

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核装置抗震设计

特定安全导则

第 SSG-67 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、发展和实际应用的资料性出版物组成。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。

核装置抗震设计

国际原子能机构成员国

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

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-67 号

核装置抗震设计

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內容。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 6 月 · 奥地利

核装置抗震设计

国际原子能机构，奥地利，2024 年 6 月

STI/PUB/1949

ISBN 978-92-0-524423-5（简装书：碱性纸）

978-92-0-524223-1（pdf 格式）

EPUB 978-92-0-524323-8

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。

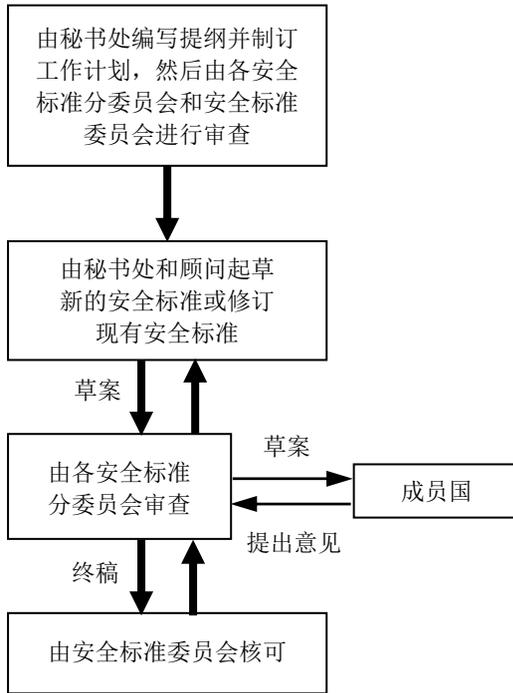


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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).....	2
范围 (1.10-1.12).....	2
结构 (1.13).....	3
2. 抗震设计要求和一般抗震设计方面 (2.1-2.2)	4
外部危害 (2.3).....	4
工程设计规则 (2.4).....	5
设计扩展工况 (2.5).....	6
向最终热阱的传热 (2.6).....	6
控制室 (2.7-2.8).....	7
其他抗震设计方面 (2.9-2.15).....	7
3. 抗震设计输入	9
抗震设计的一般概念 (3.1-3.5).....	9
设计基准地震 (3.6-3.26).....	10
超设计基准地震 (3.27-3.30).....	15
结构、系统和部件的抗震分类 (3.31-3.40).....	16
抗震设计及鉴定标准的选择 (3.41-3.43).....	18
4. 结构、系统和部件的抗震设计 (4.1).....	19
核装置的布置设计 (4.2-4.4).....	19
厂房及土木构筑物 (4.5-4.12).....	20
土工构筑物和地下构筑物 (4.13-4.15).....	21
减震结构 (4.16-4.23).....	22
机械设备 (4.24-4.27).....	23
储罐 (4.28).....	24
管道 (4.29-4.30).....	25
埋地管道 (4.31-4.32).....	25
电气设备、控制和仪器仪表 (4.33-4.40).....	26
电缆桥架和导管 (4.41-4.42).....	27
供暖、通风和空调管道 (4.43).....	28
抗震能力 (4.44-4.49).....	29

5. 抗震分析 (5.1)	29
场址反应分析 (5.2-5.3).....	30
结构反应 (5.4-5.16).....	30
土壤—结构动力相互作用 (5.17-5.31).....	32
地震负载与其他负载组合 (5.32-5.33).....	35
6. 抗震鉴定 (6.1-6.2)	35
鉴定方法 (6.3-6.10).....	36
鉴定分析 (6.11-6.18).....	37
鉴定试验 (6.19-6.26).....	38
通过分析和试验相结合的鉴定 (6.27-6.29).....	40
间接鉴定方法 (6.30-6.31).....	40
7. 设计应达到的抗震裕度	41
抗震裕度的概念 (7.1-7.4).....	41
足够的抗震裕度 (7.5-7.6).....	42
抗震裕度评定程序 (7.7-7.11).....	42
8. 地震仪器仪表和地震后作用	43
地震仪器仪表 (8.1-8.9).....	43
地震后行动 (8.10-8.17).....	44
9. 核电厂以外的核装置抗震设计 (9.1-9.6)	46
10. 管理系统的应用 (10.1-10.6)	49
参考文献	51
定义	53
参与起草和审订人员	55

1. 引言

背景

1.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂安全：设计》[1]规定了核电厂结构、系统和部件的设计要求。研究堆和核燃料循环设施的设计要求分别见原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-3 号《研究堆的安全》[2]和《安全标准丛书》第 SSR-4 号《核燃料循环设施安全》[3]。这些出版物包括要求设计考虑到包括地震在内的外部事件。本“安全导则”就核装置的设计提供了特定建议，以应对地震产生的影响。

1.2. 本“安全导则”包括以下内容：

- (a) 考虑到从最近影响核装置强烈地震中吸取的经验教训，在核装置设计和相关研究以及各国监管实践方面取得的进展；
- (b) 在核装置安全评定中采用风险知情和基于绩效方法管理实践方面的最新发展；
- (c) 各国新建核装置抗震设计的经验与成果；
- (d) 更协调地处理核装置的设计，防止地震引起的地质和岩土危害及伴随事件。

1.3. 本“安全导则”明确区分了 (a) 在特定场址评定地震危害的过程；和 (b) 界定核装置设计和评价的相关基准的过程。这些过程对应于（并在）核装置寿命期的不同阶段进行。本“安全导则”涉及这些过程之间的接口，以弥合它们之间的任何差距，并避免产生不恰当的重复建议。

1.4. 关于评定某一特定场址地震危害的程序的建议，包括此种方法所产生的参数的定义，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 (Rev.1) 号《核装置场址评价中地震危害》[4]提供了评定。

1.5. 核装置抗震设计与地震安全评价有着重要区别。结构、系统和部件的抗震设计和鉴定通常是在装置的设计阶段，即建造之前进行的。地震安全评价可以在设计阶段（使用与详细设计相对应的数据）和装置完成后（使用竣工和运行状态）进行。也有一些例外，如在装置建造后对新的或更换

的部件进行抗震设计。关于评价现有核装置的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.13 号《现有核装置地震安全评价》[5]。

1.6. 在一些国家，新的核反应堆的设计正在采用通用设计以满足适应许多场址的需要。其目的是每一个通用设计使用的设计基准，能够应对潜在场址的地震危害挑战。当一个通用设计应用在某一个特定场址时，这是需要确认的。在这一点上，需要对场址特定的地震危害进行评价，并与标准设计的地震危害设计基准进行比较，以确保它们之间有一个可接受的包络裕度。

1.7. 本“安全导则”取代原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.6 号《核电厂的抗震设计和鉴定》¹。

目的

1.8. 本“安全导则”的目的是就如何满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]、SSR-3[2] 和 SSR-4[3] 就根据 SSG-9 (Rev.1) [4] 界定的具有地震危害核装置的设计方面规定的安全要求提出建议。这些建议的重点是根据最佳实践，协调一致地应用恰当方法和程序对结构、系统和部件进行抗震分析、设计、试验和鉴定，以使其符合参考文献[1-3]规定适用的安全要求。

1.9. 本“安全导则”供参与核装置抗震设计、分析、核实和评审以及提供技术支持的组织和监管机构使用。

范围

1.10. 本“安全导则”涉及原子能机构《安全术语》[6]所界定所有类型的核装置，具体如下：

- (a) 核电厂；
- (b) 研究堆（包括次临界和临界组件）和任何毗邻的放射性同位素生产设施；

¹ 国际原子能机构《核电厂的抗震设计和鉴定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.6 号，国际原子能机构，维也纳（2003 年）。

- (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；
- (h) 核燃料循环设施产生放射性废物的预处置管理设施；
- (i) 核燃料循环相关研究和开发设施。

1.11. 关于核电厂的分级方法适用于其他核装置，这些建议是根据装置在受到地震负载时发生故障的潜在放射性后果确定的。建议的分级方法是从与核电厂相关的建议开始，并将这些建议调整到与较小辐射后果相关的装置。如果没有正当性进行这种调整，则适用与核电厂相关的建议。

