下类型的系统和部件升级：

- (a) 为配电系统中设备和支架的锚固升级；
- (b) 规定配电系统额外的横向约束；
- (c) 将机电继电器升级为具有更大抗震能力的型号；
- (d) 将关键部件升级为具有更大抗震能力的模式。

7.9. 在选择升级设计时，应当优先考虑有助于降低装置风险的选项和实施成本较低的升级选项。

基于核装置的地震安全评价程序修改

7.10. 应当评审安全重要结构、系统和部件的视察和维护的现有程序，以确保任何结构、系统和部件的控制故障模式的抗震能力不会作为正常运行的一部分受到损坏（例如，脚手架或临时通道物项的放置可能与安全重要物项发生地震相互作用）。

8. 核装置的地震安全评价管理系统

核装置的地震安全评价管理系统的应用

8.1. 根据原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[23]第 4.8 段，需要开发、应用和不断改进核装置的管理系统。管理系统应用于地震安全评价计划的建立（另见原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理系统的应用》[24]）。管理系统应当涵盖地震安全评价所有过程和活动，包括与数据收集和数据处理、现场和实验室调查以及本“安全导则”描述的分析 and 评定相关的过程和活动。管理系统还应当涵盖与地震安全评价计划升级相对应的过程和活动。

8.2. 由于作为地震安全评价一部分进行的各种调查和分析以及评定小组对工程判断的需要，应当制定特定的技术程序，以便利这些任务的执行和核实。

8.3. 应对地震安全评价方法的实施进行同行评审并记录在案。特别是，同行评审应当根据本“安全导则”的建议和用于这些评定的当前国际良好实践，评价基于抗震裕度评定、地震概率安全评定或概率安全评定的抗震裕度评定方法的实施要素。

8.4. 同行评审应当由系统工程、运行（包括防火和防护专家）和地震工程领域的专家以及其他专家进行，特定取决于地震安全评价重点。同行审评应当在评价过程的不同阶段进行，特定如下：

- (a) 应当首先对系统和运行进行同行评审，同时选择抗震裕度评定的成功路径或为地震概率安全评定或基于抗震裕度评定概率安全评定定制内部事件系统模式。

- (b) 抗震能力同行评审应当在 (i) 巡视期间和之后进行；以及 (ii) 在计算出结构、系统和部件的大部分高置信低概率故障值（对于抗震裕度评定或基于抗震裕度评定概率安全评定）或脆弱性函数（对于地震概率安全评定）之后进行。抗震能力同行评审应当包括有限的电厂巡视，这可以与电厂巡视的一部分同时进行，也可以单独进行。

同行评审的结果应当记录在案。

8.5. 将管理系统应用于非核电厂核装置的地震安全评价时，应当采用分级方法。分级方法应当适用于地震安全评价过程和活动、特定任务技术程序的制定以及地震安全评价实施的同行评审等领域。一般来说，管理系统要求的适用对高危害级别的核装置应当最严格，对低危害级别的核装置应当最不严格（另见原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[25]）。

核装置的地震安全评价文件和记录

8.6. 管理系统的一个重要组成部分是定义地震安全评价期间要开发的文件和记录，以及作为评定结果要生成的最终报告。应当保留详细的文件以供评审和将来使用。

8.7. 地震安全评价结果通常应当记录在包含以下内容的报告中：

- (a) 评定方法和假设；
- (b) 参考级地震的选择；
- (c) 评价小组的组成和全权证书；
- (d) 核实场址的地质稳定性（见第 2.19 (a) 段）；
- (e) 选定的成功路径、选择的正当性或理由、高置信低概率故障和成功路径的管理要素（对于抗震裕度评定）；
- (f) 系统模式摘要和对基于地震概率安全评定和概率安全评定的抗震裕度评定的内部事件模式的修改；
- (g) 选定的结构、系统和部件物项表，显示筛选过程的结果（如有）、故障模式、抗震要求、高置信低概率故障值（抗震裕度评定和基于抗震裕度评定概率安全评定）和脆弱性函数（地震概率安全评定）；