1.12. 本“安全导则”旨在应用于新核装置的设计和建造。对现有核装置地震安全评定超出了本“安全导则”的范围，应遵循 NS-G-2.13[5]建议。

结构

1.13. 本“安全导则”的结构遵循抗震设计和鉴定的一般工作流程；第 2 部分描述安全要求以解决外部危害和地震事件的影响，并提供一般抗震设计方面的建议；第 3 部分提供了与抗震设计和鉴定输入相关的建议，包括设计基准地震、从场址表征中获得的数据和结构、系统和部件的地震分类；第 4 部分提供了关于布置、结构和不同类别组件的良好设计实践的建议。对于每个类别，从地震经验中得出的关键抗震设计问题被识别，并描述了当前抗震设计的最佳实践；第 5 部分提供了关于抗震分析的建议；第 6 部分提供了通过分析、试验和间接方法进行抗震鉴定的建议；第 7 部分提供了关于评价设计应确保的地震裕度的建议；第 8 部分就地震仪器仪表和适当的监控程序及其与设计假设和地震后行动的关系提出建议；第 9 部分为核电厂以外的核装置使用本“安全导则”的建议提供了指导；第 10 部分就管理系统的应用、物项管理和同行评审提出了建议。还提供了本“安全导则”特有的定义列表。

2. 抗震设计要求和一般抗震设计方面

2.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号《核装置场址评价》[7]要求 15 和 16 评定与核装置场址相关的地震危害，作为该装置抗震设计的输入。

2.2. 相关核电厂抗震设计的要求见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]。对于研究堆和核燃料循环设施的抗震设计，SSR-3[2]和 SSR-4[3]分别规定了相关要求。所有这些安全要求出版物都强调了应用分级方法的重要性。如果没有为某一特定类型的核装置确定特定的抗震设计安全要求，则应尽可能采用第 9 部分所述的分级方法，适用 SSR-2/1 (Rev.1) [1]、SSR-3[2]和 SSR-4[3]确定的要求。

外部危害

2.3. 关于在设计核电厂时考虑地震等外部危害，SSR-2/1 (Rev.1) [1]指出（第 5.17 段和第 5.21 段省略脚注）：

“要求 17：内部和外部危害

“所有可预见的内部危害和外部危害……都应加以识别，并对其影响进行评价。在核电厂布置设计时，以及在确定设计对电厂安全重要相关事件时所使用的假想始发事件和产生的负载时，应充分考虑危害因素。

“5.15A. 对安全重要物项的设计和定位，应适当考虑对安全的其他影响，以承受危害的影响或根据其安全性的重要性加以保护，防止危害和由危害产生的共因故障机制。

“5.15B. 对于多个机组场址，设计应适当考虑到可能同时对场址的几个甚至所有机组造成影响的特定危害。

.....

“5.17. 设计应适当考虑在场址评价过程中确定的自然和人为引起的外部事件（即来自电厂外部的的事件）。在假定潜在危害时应考虑危害发生原因和可能性。在短期内，电厂的安全不应依赖于外部服务的可

用性，如电力供应和消防服务。设计应适当考虑场址的特定情况，以确定场外服务需要提供的最大延迟时间。

.....

“5.19. 由于设计中考虑的外部事件，应制定措施以最大限度地减少对包含安全重要物项的厂房（包括电源电缆和控制电缆）与任何其他电厂结构之间的相互作用。

.....

“5.21. 电厂的设计应提供足够的裕度，以保护对安全重要物项免受设计考虑的外部危害水平的影响，这些外部危害来自于对场址的危害评价，并避免陡边效应。

“5.21A. 电厂设计还应提供足够的裕度，以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场址危害评价所考虑的显著放射性排放程度。”

关于研究堆设计的 SSR-3[2]要求 19 和关于核燃料循环设施设计的 SSR-4[3]要求 16 都规定了考虑外部危害的类似规定。

工程设计规则

2.4. SSR-2/1 (Rev.1) [1]指出：

“要求 18：工程设计规则

“核电厂安全重要物项的工程设计规则应被详细规定，并应符合相关的国家或国际规范和标准以及经证明的工程实践，同时适当考虑到这些规则与核动力技术的相关性。

“5.23. 在核电厂的设计中，应采用健稳性设计方法，并应遵循经证明的工程实践，以确保在所有运行状态和所有事故工况下实现基本安全功能。”

关于研究堆设计的 SSR-3[2]要求 13 和关于核燃料循环设施设计的 SSR-4[3]要求 12 对工程设计规则和经过证实的工程实践作出了类似规定。

设计扩展工况

2.5. SSR-2/1 (Rev.1) [1]指出：

“要求 20：设计扩展工况

“应在工程判断、确定性评定和概率评定的基础上得出一套设计扩展工况，以进一步改善核电厂的安全，提高核电厂承受比设计基准事故更严重或涉及额外故障的事故能力，而不产生不可接受的辐射后果。这些设计扩展工况应用于确定设计中要处理的额外事故假想方案，并计划防止此类事故或缓解其后果的切实可行的规定。”

研究堆设计的 SSR-3[2]要求 22 和核燃料循环设施设计的 SSR-4[3]要求 21 对设计扩展工况作出了同样的规定。

向最终热阱的传热

2.6. SSR-2/1 (Rev.1) [1]指出，关于核电厂：

要求 53：向最终热阱的传热

“在所有电厂状态下，应确保向最终热阱传热功能。

.....

“6.19B. 对于比设计中考虑的更为严重的自然灾害水平，根据场址的危害评价，应满足热传递功能。”

SSR-3[2]或 SSR-4[3]对研究堆或核燃料循环设施的设计没有同等要求。因此，如果其他核装置的设计需要包括最终热阱，应以 SSR-2/1 (Rev.1) [1]规定的要求为起点采用分级方法。

控制室

2.7. SSR-2/1 (Rev.1) [1]指出：

“要求 65：控制室

“核电厂应设置控制室，使核电厂能在所有运行工况下自动或手动地安全运行，并从控制室采取措施，使核电厂保持安全状态，或在预计运行事件和事件工况发生后使核电厂恢复安全状态。

.....

“6.40A. 控制室的设计应提供足够的裕度，以防止比设计中考虑更严重的自然灾害，这些自然灾害是从对场址的危害评价中得出的。”

2.8. 关于控制室的类似规定在研究堆设计的 SSR-3[2]要求 53 也有规定；然而，SSR-4[3]对核燃料循环设施的设计没有同等要求。

其他抗震设计方面

2.9. 在设计防震核装置时执行相关安全要求，应确保原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号《基本安全原则》[8]原则 8 关于预防事故的得到适用。

2.10. 对安全重要物项的抗震设计应以核装置场址评价过程中确定的地震危害为基础，根据 SSR-1[7]规定的要求和 SSG-9 (Rev.1) [4]提出的建议进行。具体地说，根据本“安全导则”第 3 部分的建议，使用确定性和/或概率方法评定的场址特定地震动并确定核装置的设计基准地震。

2.11. 抗震设计应考虑厂房布置和结构、系统和部件的详细安排和布置的影响。本“安全导则”第 4 部分提供了特定建议。

2.12. 核装置抗震设计应考虑以下特定方面：

- (a) 在地震影响到多机组核电基地的所有机组时，防止结构、系统和部件的共因故障（地震事件可能通过共因故障对纵深防御造成严重挑战）；
- (b) 地震相互作用效应最小化；
- (c) 提供足够的地震裕度和避免陡边效应²；
- (d) 符合相关国家和国际规范和标准中规定的经过证实的工程设计规则。

2.13. 应特别考虑是否需要为那些最终需要防止早期放射性排放或在发生超设计地震时显著放射性排放的结构、系统和部件提供足够的地震裕度³。本“安全导则”第 3 部分中的建议是为了确定超设计基准的地震以及针对此类事件设计或评价的结构、系统和部件的分类，适用的性能标准在第 7 部分和第 9 部分中考虑。

2.14. 当本“安全导则”的建议适用于核电厂以外的核装置抗震设计时，应根据为相关设施类型确定的特定安全目标，使用工程判断和分级方法来评价建议的适用性。第 9 部分提供了进一步的指导。

2.15. 核装置的设计过程应结构合理，并应在适当的规则、程序和条件下进行物项管理。原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[9]规定了实施综合管理系统的要求，原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[10]对核装置提出了特定建议。抗震设计过程应纳入管理系统（见第 10 部分），并应包括充分的同行评审。

² 陡边效应是一种严重异常工况的示例，这种情况是由于一个设施的一种状态在一个参数的微小偏差或输入值的微小变化之后突然转换到另一种状态而引起的。

³ 假定对于地震事件不可能有早期预警，并且存在一个由地震引起的其他危害（如内部火灾、水淹）的可能性很高。

3. 抗震设计输入

抗震设计的一般概念

3.1. 在原子能机构《安全术语》[6]，设计的定义是为设施及其部件制定概念、详细计划、辅助计算和规范的过程和结果。设备鉴定定义为生成和维护证据，以确保设备在规定的使用条件下按需运行，以满足系统性能要求。抗震鉴定是指与发生地震时可能遇到的条件相关的一种设备鉴定形式。

3.2. 在本“安全导则”，抗震设计是按照规定的性能标准和第 2 部分所述要求，设计核装置以应对地震事件产生的危害影响的过程。因此，抗震鉴定是抗震设计过程的一部分，是指符合这些目标及设备鉴定。

3.3. 地震产生几种直接和间接的现象。其中包括由相关地质和岩土灾害引起的地震动、永久性地面变形（例如土壤液化、斜坡不稳定、构造和非构造沉降、导致地面塌陷的空洞、沉降）以及地震引发的火灾和水淹等伴随事件。

3.4. 如果某些地质和岩土灾害的特点使其无法找到令人满意的工程解决办法来防范这些危害，则应根据 SSG-9 (Rev.1) [4]和原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.6 号《核电厂场址评价和地基的岩土工程问题》[11]建议，将该场址视为不合适的场址。

3.5. 抗震设计过程应考虑以下步骤，这些步骤突出了设计过程中涉及的主要任务：

- (a) 确定设计基准地震。
- (b) 建立物项抗震分类。
- (c) 选择适用的设计标准。
- (d) 按照核装置的布置和功能要求确定合适的抗震结构系统。
- (e) 评价地震内力。
- (f) 根据规范和标准确定结构部件设计，并提供足够的钢筋设计细节。
- (g) 核实抗震需求不超过初始设计确定的抗震能力，必要时调整设计。

(h) 地震裕度的评定应使用现实的和最佳估计的评定，并应采用不同于设计目的的程序[5]。

对于一个典型核装置的设计，上面的每一个步骤都将由许多单一子任务组成。

设计基准地震

场址评价过程所需的输入

3.6. 在开始建造核装置之前进行的场址评价过程为确定场址表征提供详细和特定数据和信息，并确定可能影响核装置的外部危害。如果使用通用的抗震设计基准，则应表明该基准包络场址特定的地震动。否则，设计将采用能够包络场址特定地震动的设计基准地震进行再评定。在场址评价过程后，应提供下列与应付地震事件影响的需要相关的资料，作为抗震设计的输入：

- (a) 场址的地震动危害参数，特别是地面振动参数；
- (b) 场址详细的地质、地球物理和岩土特征以及相应的土壤性质信息[11]。

3.7. 关于第 3.6 (a) 段，地震危害评定应通过应用 SSG-9 (Rev.1) [4]建议的方法和途径，从特定场址表征中获得，包括在设计人员确定的控制点（通常在自由场址表面、基岩露头或土壤剖面的任何其他指定深度）确定地震动的参数（水平和垂直方向的反应谱和时程）。

3.8. 如果采用确定性方法，则应选择场址特定的地震参数 — 如峰值地面加速度和频谱表示 — 作为这些参数的最大可信值。频谱表示应该是平滑的宽带频谱。

3.9. 如果采用概率方法，每个相关振动地震动参数的水平，如峰值地面加速度或频谱加速度，应包括相关的年超越频率（例如每年 10^{-3} 、 10^{-4} 或 10^{-5} ）。

3.10. 关于第 3.6 (b) 段，场址区域土质参数的场址特定静态和动态特性，应可从在场址表征过程中进行的地质、地球物理和岩土工程调查以及实验室试验和工程研究中获得。

3.11. 除了在场址表征过程中确定的地质、地球物理和岩土数据和土壤性质外，在建造核装置之前，还应进行详细的地球物理和岩土调查方案，以完成和完善场址特征评定，同时考虑厂房和构筑物的最终布置及其在场址区域内的最终位置。应根据其抗震类别区分对安全重要构筑物和对非安全重要构筑物（见第 3.32—3.39 段和表 1）。应相应地编写详细的地下勘探和试验计划，使用网格钻孔方案或适合场址和所考虑的设施的替代钻孔方案。网格间距可能会根据地下特征的几何构型而变化。在土质条件相对均匀的场址，可采用均匀网格法。如果存在差异和不连续性，通常的勘探过程应辅以间距足够小的钻孔，以便能够探测特点并对其进行适当的评价。

3.12. 在场址区域和核装置厂房和构筑物所在地进行地质、地球物理和岩土技术调查后，应提供下列数据：

- (a) 土的静态和动态特性，例如单位重量 (γ) 和/或密度 (δ)，排水和/或不排水条件下的强度容量，低应变横波剪切波速 (V_s) 和一次波纵 (V_p) 速度，剪切模量 (G) 的变化，以及作为剪切应变水平函数的阻尼比。这些数据应包括这些性质随深度的变化，以及在基岩水平以下遇到的土壤和岩石类型的指示。应编写若干土壤剖面，以充分反映某一特定地点所遇到的地面条件和变化范围。剖面通常定义为地面水平层的垂直截面，层厚、剪切波速和单位重量的最佳估计值（平均值），剪切模量和阻尼比是剪切应变水平的函数。水平分层土壤剖面的使用应以场址调查或敏感性研究的结果为依据。还应确定地下水的水位；
- (b) 根据厚度和地面层特性的可变性来确定以下内容：
 - (i) 考虑土层几何和土性不确定性的应变相容土壤剖面的最佳估计、上界和下界；或
 - (ii) 如果后续的场址反应分析是完全概率的，土体参数的全概率分布。

地震危害评定的最终场址反应分析

3.13. 在场址评定过程中进行的地震危害评定应包括 SSG-9 (Rev.1) [4] 建议的基于场址土壤类型的初始场址反应分析。之后，在设计阶段应根据特定到核装置构筑物最终位置的详细数据和信息进行最终场址反应分析。最终的地震动应在评价设计人员指定的控制点进行评定，并基于在基岩水平进行的地震危害评定。

3.14. 在进行 NS-G-3.6[11]定义的地震场址反应分析时，使用以下场址分类：

- (a) 第 1 类场址： $V_s > 1100$ 米/秒；⁴
- (b) 第 2 类场址： $1100 \text{ 米/秒} > V_s > 300$ 米/秒；
- (c) 第 3 类场址： $V_s < 300$ 米/秒。

其中 V_s 是在自然条件下（即在任何场址工作之前），对于非常小的应变，在地基介质中刚好低于结构地基标高的剪切波速的最佳估计值。在剪切波速不随深度显著减小的前提下场址分类是有效的；如果情况并非如此，则应根据最佳实践进行特定分析。

3.15. 第 2 类和第 3 类场址应进行地震场址反应分析。第 1 类通常被认为是一个岩石场址，如果可以证明修改地震运动控制点的影响可以忽略不计，则不需要进行场址反应分析。第 3 类场址（软土条件）涉及详细的研究和场址反应分析，如 NS-G-3.6[11]所述。⁵

3.16. 正如 SSG-9 (Rev.1) [4]指出的，有两种方法可以适当地考虑作为地震振动地面运动估计一部分的场址地质和岩土特殊的土壤条件。第一种方法是使用适合于特定场址土壤条件的地震动预测方程（即为与场址相同类型的地下条件制定的方程）；第二种方法是利用在基岩或场址下土石柱中其他指定深度提供的地震输入进行场址反应分析。应进行场址反应分析，以符合场址土壤和岩石层的详细和特定的岩土和动力特性。因此，采取何种方法的决定应基于用于计算场址地震振动地面运动参数的地面运动预测方程。

3.17. 如果第 3.16 段所述的第一种方法时，在土壤剖面顶部自由表面处产生的振动地震动参数也将是用于确定核装置地震危害设计基准的参数。如果使用第二种方法，则应采用分步程序用于确定场址的最终地震振动地面运动，包括指定控制点（通常在自由场表面、工程岩石或土壤剖面的另一指定深度，如地基标高位置）的所有参数（水平和垂直方向的谱和时间历程），如下：

⁴ “岩石”的定义因国家而异。在某些情况下，当剪切波速大于 2000 米/秒时，场址被认为是岩石场址。

⁵ 例如，一些国家建议不使用第 3 类（软土）场址。

根据地球物理和岩土数据库，应确定从基岩到场址自由表面的整个深度的最佳土壤剖面参数和不确定性估计值。参数应该用最佳估计值、上限和下限值或概率分布来表征。这涉及确定每个土层的下列参数的平均值及其不确定性：