- (h) 对于地震概率安全评定，序列分析的量化结果，包括堆芯损坏频率、主要堆芯损坏序列、大的早期排放频率或安全壳故障频率以及密封功能故障的主要序列；
- (i) 地震故障预防和缓解功能概述，包括地震概率安全评定模拟的前线系统和支持系统，和确定地震概率安全评定的关键组成部分（如有）；
- (j) 总结任何调查结果和意见的巡视报告；
- (k) 营运组织需要采取的行动及其可能成功的评价；
- (l) 安全壳结构和系统高置信低概率故障或脆弱性功能（如有需要）；
- (m) 处理非地震故障、继电器颤振、相关性和地震引起的火灾和水淹；
- (n) 同行审评报告。

8.8. 除上述资料外，还应当保留以下详细资料：

- (a) 用于制定成功路径的详细系统说明、系统笔记本和其他数据（用于抗震裕度评定）；
- (b) 详细记录基于地震概率安全评定和概率安全评定的抗震裕度评定模式的开发情况，特别是与修改内部事件概率安全评定模式以考虑地震事件相关的方面；
- (c) 详细记录所进行的所有巡视—包括结构、系统和部件的识别和特征、筛选过程的结果（如适用）、地震系统的空间相互作用观测—以及通常对电缆槽和小口径管道等系统和为评价地震引起的火灾或水淹问题而进行的区域巡视；
- (d) 适用于所有选定结构、系统和部件的高置信低概率故障（适用于抗震裕度评定和基于抗震裕度评定概率安全评定）或脆弱性函数（适用于地震概率安全评定）计算包；
- (e) 新的或修改的电厂运行程序，以实现成功路径；
- (f) 记录清单及其保存时间。

核装置的地震安全改造的管理

8.9. 营运组织应当实施一项改造管理计划，以确保今后结构、系统和部件改造的设计和建造，结构、系统和部件的更换，维护计划和程序，并且运行程序不会使地震安全评价结果无效。

附 录

核装置中结构、系统和部件 地震故障模式考虑

A.1. 根据以前安全评定的经验，本附录中确定的故障模式考虑因素是核装置中常见结构、系统和部件级别的典型。这些故障模式，如果适用，应当进行评审，并用于通知抗震评价巡视和抗震能力评价。

核装置中厂房和结构地震故障模式

A.2. 在厂房和复杂结构中存在多种潜在的结构故障。在地震安全评价中，只有那些可能导致事故发展到不可接受的最终状态的故障模式才应当被考虑。合格抗震能力工程师的经验对于确定感兴趣的潜在故障模式至关重要。这种经验应当通过抗震评价巡视和结构图纸评审以及以前的评价来提供信息。核装置中厂房和结构的地震故障模式大致可分为以下几类：

- (a) 结构部件的局部故障破坏了安全重要结构、系统和部件的支撑；
- (b) 结构部件的重大故障，导致受支撑的结构、系统和部件出现不可接受的变形、错位和其他损坏或功能丧失的原因；
- (c) 导致严重损坏或倒塌的结构部件的重大破坏；
- (d) 整体结构失稳（例如滑动、倾覆、基础支撑破坏）；
- (e) 作为包容或密封系统一部分的结构发生故障，可能导致放射性物质的排放。

A.3. 相邻结构之间的相对移动应当考虑到现有的隔离和结构是否建造在共同或分离的地基上。相关的潜在故障模式可分类如下：

- (a) 一个结构因较重的结构撞击而严重破坏；
- (b) 结构外部因撞击（如墙壁打孔）而局部破坏；
- (c) 由于结构之间的撞击，对颤振敏感的电气部件造成破坏；