- (a) 低应变剪切波速 (V_S 、 V_P)；
- (b) 应变相关剪切模量折减及滞回阻尼特性；
- (c) 土壤密度；
- (d) 层厚。

应该确定是否应该进行一维等效线性分析，或者是否需要更复杂的方法。

从在基岩露头层获得的地震危害曲线和相关反应谱入手，通过对基岩危险性曲线的每一个感兴趣的频谱频率进行卷积计算场址放大因子，使场址放大因子模拟分解的地震危害（包括弥漫性地震活动）主要贡献者的特征。

应在核装置场址所确定的感兴趣地点以及为确定抗震设计基准而选定的年超越频率（例如每年 10^{-4} 或 10^{-5} ）制定平均一致的危害反应谱。最后的设计振动地震动应发展有裕度（足够的保守性），以确保不确定因素已适当地考虑。

如果可能，应使用观测测量和/或微震测量的记录来核实地址反应分析结果。

设计基准地震的确定

3.18. 确定设计基准地震是核装置设计阶段的第一步。用设计基准地震来确定核装置结构、系统和部件设计中应考虑的地震动危害程度；它是基于场址特定地震动的评定结果。如果使用通用的抗震设计基准，则应表明该基础涵盖场址特定的地震地面运动。一般而言，应将 SL-1 和 SL-2 两个地震动危害级别定义为每个核装置的设计基准地震。这是为了在发生罕见地震（即 SL-2）时确保核装置的安全，并确保在发生不太严重但可能性更大的地震（即 SL-1）时继续运行的可能性。在某些情况下，根据场址条件（例如地震活动程度低的地区）和国家法规，可以为设计目的确定地震振动地面运动危害的级别。

3.19. SL-2⁶ 级定义为地震动，核装置的某些结构、系统和部件应设计为在此类烈度地震事件发生期间和/或之后履行其安全功能。对于对低频运动（如隔振器上的结构、系统和部件）和低频运动敏感的结构、系统和部件，应检查时程和反应谱，必要时应修改以考虑这些影响。

3.20. SL-1⁷ 级对应于比 SL-2 级危害性低、更可能发生的地震。可以合理地预计将发生 SL-1 级地震，并在其运行寿命期间影响核装置。因此，持续运行所需的结构、系统和部件应设计成在发生 SL-1 级地震时仍能正常运行。

3.21. SL-2 级是根据地震危害评定的结果和参数（见第 3.7 段）以及监管机构为达到 SL-2 年度超出频率的某一目标水平而制定的特定标准确定的。SL-2 级应由设计人员确定控制点的水平和垂直地震动反应谱来表征。

3.22. 如果使用概率方法进行地震危害评定，SL-2 通常对应于每年超过 10^{-3} 至 10^{-5} （平均值）的水平，这取决于国家监管方法。因此，在计算 SL-2 级时，应适当考虑额外裕度和四舍五入的情况，利用就这样的年超越频率获得的震动地面运动危害曲线和一致的危害反应谱（见第 3.9 段）。⁸

3.23. 如果采用确定性方法进行地震危害评定，则应估计计算出的地震级的相关重现期。这一估计应足以至少与传统设施设计的国家标准进行比较。

3.24. 设计基准地震级应包括足够的设计保守性。根据地震危害评定的结果，考虑到与峰值地面加速度和谱形状相关的不确定性，这种保守性是必要的。

3.25. SL-1 通常对应于每年超过 10^{-2} — 10^{-3} 的频率（平均值）。然而，在实践中，SL-1 级通常定义为 SL-2 级的百分比，并适当考虑其在设计和运行阶段的应用。

⁶ 在一些国家，SL-2 相当于经常被称为“安全停堆地震”的地震级。

⁷ 在一些国家，SL-1 对应于经常称为运行基准地震级。

⁸ 在一些使用基于性能的方法来确定场址特定 SL-2 级的国家，地震动水平是通过将场址特定平均均匀危险谱按大于 1 的设计系数缩放来计算的。

3.26. 无论场址的特定地震危害如何，新的核装置设计应能承受最低的地震级别。对此，考虑到 (a) 核装置设计发展方面的进展；(b) 地震危害评定方面的不确定性；以及 (c) 从设施构想阶段起就提供高水平地震危害保证的成本和技术规定方面的有效性，抗震设计的最低级（SL-2）应对应于自由场或基础标高上 0.1 g 的峰值地面加速度（其中 g 是重力引起的加速度），并且不应低于国家抗震规范为常规设施确定的值。这使得核装置的设计总体上更具健稳性，这也增加了对其他动态负载的安全裕度。

超设计基准地震

3.27. 除了为设计目的定义和确定的 SL-1 和 SL-2 地震级（见第 3.18—3.26 段）外，还应考虑一个更严重的地震级别—源自对场址的危害评价：见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 17 和 20、SSR-3[2]要求 22 和 SSR-4[3]要求 21。对于这个地震级，称为“超设计基准地震”，适用以下规定：

- (a) 设计应为那些最终需要防止堆芯损坏和防止早期放射性排放或显著放射性排放的结构、系统和部件提供足够的地震裕度。
- (b) 设计应为安全级的结构、系统和部件提供足够的地震裕度，该结构、系统和部件被认为是纵深防御概念 4 级的缓解措施。
- (c) 应该证明，在与 SL-2 定义相关的不确定性范围内，陡边效应是可以避免的。

3.28. 新的核装置应按照特定的设计性能标准进行抗震设计，如果发生超设计基准的地震应核实第 2.3 段中引用的安全要求。

3.29. 超设计基准地震及相关负载可通过以下方法之一确定：

- (a) 根据 SL-2 级乘以监管机构同意的因子⁹来定义超设计基准的地震级；
- (b) 根据地震危害概率评价得出的考虑因素确定超设计基准的地震级¹⁰；
- (c) 根据最大可信地震危害严重度确定超设计基准的地震级。

⁹ 对于低至中等地震活动性，用地震裕度来评价设计的健稳性，有些国家将系数定为 1.4、1.5 或 1.67。

¹⁰ 这意味着每年超过的频率低于 SL-2 的定义。一些国家使用 1×10^{-5} — 1×10^{-4} 范围内的年超越频率平均值

3.30. 超设计基准地震动水平应同时用水平和垂直地震动反应谱来表征。并基于地面加速度峰值（即反应谱的零周期）和地震危害评定确定的控制点。

结构、系统和部件的抗震分类

3.31. 抗震分类是指除了与安全、质量和维护相关的其他分类之外，根据核装置的一个物项（即结构、系统和部件）在地震事件发生期间和之后的预期性能，将其归入地震类别的过程。与物项关联的相关验收标准是分类的一部分。

3.32. 核装置的物项应分为以下三个抗震类别：

- (a) 抗震 1 类；
- (b) 抗震 2 类；
- (c) 抗震 3 类。

3.33. 抗震 1 类包括在 SL-2 设计基准地震发生期间和/或之后需要保持功能的物项。在 SL-2 设计基准地震发生期间和/或之后，抗震 1 类中的物项应保持其功能和/或结构完整性（取决于功能要求），并提供足够的地震裕度以避免陡边效应。抗震 1 类应包括下列物项：

- (a) 故障可直接或间接造成事故状况的物项；
- (b) 关闭反应堆和将反应堆保持在安全停堆状态所必需的物项，包括去除衰变热；
- (c) 防止或缓解意外放射性排放所必需的物项，包括乏燃料水池构筑物和燃料架中的结构、系统和部件；
- (d) 为缓解设计扩展工况的后果所必需的物项，如果不这样做将会造成原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-30 号《核电厂结构、系统和部件的安全分级》[12]第 3.11 段所界定严重程度后果；
- (e) 为履行上文 (b)-(d) 所述功能而需要的支助、监控和驱动系统的一部分。

3.34. 为保护设施免受除地震危害以外的内部或外部危害（如火灾、水淹）影响而设计的实物屏障应在 SL-2 级地震后保持功能和结构完整。

3.35. 对于抗震 1 类中的任何物项，应根据设计参数（例如性能指标、极限状态）的可接受值来确定适当的验收标准¹¹。这些参数表明，例如功能性、密封性、最大变形或变形或最大应力水平。