(d) 撞击附近的其他对撞击敏感的结构、系统和部件或结构、系统和部件支撑破坏；

(e) 由于相邻结构之间的相对移动而导致配电系统或其支撑破坏。

A.4. 结构的抗震能力评价应当基于现有的建造信息。巡视期间对结构的评审应当侧重于用竣工观察补充这一信息，包括与以下方面相关的观察：

(a) 潜在的退化或损坏迹象，如腐蚀、钢筋外露和混凝土剥落；

(b) 似乎是从标准连接现场改造而来的结构连接记录；

(c) 厂房间接口分离的测量和缝隙填充材料的说明（如有）；

(d) 对设备进行调查，以便能够估计维护或换料期间的临时负载；⁵³

(e) 对竣工和按设计的批量存储空间（大能力）、屋顶设备和屋顶材料进行调查。

A.5. 核装置中的机械设备通常包括加工设备、泵、储罐和热交换器、风扇和空气处理器，以及阀门。对这些物项抗震能力的评审应当包括其锚固、支撑结构、装置配置、结构和功能能力。如果不损害设备执行其认可功能（如能动功能）的能力或其密封性或结构完整性，设备的一些损坏是可以容忍的。功能评定应当包括时间方面的考虑，例如某个部件是否需要在地震期间或之后运行，以及在没有外部支持的情况下运行多长时间。评定还应当包括潜在的地震相互作用和附加配电系统线路的灵活性。

A.6. 对含油量相当大的机械设备进行评审时，应当考虑可能导致漏油和随后火灾的潜在故障模式（例如泵上的油位观察窗监视器破损）。

A.7. 还应当检查带有大量管道的机械设备（如储罐、热交换器、泵）是否因连接管道的惯性而产生潜在的喷嘴负载。

A.8. 对于支撑在隔振器上的机械设备的评审，应当考虑由于震动引起的位移而导致隔振器的潜在故障。

⁵³ 虽然设备质量可以从单一楼层的结构设计图中估算，但有些区域可能是为很少经历的重负载而设计的，通常是在装置不运行时。这方面的一个典型示例是在换料大修期间临时存放核反应堆顶部的堆放区。

A.9. 阀门和泵轴的安装分别独立于连接的管道和泵，应当评审潜在的差动故障。

核装置电气设备地震故障模式

A.10. 电气设备包括仪器仪表和控制面板、开关设备、变压器、逆变器、发电机和蓄电池。对电气设备抗震能力的评审应当包括第 A.5 段和第 A.6 段确定的与机械设备相同的考虑因素。许多类型的电气设备通常容易受到喷淋损坏（例如来自顶部消防洒水喷头的喷淋）。

A.11. 电气柜的评审应当包括检查内部仪器仪表和部件是否牢固地连接在外壳内，以及它们的安装是刚性的还是柔性的。如果内部仪器仪表和部件可以从机柜拉出维护时，应当特别注意由于这种结构引起的地震运动的放大。

A.12. 对包含颤振敏感部件电气柜的评审应当包括检查机柜是否有足够的间距，以及它们是否用螺栓固定在相邻的机柜上以防止撞击。

A.13. 柴油发电机的评审应当包括排气和通风系统。

A.14. 对蓄电池的评审应当包括检查它们是否有足够的间隔和约束。间隔和约束不当的蓄电池可能会因摇晃而损坏，并可能因酸液溢出而损坏附近的其他部件。

核装置中单独仪器仪表和设备地震故障模式

A.15. 核装置中的本地仪器仪表和非能动元件通常是抗震坚固的结构、系统和部件。为了评审其抗震能力，应当考虑装置的充分性、连接线路的灵活性以及潜在的空间相互作用。还应当考虑感兴趣的结构、系统和部件功能故障的后果（例如传感器报告刻度盘上的玻璃盖可能破损）。

A.16. 颤振敏感设备可以包括电磁继电器、开关设备断路器、电机启动器和温度、压力、液位或流量指示开关。颤振敏感设备抗震能力的评审应当包括设备模式的抗震鉴定、装置设备部件的高度和方式，以及可能直接影响主机部件或设备的任何空间相互作用问题。颤振敏感设备通常对由撞击或撞击产生的传输冲击波非常敏感。这些设备的颤动可以通过

运行人员的行动来恢复。如果这些运行人员的行动可信，则应当在评审中包括对地震后行动的可靠性、成功实施行动的可用时间以及相关行进路径的评定。

核装置中配电系统地震故障模式

A.17. 配电系统包括管道、采样点、电缆槽和导管以及管道。由于其相对较轻的重量和相当大的延展性，这些系统通常具有较高的抗震能力，因为屈服本身并不妨碍其安全功能的性能。配电系统的抗震能力评审应当在区域基础上进行（例如在房间或走廊中），并包括在抗震评价巡视期间确定为潜在易受攻击的代表性配置（见第 5.31 段）。易受地震影响的条件包括：

- (a) 支座或连接点之间的差动；
- (b) 可能允许大地震位移的柔性支座和其他细节；
- (c) 连接件、支撑物或锚固件薄弱或易碎；
- (d) 与刚性支线或支线相连的长柔性支线；
- (e) 负载过重的支架（例如，多个或装得过满的电缆槽或长电缆槽跨度）；
- (f) 退化和腐蚀。

核装置中结构、系统和部件的故障时地震相互作用考虑

A.18. 空间相互作用的常见来源包括相邻结构、系统和部件或其支撑结构、石墙、未固定的灯具、未固定的物体、高架起重机、吊顶和留在原位的临时结构（如脚手架）之间的撞击。对潜在空间相互作用源的抗震能力评审应当考虑相互作用的置信度和后果。例如，对于不包含软目标或颤振敏感设备的电气柜来说，来自未固定的轻型顶灯设备的坠落危害不会产生任何后果，因此不需要明确评定。

A.19. 对于地震—火灾相互作用的评审，应当考虑之前在内部消防安全评定中确定的点火源。只有那些可能由地震引发的故障模式导致的点火源才应当考虑。这一评审还应当包括 (a) 所选结构、系统和部件清单中可能导致火灾蔓延到相邻结构、系统和部件的物项的潜在故障模式；以及 (b) 在基于区域的抗震评价巡视期间确定为潜在点火源的其他结构、

系统和部件（例如，与非安全相关的高压电气柜或变压器），靠近任何选定的结构、系统和部件。受每个潜在点火源影响的火灾区域应当由系统工程师确定，同时考虑到可燃物的存在、防火和由于边界故障可能造成的蔓延。

A.20. 对于地震—水淹相互作用的评审，应当考虑之前在内部水淹安全评定中确定的水淹源。只应当考虑可能由地震引起的故障模式引发的水淹源。该评审还应当包括 (a) 选定结构、系统和部件清单上物项的潜在故障模式，这些模式可能导致水淹蔓延到邻近的结构、系统和部件；以及 (b) 在基于区域的抗震评价巡视期间确定为潜在水淹源的其他结构、系统和部件（例如，未锚固的储罐、非延展性管道、非安全相关的热交换器），这些潜在水淹源可能影响任何选定结构、系统和部件。受每个潜在来源影响的水淹区域应当由系统工程师确定，考虑排放流体的体积、平面图内和厂房内从高处到低处的流动路径、厂房内的潜在屏障或路径分流，以及水淹区域结构、系统和部件的配置。

A.21. 对于地震—水淹和地震—喷淋相互作用的评审，应当考虑消防系统、高架雨水排水管道和其他非延展性管道的地震脆弱性。经验表明，消防系统容易受到地震引起的震动影响。消防系统的已知弱点包括机械联轴器、螺纹管道连接、湿式系统中容易损坏洒水喷头（即因撞击相邻物体而损坏）以及干式系统的意外启动。消防系统的抗震能力评审应当按区域进行，如第 A.17 段对配电系统所述。特别是考虑到已知地震缺陷系统部件与喷淋敏感结构、系统和部件的接近程度。