3.36. 抗震 2 类包括那些未能发挥其预期功能将妨碍或影响抗震 1 类物项所发挥的安全功能的物项。抗震 2 类应包括以下物项：

- (a) 可能与抗震 1 类物项有空间相互作用（例如，由于倒塌、坠落或移动）或任何其他地震引起的相互作用（例如，对非安全重要管道发生地震破裂，导致向对安全重要电气设备喷水），包括对建造人员任何与安全相关行动的影响；
- (b) 为缓解设计扩展工况所必需的不属于抗震 1 类的物项；
- (c) 与实施应急疏散计划所需基础设施相关的物项。

3.37. 抗震 2 类的物项设计应能承受 SL-2 级地震的影响。或者，应提供技术依据证明空间相互作用或其他反应不会妨碍或影响抗震 1 类物项的任何安全功能。

3.38. 抗震 3 类应包括不在抗震 1 类或抗震 2 类中范围的所有物项。抗震 3 类物项至少应按照国家对高风险常规（即非核）设施的抗震设计方法进行设计。对于抗震 3 类中的某些物项，对设施的运行非常重要，最好选择与抗震 1 类相对应的更严重的地震负载，并采用比常规设施更严格的验收标准。这样的实践将最大限度地减少关闭、视察和重新启动装置的需要，从而允许装置在地震后继续运行。

3.39. SSG-30[12]定义的安全等级与抗震 1—3 类之间的关系如表 1 所示。在地震类别中列入一个物项应基于对地震期间和/或之后需要履行的安全功能的明确理解。根据其不同的功能和功能安全级别，同一系统的部分可能属于不同的抗震类别。密封性、损坏程度（例如疲劳、磨损和撕裂）、机械或电气功能能力、最大位移、永久变形程度和几何构型的保持是在建立极限可接受条件的抗震设计中应考虑和确定的输入方面示例。

¹¹ 在本“安全导则”，验收标准是在定义的假想始发事件中对结构、系统和部件的功能或条件指示值的规定限值（例如，与功能、泄漏或非相互作用相关的指示值）。

表 1. 安全等级与抗震类别的关系

安全等级[12]	抗震类别	备注
1	1	抗震 1 类的物项需要结构完整性、密封性、功能性或它们的组合，视情况而定。
2	1 或 2	抗震 2 类物项需要结构完整性、密封性或它们的组合，视情况而定。只有当功能的缺失可能会降低抗震 1 类物项的功能时，才需要维持其功能。
3	1 或 2	SL-1 和 SL-2 均应按照适用的国家法规和相关核装置设计规范的规定使用。
未分级	3	对于未进行安全分级的物项，应确保其地震破坏不会产生影响安全分级物项的相互作用。 应适用非核装置抗震设计的国家办法。

3.40. 作为设计过程的第一步之一，应编写核装置所有物项的详细清单，并标明其安全等级和抗震类别以及相关的验收标准。

抗震设计及鉴定标准的选择

3.41. 一旦核装置中物项的抗震类别确定后，应规定相应的工程设计规则。工程设计规则是以相关的国家或国际规范、标准和经过证实的工程实践为基础的，应酌情适用于每一抗震类别物项的抗震设计。

3.42. 核装置设计和建造的经验表明，经常使用不同来源（即不同国家或不同类型的设施）的守则、规范和标准。即使在一个国家内，不同设计学科（即机械、土建和电气）的规范或标准并不总是基于兼容的安全标准。因此，应建立一致的验收标准并使用良好的工程实践，以便在抗震设计中使用选定的规范和标准时保持一致。

3.43. 在设计阶段开始时，应对核装置的设计、制造和建造中适用的规则、规范和标准进行分析和评价。这种分析和评价的结果应作为管理系统的一部分记录在案（见第 10 部分）。

4. 结构、系统和部件的抗震设计

4.1. 抗震设计的所有程序都应建立在对过去破坏性地震后果的良好理解基础上，并应采纳和实际应用这些知识。本部分建议是根据以往的经验 and 类似物项（主要是传统工业设施）受地震影响时的观测性能得出的。应在初始设计阶段考虑这些建议。

核装置的布置设计

4.2. 装置的布置应在装置设计阶段的早期确定，并应以实现最适合抗震设计的解决方案为目标。

4.3. 在初始设计阶段，应采用下列标准将地震效应（力和不希望的扭转或摆动效应）减至最低：

- (a) 所有构筑物的质量中心位置应尽可能低。
- (b) 不同高度处的刚度中心应尽可能靠近质量中心，以最大限度地减少的扭转影响。
- (c) 厂房平面图和立面布置的选择应尽可能简单和规则，并有直接和明确的地震力传递到地基的路径。
- (d) 应尽量避免相邻厂房的埋设深度不同。
- (e) 应避免采用高宽比过大的厂房。厂房的平面尺寸的高宽比应尽可能接近 1，应避免过大的长高宽比。
- (f) 应尽量避免突出部分（即不对称）。
- (g) 不同厂房结构之间或不同抗震类别和动力特性的设备之间应避免刚性连接。¹²
- (h) 为了减少潜在的共因故障，应考虑包含冗余安全的结构、系统和部件的多样性。

4.4. 在相邻构筑物之间或相邻厂房之间的结构节点设计中，应保证足够的空隙尺寸和抗震裕度，以避免撞击和碰撞。

¹² 一个示例是安全壳和周围的内部混凝土构筑物：如果它们连接起来，在地震时就会相互作用。

厂房及土木构筑物

4.5. 核装置厂房的结构系统应具有足够的强度和延展性，并在必要时提供约束功能。下列结构系统应被认为可用于任何抗震类别的构筑物：

- (a) 由钢筋混凝土剪力墙构成的构筑物，提供抗侧力系统；
- (b) 专为提供延展性性能而设计的钢或钢筋混凝土抗弯矩框架；
- (c) 钢筋混凝土板或墙抗弯框架。

对于抗震 1 类和安全分级为 2 级或 3 级的构筑物，应提供足够的刚度来限制变形，以避免构筑物产生过度开裂或位移从而影响相关设备的使用。

4.6. 在抗震 1 类和 2 类的构筑物中应避免下列结构系统：

- (a) 普通抗弯矩框架系统（即没有提供延展性性能的特殊设计细节）；
- (b) 非钢筋混凝土系统；
- (c) 纯重力连接的预制混凝土系统；
- (d) 无筋砌系统；
- (e) 木质结构。

4.7. 构筑物的设计应该倾向于延展性破坏模式而不是脆性破坏模式。在这方面，在设计阶段应考虑以下几点：

- (a) 在钢筋混凝土结构中，应防止钢筋剪切和/或粘结或混凝土受压区的脆性破坏。
- (b) 对于钢筋，应确定一个适当的极限拉应力与屈服抗拉强度的最小比值，以确保最小的延展性。
- (c) 钢筋锚固的长度一般应长于结构在静力或非反向负载作用下的长度。
- (d) 在钢结构中，应避免脆性破坏。
- (e) 构筑物节点，特别是在钢筋混凝土结构中，应设计为适应延展性位移和转动。这个规定应符合抗震分类中规定的验收标准，还应考虑到在设计扩展工况下适当的抗震性能的需要。
- (f) 地面以上的构筑物之间应提供足够宽的空隙，以避免地震运动时的相互作用（撞击）。跨越空隙的公用设施应该能够适应不同的地震位移。

然而，如果构筑物之间可能发生这种相互作用，则应确认构筑物的完整性。

4.8. 抗震 1 类结构的设计应表现出线性性能。只要符合结构的验收标准，有限的非线性效应是允许的。延展性性能是发展足够的地震边界所必需的。

4.9. 抗震 2 类结构的设计应表现出非线性性能，特别是具有提供足够的地震裕度能力。结构部件的部位，特别是接头和连接，应符合验收标准。

4.10. 厂房的非结构性部位，如隔墙、天花板和屋顶，应设计成不会倒塌和且不会落在抗震 1 类物项上。

4.11. 应评定地震时构筑物倾覆和侧向滑动的可能性。在评价横向滑动时，如果有防水材料的影响，应考虑防水材料的影响。

4.12. 与核装置相关的大型筏板基础通常具有抗震能力，应用于单独厂房的基础分离。

土工构筑物和地下构筑物

4.13. 工程土工构筑物和地下构筑物的抗震设计应符合抗震类别，并应符合 SSG-30[12]提供的建议。

4.14. 在核装置场址可能会遇到下列安全重要工程土工构筑物：

- (a) 与最终散热器相关的土工构筑物：水坝、堤坝和堤防；
- (b) 场址保护构筑物：水坝、堤坝、防波堤、海堤和护岸；
- (c) 场址轮廓构筑物：挡土墙、自然斜坡、路堑和填土。