运行人员行进路径

A.22. 为了评审抗震能力，应当了解地震安全评价中计入的执行运行人员行动所需的预期行程，并应当考虑可能阻碍进入、沿这些路径通行或离开这些路径的地震引发故障。共同的通行潜在障碍包括可能倒塌并堵塞通道的砖石墙，通常关闭的门可能因地震故障而扭曲并变得无法打开，沿通行路径地震引发的火灾和水淹，以及通往工具存放位置的通道受阻。

A.23. 如果在安全评定中考虑外部帮助，抗震能力评审还应当考虑在必要时间内到达和部署该帮助所需的额外行进路径上的潜在故障。示例包括重要的公路桥、路口、通往核装置的道路和厂房的入口。

核电厂地震故障模式特殊考虑

A.24. 应当对设计文件和先前的评定进行评审，以确定置信的地震引发故障模式。候选故障模式应当使用参考级地震的抗震要求进行评定，以确定控制故障模式。可能确定了几种控制故障模式，这些模式会导致装置最终状态的不同后果。

A.25. 应当明确评价主要（和次要，如果适用）安全壳的抗震能力。应当包括所有可能导致安全壳压力边界结构完整性丧失的可信地震引发故障模式。

非振动地面移动引起核装置中故障

A.26. 在抗震评价巡视和抗震能力评审中，应当考虑因无法排除的岩土工程破坏危害（见第 2.19 段和第 5.11 段）导致的潜在结构、系统和部件故障模式。相应的抗震要求通常是永久位移而不是加速度。受影响的结构、系统和部件的抗震能力评审应当侧重于结构、系统和部件在遭受强制位移时履行其信用功能的能力。这种能力通常取决于所附配电系统的灵活性和延展性，如果可行，应对其进行评定在抗震评价巡视期间。应当特别注意可能影响配电系统的下列条件：

- (a) 由于液化、地下水下降或干砂压实而导致构筑物地基沉降，这可能导致埋在地下的配电系统在与构筑物接触面处故障；
- (b) 由于差异沉降造成相邻构筑物之间的相对垂直位移，这可能导致相互连接的配电系统故障；
- (c) 构筑物地基下的差异沉降，可能导致构筑物构件永久变形或内部损坏和/或连接线路故障；
- (d) 斜坡位移和潜在的失稳性，可能导致地下和地上线路以及斜坡下结构、系统和部件的破坏；
- (e) 断层破裂、沉降和横向扩展位移，这可能导致埋地和地上线路以及跨越地面位移区的结构、系统和部件的破坏。

A.27. 由于无法排除的伴随现象（见第 2.19 段和第 5.11 段）造成的潜在结构、系统和部件故障模式应当在抗震评价巡视和抗震能力评审中加以考虑，例如：

- (a) 如果上游大坝的决口可能导致核装置场址被淹没，则应当明确评价其抗震能力。根据 SSG-18[13]，考虑到单一结构、系统和部件对洪水水位的脆弱性以及地震和洪水综合后应急响应程序的较低可靠性，该抗震能力应当映射到装置的后果。
- (b) 根据 SSG-18[13]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-68 号《防止地震以外的外部事件的核装置设计》[26]，评定海啸危害对海岸线附近核装置安全功能的后果应当包括评价位于低水位的设备（如海水泵）可能发生的故障。
- (c) 应当明确评定靠近核装置场址的地理特点（例如可能引发滑坡的斜坡、可能影响装置场址的落石事件）的地震稳定性。应当评定这些地理特点对装置安全相关功能的影响，考虑到沿故障路径的排放和到装置的距离。
- (d) 应当在巡视过程中识别相邻核装置和工业装置可能发生地震故障的可能性，这些故障可能会影响相关核装置，并提出报告以供进一步评定。

参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《设施和活动安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [2] 国际原子能机构《核装置场址评价》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [3] 国际原子能机构《核电厂安全：设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [4] 国际原子能机构《核电厂安全：调试和运行》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [5] 国际原子能机构《研究堆的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-3 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [6] 国际原子能机构《燃料循环设施的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-4 号，国际原子能机构，维也纳（2017 年）。
- [7] 国际原子能机构《核设施场址评价中的地震危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [8] 国际原子能机构《核装置抗震设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-67 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [9] 国际原子能机构《核电厂场址评价和地基的岩土工程问题》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.6 号，国际原子能机构，维也纳（2004 年）。
- [10] 国际原子能机构《现有核装置抗震安全评价方法》，《安全报告丛书》第 103 号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。
- [11] 国际原子能机构《核安全与安保术语：用于核安全、核安保、辐射防护、应急准备与响应》（2022 年暂定版），国际原子能机构，维也纳（2022 年）。

- [12] 国际原子能机构《核电厂安全分析报告的格式和内容》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-61 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [13] 国际原子能机构《核装置场址评价中气象和水文危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-18 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [14] 国际原子能机构《制定和实施核电厂一级概率安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（准备中）。
- [15] 国际原子能机构《核电厂的辐射防护设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-90 号，国际原子能机构，维也纳（准备中）。
- [16] 国际原子能机构《多反应堆机组概率安全评定的技术途径》，国际原子能机构《安全报告丛书》第 96 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [17] 国际原子能机构《多机组概率安全评定》，《技术报告丛书》第 110 号，国际原子能机构，维也纳（2023 年）。
- [18] 国际原子能机构《核电厂防震和救灾》，《安全报告丛书》第 66 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [19] 国际原子能机构《核电厂定期安全评审》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-25 号，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。
- [20] 国际原子能机构《核电厂的老化管理和长期运行计划的制定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-48 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [21] 国际原子能机构《制定和实施核电厂二级概率安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-4 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [22] 国际原子能机构《核装置人的可靠性分析》，国际原子能机构，维也纳（准备中）。

- [23] 国际原子能机构《安全的领导和管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [24] 国际原子能机构《设施和活动管理系统的适用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [25] 国际原子能机构《核装置管理系统》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。
- [26] 国际原子能机构《核设施非地震的外部事件设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-68 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。

附 件

核装置中抗震设计分类和性能目标定义 标准的示例

核装置中结构、系统和部件抗震设计分类

A-1. 表 A-1 提供了一个定义核装置结构、系统和部件抗震设计分类¹的标准示例，摘自一个成员国（美国）[A-1]实践。具有安全功能的结构、系统和部件被分配到表中给出的 5 个抗震设计分类中的一个，这是基于结构、系统和部件本身或与其他结构、系统和部件一起故障可能导致的未缓解的后果。

A-2. 根据潜在的未减轻放射性排放对公众、工作人员或环境的风险，采用了类似的方法将核装置分为高（抗震设计第 4 类和第 5 类）、中（抗震设计第 3 类）和低（抗震设计第 1 类和第 2 类）危害级别[A-1]。这些危害级别也列于表 A-1。

抗震评价用结构、系统、部件和核装置性能目标

A-3. 性能目标是选定的因地震危害而发生事故的年频率。性能目标与结构、系统和部件的抗震设计分类相关联。表 A-2 显示了从一个会员国（美国）的实践中选取的性能目标的示例[A-2]。

A-4. 在表 A-2 中，性能目标的范围从一些成员国正常建筑结构的年故障频率（即每年约 $P_f=10^{-3}$ ）到一些成员国认为可接受的接近地震引起的堆芯熔化的平均堆芯损坏频率的频率（即每年大约 $P_f=10^{-5}$ ）。中等抗震级别的性能目标介于这两个值之间。

¹ 表 A-1 和表 A-2 中使用了“抗震设计分类”术语，指的是结构、系统和部件和核装置的抗震设计分类。

表 A-1. 基于故障后果的抗震设计分类 [A-1]
(美国核学会提供)