4.15. 土工构筑物和地下构筑物的抗震设计应考虑下列地震相关影响：

- (a) 设计基准地震动引起的边坡破坏，包括液化；
- (b) 地震动引起的埋地管道破坏或裂缝渗流；
- (c) 海岸带海啸、水库淤塞、滑坡或岩石落入水库、溢洪道或出水口工程故障造成厂房漫顶；
- (d) 挡土墙倾覆。

减震结构

4.16. 减震最常见的应用是通过在上部结构和下部结构之间安装一层水平柔性和垂直刚性的减震设备（如减震器、支座）来减小结构对水平地震动的反应。作为一个基本原则，减震器的水平刚度的选择应使减震结构系统的基本振动频率明显低于原非减震结构。

4.17. 减震器应通过原型的足尺试验进行抗震鉴定。原型最低限度应该进行试验，并承受设计中考虑的最大位移和超设计基准的地震。试验应提供结构分析中使用的下列性质的数据：

- (a) 初始刚度，作为频率的函数；
- (b) 屈服后刚度随频率的变化；
- (c) 由减震器提供的阻尼，作为频率和/或最大位移。

4.18. 关于上部结构，减震结构需要在减震平面（上地基）上方的结构隔板。这种隔板应该具有足够的刚度，以重新分配横向负载从上部结构到减震系统。

4.19. 即使减震厂房对上部结构的抗震要求可能较小，减震厂房的布置规则也应适用于与固定基础厂房相同的减震厂房。特别是质量和刚度的规则分布应减少扭转运动，连续的负载路径应避免局部的高强地震要求。应通过限制上部结构的高宽比来防止减震结构的翘起。

4.20. 减震的设计应考虑以下因素：

- (a) 保证负载和位移的均匀性。理想情况下，所有减震器应为同一类型，应承受相同的重力负载，并应在地震期间承受相同的水平位移。
- (b) 避免或至少最小化翘起效应。
- (c) 避免在比设计基准地震更严重的地震中超过减震器的极限变形。
- (d) 允许在使用中检查和更换每个单独的减震器。
- (e) 确保减震器的鉴定条件与预计运行环境条件一致。
- (f) 确保在减震器所在的水平上，环境条件不存在火灾等危害。
- (g) 避免对结构、系统和部件产生抵御其他外部危害的不利影响。

4.21. 上部结构、减震支墩（用来支撑减震器）和基础（下底座）的设计不仅要抵抗重力和地震负载，而且要抵抗由减震系统横向位移引起的弯矩，包括 P-Delta 效应¹³。下底座的设计也应考虑地震波传播的影响。

4.22. 应在上基板周围提供一个净空空间（空隙），以允许隔离结构的横向运动。通常，减震系统设置在地面以下，并预留一定的空隙。这种空隙的宽度应与减震系统的限值允许侧向位移相对应，并与超设计基准地震引起的最大期望位移相关联。

4.23. 抗震设计应允许附加的配电线路（例如电缆、管道）具有足够的灵活性，以适应预期的差异位移。应为跨越第 4.22 段所述净空空间的所有公用线路作出特殊规定。线路应足够灵活以适应减震系统在任何水平方向上的位移。

机械设备

4.24. 机械设备的抗震鉴定应考虑到抗震分类（见第 3.31—3.40 段）。地震对工业设施影响的经验表明，大多数机械设备故障与缺乏锚固或锚固能力不足相关。机械设备对厂房主体结构的锚固是抗震设计的重点。

4.25. 锚固的抗震设计应考虑以下因素：

- (a) 从设备底座到主体结构的满载路径应具有足够的能力和刚度，以便安装部件的固有频率¹⁴不会显著降低。
- (b) 每个支撑点的地震需求应采用拟静力法或反应谱法从构筑物楼层反应谱中计算，每一特定设备类别的设计标准所接受的阻尼水平。简化的保守方法是可以接受的，只要这些方法是正当的。
- (c) 在计算地震需求时，应考虑喷嘴负载。
- (d) 应通过适当的紧固件定位来避免对底板的撬动作用（例如，避免负载路径中的大偏心）。

¹³ P-Delta 效应是一个二级弯矩，等于重力乘以构筑物在横向加载时所承受的水平位移。

¹⁴ 固有频率是线性动力系统在不受任何外部动力干扰时的振动频率。

- (e) 负载路径中易发生脆性破坏的任何部分都应留有裕度，以确保延展性控制破坏模式（例如，在预埋螺栓中，破坏应发生在螺栓处，而不是混凝土处）。
- (f) 将不同类型的紧固件混合用于同一部件的锚固（例如焊接和膨胀螺栓）是不可接受的，除非可以证明不同紧固件的刚度相似。
- (g) 与一般刚性板假设计算结果相比，底板的柔度可以显著改变锚杆的锚固力分布。当涉及脆性破坏模式时（例如从膨胀螺栓拉出），这一点尤其重要。在这种情况下，设计应考虑底板的柔性。
- (h) 首选的锚固类型如下：
 - (i) 现浇螺栓或双头螺栓；
 - (ii) 与预埋板的焊接；
 - (iii) 扩底型膨胀锚栓。
- (i) 膨胀锚栓除扩底型锚栓外，一般不应用于旋转或振动设备或持续张力支撑。

4.26. 当隔振设备用于支撑抗震 1 类部件时，应论证隔振设备的抗震能力。在这种情况下，最好安装限制器（保险杠），以便不超过允许的最大横向位移。

4.27. 设计应允许附加线路（如电缆、管道）具有足够的灵活性，以适应设备物项和线路第一支座之间预期的差异位移。

储罐

4.28. 地面上的垂直储罐在地震中很脆弱，尤其是当它们不锚固或仅轻度锚固时。该型储罐的设计应兼顾以下几点：

- (a) 抗震需求的计算应考虑储罐壳体的柔度及其对储罐固有频率的影响。
- (b) 应设置一个保守的干舷，以避免由于流体晃动而损坏顶盖。
- (c) 未锚固的储罐可能会有很大的隆起和失稳破坏，这可能会破坏附着线，导致储罐内容物的损失。因此，未锚固的储罐通常不能作为抗震 1 类物项。
- (d) 储罐地基的抗震能力应适当核实，尤其是环形地基。评定应与罐壳和锚固的容量评定一致。

- (e) 从倾覆和滑动的可能性来看，应评定储罐的整体稳定性。
- (f) 附着线的设计应考虑到储罐和第一支座之间的差异位移，与锚固的设计一致（即应避免将支座放置在离储罐很近的地方）。

管道

4.29. 根据公认的工程实践和法规要求，核装置管道的抗震设计通常是通过分析并按照国家或国际管道设计规范进行的。除此分析外，抗震设计应尽可能考虑以下因素：

- (a) 管道材料在使用温度下应具有延展性（断裂时的总伸长率大于 10%）。碳钢和不锈钢是在核装置中通常工作流体温度范围内的延展性材料的示例；灰铸铁和 PVC 是脆性材料的示例。
- (b) 应避免只依靠摩擦的接头。
- (c) 垂直支架的间距不应过大。应遵循既定的国家和/或国际设计规范的指导。
- (d) 管道支架应该能够承受地震事件而不发生脆性破坏，并且不会丧失管道的约束。
- (e) 当使用柔性接头（如波纹管）时，应限制接头两侧管道的移动，以在地震事件期间将相对端部移动保持在供应商规定的范围内。
- (f) 管道在横向方向上应受到足够的约束。

4.30. 锚固在两个不同厂房（或厂房内不同的子构筑物）上的管道或从地下进入厂房的管道应具有足够的柔性，以适应两侧附着点的不同运动。

埋地管道

4.31. 埋地管道是一种由地面连续支撑的特殊类型管道。设计应遵循 NS-G-3.6[11]第 6 部分中提供的建议。此类构筑物抗震设计的主要原则是为了使管道在地震动中具有足够的柔性来跟随地面变形。

4.32. 埋地管道的设计应注意穿过厂房或其他构筑物，并确保有足够的柔性，以考虑到地面和管道所连接的结构之间的预期差异位移。

电气设备、控制和仪器仪表

4.33. 电力设备（如机柜、电动机、变压器、类似设备）如果需要在地震期间和/或之后发挥作用，则应通过分析、试验、分析和试验相结合或相似性（见第 6.3 段）进行抗震鉴定。

4.34. 对设备进行的鉴定试验并不总是包括锚固到主体结构的满载路径。因此，试验中未覆盖负载路径的任何部分都应该单独设计和评定。抗震设计应考虑以下因素：

- (a) 应考虑从设备底座到主体结构的满载路径。
- (b) 负载路径应具有足够的能力和足够的刚度。
- (c) 应通过适当的紧固件定位来避免对底板的撬拨作用（例如，避免负载路径中大的偏心）。
- (d) 负载路径易发生脆性破坏的部分应过保守设计，以确保延展性控制破坏模式（例如，在现浇螺栓中，破坏应发生在螺栓处，而不是混凝土处）。
- (e) 首选的锚固类型如下：
 - (i) 现浇螺栓或有头螺柱；
 - (ii) 与预埋板的焊接；
 - (iii) 扩底型膨胀锚栓。
- (f) 对于电机控制中心、变压器、逆变器、开关设备和控制面板，应考虑使用顶部支撑或横向连接，以限制施加在电缆、导管和母线槽上的差异位移。

4.35. 当使用隔振设备支撑抗震 1 类物项时，应论证所选装置的抗震能力¹⁵。在这种情况下，最好安装限制器（保险杠），以便不超过最大允许横向位移。

4.36. 设计应允许附加电缆具有足够的灵活性，以适应设备物项和配电系统第一支座之间预期的差异位移。

¹⁵ 非为地震负载设计的隔振设备在影响工业设施的地震中故障。

4.37. 相邻的面板、机柜和机架应连接在一起或充分分开，以防止相互碰撞作用。这对于含有易受颤振影响的继电器的设备和易受冲击或冲击负载损坏的物项尤其重要。

4.38. 设计应确保仪器仪表和控制设备的功能，以避免地震晃动时的杂散信号。

4.39. 与蓄电池和机架相关的抗震设计方面应确保以下问题得到适当处理：

- (a) 机架的纵向刚度和横向刚度；
- (b) 倾覆稳定性；
- (c) 锚固到机架支撑结构；
- (d) 蓄电池之间是否有足够的间隔物，蓄电池排末端是否有垫片。

4.40. 重型蓄电池和变压器应直接锚定在地板上，或安装在柜内和面板内的独立支架上，以避免与其他部件相互作用。

电缆桥架和导管

4.41. 根据公认的工程实践，对应核装置配电系统的抗震设计进行分析，遵循国家或国际设计规范。此外，抗震设计应遵守下列基本规则：

- (a) 限制电缆桥架的跨度；¹⁶
- (b) 限制导管的跨度；
- (c) 对于悬臂支架支撑的电缆桥架，将电缆桥架和导管固定在其支架上，使其不会从支架上滑动和脱落；
- (d) 确保支架能够承受设计基准地震级（SL-1 或 SL-2（如适用）），并具有足够的抗脆性破坏裕度。

¹⁶ 对于最常见的桥架设计，在相邻支架之间的电缆桥架的平均跨度不超过 3 米是很好的实践。当电缆桥架在一次运行中延伸超过最后一个支架时，它的安装应确保桥架不会伸臂（悬臂）超过该支架 1.5 米。

4.42. 由于自平衡结构、高阻尼以及螺栓连接处的滑移和摩擦，悬挂的电缆桥架和导管通常是足够抗震的。电缆桥架填充物的数量应受到限制，以确保支撑和连接中可接受的应力。应使用缆索系带来限制缆索移动。地面支撑的桥架应该有横向和纵向地震负载的支撑。

供暖、通风和空调管道

4.43. 按照公认的工程实践，核装置中供暖、通风和空调管道的抗震设计通常是按照国家或国际设计规范通过分析进行的。此外，抗震设计应遵守下列基本规则：

- (a) 限制导管支架的跨度。¹⁷
- (b) 将管道固定在其支架上（即使用管道系带），以防止在地震事件中发生位移、脱落或滑落的可能性。管道应该牢固地连接到管道末端的最后一个吊架支架上。同样，设计用于限制导管系统横向移动的支架也应附在导管上。
- (c) 确保接头处连接良好。¹⁸
- (d) 确保附件的牢固连接：连接到供暖、通风或空调管道上的附件，如阻尼器、转向叶片、寄存器、出入门、过滤器或空气扩散器，应通过螺钉或铆钉牢固连接到管道上。
- (e) 确保支架不发生脆性破坏：支架应能够承受设计基准地震级（SL-1 或 SL-2 级，视情况而定），并有足够的脆性破坏裕度。

¹⁷ 对于最常见的管道设计，垂直支撑跨度最好不要超过 4.5 米，对于安装在配件每个分支的三通等配件 1.5 米内的支架，以及对于管道悬臂（悬臂）长度小于 1.8 米。

¹⁸ 带滑动接头的管道，不带口袋锁、铆钉或螺丝，可进行连接，由于支座之间的差异位移而产生的分离。

抗震能力

4.44. 结构、系统和部件的抗震能力¹⁹ 取决于其预期功能的限值可接受条件。限值和条件应根据应力、应变、位移和电扰动持续时间等参数来定义。抗震能力应根据这一限值和条件使用适当的设计规范推导出来。容量应大于结构、系统和部件（验收标准）的要求。

4.45. 对于 SL-1 和 SL-2 结构、系统和部件，负载组合的验收标准应从适用的核设计规范中推导出来。

4.46. SL-3 结构的验收标准应与适用的国家标准和规范对正常工业设施所规定的标准一样严格或更严格。

4.47. 对于抗震能力计算，材料特性应根据特征值（例如 95%的不超过概率）进行选择，并辅以适当的质量保证程序。

4.48. 必须考虑到适当的老化考虑，以确保 SL-1 和 SL-2 的结构、系统和部件的长期安全性能：见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 31、SSR-3[2]要求 37 和 SSR-4[3]要求 32。应考虑辐射脆化、疲劳、腐蚀、蠕变和预应力损失等时效机理。

4.49. 应根据 NS-G-3.6[11]建议确定与土壤的破坏（如液化或地震引起的沉降）相关的抗震能力。

5. 抗震分析

5.1. 一旦确定了厂房和土木构筑物的布置和结构部件的配比，就应该对这些结构进行抗震分析。地震分析的目的是双重的。首先，它提供了核实抗震设计能力或评定与超设计基准地震相对应的地震裕度（如应力、内力和弯矩以及位移）所需的结构反应参数。其次，厂房和土木构筑物的抗震分析提供了相关这些厂房和土木构筑物所容纳的结构、系统和部件的抗震要求（例如构筑物楼层反应谱、构筑物内加速度或位移时程）的信息。

¹⁹ 抗震能力是已核实必要充分性的最高抗震水平，以结构或部件经核实以执行其预期安全功能的输入或反应参数表示。

场址反应分析

5.2. 对于土和软岩场址，应进行地面（自由场）反应分析，以获得应变相容的土剖面，用于地震土壤—结构相互作用分析，并确定与此类分析相关的不确定性。关于场址反应分析的建议在第3部分中提供。

5.3. 对于硬岩场址，可以假定由设计基准地震引起的应变很小，以至于地柱中的刚度和材料阻尼值与场址调查活动提供的低应变值没有差异。

结构反应

5.4. 结构反应的计算应采用线性等效静力分析、线性动力分析（时域或频域）、非线性静力（‘pushover’）分析或非线性动力分析适用的指导方针、守则和标准。无论选择何种方法以下建议均适用：

- (a) 地震输入应由设计反应谱或与反应谱相容的加速度时程来定义。
- (b) 分析模式应充分反映结构在地震作用下的性能，并考虑结构质量、刚度和阻尼特性的真实分布。
- (c) 对于没有岩石或类岩石地基支撑的所有与安全相关的核结构，应考虑土壤—结构相互作用，同时考虑到地面性质的不确定性。
- (d) 地震动的三个正交分量（一个垂直分量和两个水平分量）应得到结构的反应。
- (e) 潜在的二阶效应，如果相关，应考虑所有垂直负载路径单元（P-Delta效应）。特别是所有垂直负载路径单元的设计应能承受地震负载引起的横向位移。
- (f) 对于含有大量水的结构、系统和部件，例如燃料水池和服务水池，应考虑水动力效应。