抗震设计分类	危害分级	故障的后果无法缓解		
		工作人员	公众	环境
1 ^a	低	没有放射性或毒性排放后果，但结构、系统和部件的故障可能会使设施工作人员面临身体伤害的风险	没有放射性或毒性排放后果	没有放射性或毒物排放后果
2 ^a		工作人员的放射性/毒性暴露不会对健康产生永久性影响，可能会使更多的设施工作人员面临身体伤害的风险，也可能使应急操作面临风险	公共区域的放射性/毒性暴露足够小，不需要关于健康影响的公开警告	没有放射性或化学的环境后果
3	中	可工作人员能影响设施长期健康的放射性或毒性暴露 ^b	公共区域的放射性或毒性暴露预计不会造成健康后果，但可能需要应急计划来确保防护	预计不会产生长期的环境后果，但可能需要在一段时间内进行环境监控
4	高	放射性或毒性暴露可能导致危害物质来源附近的工作人员长期健康问题和可能的生命丧失，或使附近现场设施的工作人员面临风险	在隔离区边界可能对个人造成长期健康问题的放射性或毒性暴露两小时	需要进行环境监控，并可能临时排除在选定的去污区域之外

表 A-1. 基于故障后果的抗震设计分类 [A-1]
 (美国核学会提供) (续)

抗震设计分类	危害分级	故障的后果无法缓解		
		工作人员	公众	环境
5		可能导致设施内工作人员死亡的放射性或毒性暴露	可能导致隔离区边界个人死亡的放射性或毒性暴露，暴露时间为两小时	需要进行环境监控，并可能永久排除在选定的污染区域之外

- a “无放射性或毒性排放”和“无放射性或毒性后果”意味着预计不会因地震设计类别为第 1 类或第 2 类的结构、系统和部件故障而发生导致健康或环境问题的物质排放。
- b 在辐射照射的背景下，术语“长期健康问题”对应术语“随机效应”（见参考文献[A-2]）。

表 A-2. 性能目标的示例 [A-2]
 (美国土木工程师学会提供)

抗震设计分类	危害分级	性能目标 ^a (a ⁻¹)		
1	低	<1	×	10 ⁻³
2		<4	×	10 ⁻⁴
3	中	~1	×	10 ⁻⁴
4	高	~4	×	10 ⁻⁵
5		~1	×	10 ⁻⁵

^a 年概率。

附件 参考文献

- [A-1] 美国核学会《抗震设计用核设施结构、系统和部件的分级》，第 ANSI/ANS 2.26-2004 (R2010, R2017) 号报告，美国核学会，伊利诺伊州拉格兰奇帕克（2017 年）。
- [A-2] 美国土木工程师协会《核设施结构、系统和部件的抗震设计标准》（ASCE/SEI 43-19），美国土木工程师协会，弗吉尼亚州雷斯顿（2019 年）。

参与起草和审订人员

Aoki, M.	国际原子能机构
Beltran, F.	西班牙 Belgar 工程咨询公司
Caudron, M.	法国电力公司
Cavellec, R.	国际原子能机构
Coman, O.	国际原子能机构
Contri, P.	国际原子能机构
Ford, P.	顾问（英国）
Fowler, R.	英国核监管办公室
Gürpınar, A.	顾问（土耳其）
Hibino, K.	日本核监管局
Kostarev, V.	俄罗斯联邦 CKTI 震动
Lehman, B.	美国核管制委员会
Lopez, J.	美国核管制委员会
Mahmood, M.	国际原子能机构
Poghosyan, S.	国际原子能机构
Samaddar, S.	美国核管制委员会
Stoeva, N.	国际原子能机构
Stoyanov G.	加拿大核安全委员会
Talaat, M. Simpson,	美国 Gumpertz & Heger
Valiveti, L.	国际原子能机构
Viallet, E.	法国电力公司

通过国际标准促进安全

ISBN 978-92-0-514424-5



9 789205 144245

国际原子能机构
维也纳