5.5. 在地震输入的两个水平分量和一个垂直分量同时作用的基础上，只要证明地震输入的各分量在统计上是独立的，就可以计算结构的反应。

5.6. 抗震分析的刚度建模应遵循国家和国际核装置的最佳实践。一种方法是一个迭代的两步过程：在这种建模的第一步，钢筋混凝土截面的总面积被用来计算刚度使用线弹性分析。使用在这一步骤中确定的应力水平，然后评价每个结构单元的刚度降低因子。如果需要，更新的刚度将在第二次迭代中使用。

5.7. 在许多情况下，当考虑土壤—结构相互作用时，考虑不确定性的土壤的性质变化掩盖了结构因开裂而引起的刚度变化。由于这两种现象是相互独立的，所以在设计空间边界时应考虑极值的同时出现，从而避免人为地在分析中引入较大的不确定性。

5.8. 对于减震结构，减震器的刚度值最好来自试验数据，并应考虑减震器刚度在结构设计寿命期间的变化。

5.9. 用于计算地震反应的模式应包括结构的质量、永久设备的质量和预计与地震负载同时存在活负载的质量。

5.10. 线弹性分析中用于计算地震需求的阻尼值应以平均值或中值为中心。如果进行非线性分析并考虑了滞回耗能，则应使用对应于较低反应水平的阻尼来避免重复的滞回耗能。

5.11. 对于复杂结构，应考虑将地震计算模式分为主结构和子结构。在这种情况下，主要结构与其地基介质结合形成土壤—结构相互作用模式是主要系统，而附属于主要系统的系统和部件是子系统。

5.12. 在对主系统进行分析时，应使用确定好的解耦标准来决定是否应考虑某一特定子系统。解耦标准应界定子系统与支撑主系统之间的相对质量比和频率比的限制。

5.13. 当动力反应相互作用影响较大时，应进行一级结构和二级结构的耦合分析。

5.14. 对于子系统的详细分析，地震输入，包括差动支座或附件的运动，应从主模式的分析中得到。

5.15. 结构内楼层反应谱通常用作设备部件线性或拟线性地震计算的地震输入，应从结构对设计地震动的反应中获得。对于每种土壤—结构构型，必要的分析次数取决于国家实践，但应使用不少于三组谱兼容的加速度时程作为结构内反应谱生成的输入。根据分析的次数，所得到的结构谱将被平均或包络以产生最终结果。

5.16. 若要使用结构内反应谱作为主体结构所容纳的结构、系统和部件的设计地震输入，计算的结构内反应谱应进行峰值拓宽，以考虑在评价厂房部件的振动特征时可能存在的不确定性。²⁰

土壤—结构动力相互作用

5.17. 当有必要考虑土壤—结构相互作用²¹的影响时（见第 5.2 段），应首先从下列方面的评定中确定可接受的模式和分析程序：

- (a) 土壤—结构相互作用分析的目的和结果的预期用途（例如作为确定结构、系统和部件地震反应的输入）；
- (b) 需要模拟的相关现象（例如地震波场，线性、等效线性和非线性土壤特性，土壤—地基接触的线性和非线性模拟，波动不相干）；
- (c) 根据 (a) 和 (b) 使用的方法和软件。

对于含有足以影响土壤—结构相互作用效应的水池构筑物，模式应考虑流固相互作用效应。

5.18. 在土壤—结构相互作用分析中应考虑土壤的非线性本构行为。这种非线性行为可以通过等效线性土壤特性引入。

5.19. 对于土壤—结构相互作用分析，除了土壤结构可能引起明显的倾斜波或表面波的特定场址外，地震波垂直传播的简化假设应被认为是可以接受的。

²⁰ 国家使用的典型值为±15%。

²¹ 在软土地基上建造的重型、刚性结构与在岩石上建造的相同结构相比，其地震反应可能有显著差异。即使对于中等刚度的地面，这些差异也可能很重要。这种效应是共同命名为“土壤—结构相互作用”现象的结果。

5.20. 土壤—结构相互作用的分析主要有两种方法：直接法和子结构法。直接法是一步分析土壤—结构系统的方法。直接方法适用于（等效）线性理想化，它们通常用于土壤—结构系统非线性相互作用的情况。子结构法将土壤—结构相互作用问题分解为一系列简单的问题，独立求解每个问题，然后将计算结果叠加。子结构法通常用于线性土壤—结构相互作用分析。

5.21. 土壤—结构相互作用分析中的不确定性应考虑，要么使用概率技术，要么通过限定确定性分析来考虑影响反应的分析参数的预期变化范围，包括土壤的性质。在所有情况下，土壤—结构相互作用分析中考虑的土壤特性变化应与用于开发设计输入运动的特性一致（见第3部分）。

直接法

5.22. 直接法分析土壤—结构相互作用应包括以下步骤：

- (a) 建立土壤—地基—结构模式，通常采用有限元建模方法；
- (b) 确定模式的底边界和侧边界，并设置适当的边界条件；
- (c) 定义在边界处应用的输入运动，与场址反应分析兼容（第3部分）；
- (d) 进行分析并获得必要的反应参数。

5.23. 土壤—结构模式的下边界应距离土壤—地基界面足够远，使结构的反应不受边界的影响。这个下边界可以假定是刚性的。

5.24. 侧向刚性或柔性边界也应位于离地基足够的距离处，以便结构的反应不会受到这些边界的显著影响。到土壤—地基界面的最小距离取决于所选择的边界类型。

5.25. 土壤离散化应该足够精细，以产生结构反应中所有相关频率的精确表示。此外，在土壤—地基界面处，离散化程度应能准确地模拟应力分布，并在必要时模拟隆起现象，包括考虑部件和设备的频率，如果这些频率可能影响结构的反应。

子结构化方法

5.26. 用子结构法分析土壤—结构相互作用应包括以下步骤：

- (a) 进行场址反应分析（见第3部分）。
- (b) 开发结构模式通常使用有限元。

- (c) 对于刚性边界方法，获得地基输入运动（运动学相互作用或“波浪散射问题”）。“刚性边界”是指地基与土壤之间的接触面是刚性的。无论采用什么方法，刚性地基假设的有效性都应通过灵敏度分析来核实。
- (d) 用连续介质力学方法、有限元方法或阻抗手册获得基础阻抗。
- (e) 对土壤—结构耦合系统进行分析，得到所需的反应参数。

5.27. 实现细节取决于子结构化方法的类型（例如，刚性边界方法、柔性边界方法、柔性体积方法或差减法）。应提供技术基准来证明基于差减法的土壤—结构相互作用分析的充分性。

5.28. 对于均匀土层场址，或对于性质（如密度、剪切波速）平稳变化到等于地基最大尺寸深度的层状土层场址，使用频率无关阻抗应被认为是可以接受的。频率相关的阻抗函数，连同结构的固有频率，可以用来开发频率无关的土壤弹簧，以用于常规的时域动力分析软件。应变相容的土壤性质应该用来获得这些土壤弹簧参数。

结构—土壤—结构相互作用

5.29. 设计人员应根据下列考虑因素评定结构—土壤—结构相互作用的影响²²的潜在相关性：

- (a) 结构的布置情况以及结构之间相互隔离情况。
- (b) 土壤刚度和阻尼。
- (c) 相邻厂房的占地面积和总质量的差异。较小的厂房靠近较大、较重的厂房或地下构筑物（例如隧道），尤其令人关注。

5.30. 当结构—土壤—结构效应被认为具有潜在相关性时，应在设计中加以考虑，特别是在开发用于鉴定主要结构所容纳的系统 and 部件的结构内反应谱时。

5.31. 由于土壤和结构都表现出三维动力特征，结构—土壤—结构相互作用是一种三维现象。因此，为了充分反映核装置的土壤和结构的表征，应该进行三维分析，以适当地描述这种空间行为。

²² 结构—土壤—结构相互作用是指结构的地震诱发运动通过地基介质传递给相邻结构的现象。这种现象的一个典型影响是，在受影响结构的结构内谱中，峰值出现在相邻结构的固有频率上。

地震负载与其他负载组合

5.32. 设计工况负载应按以下方式分组：

- (a) L1：正常运行负载；
- (b) L2：预计运行事件期间的额外负载；
- (c) L3：事故工况下的附加负载。

5.33. 应考虑核装置所有可能运行状态下的地震负载。在抗震设计中，地震负载（即地震需求）应与并发负载组合如下：

- (a) 抗震 1 类物项：
 - (i) L1 负载应同设计基准地震负载进行组合；
 - (ii) 如果 L2 或 L3 负载是由地震引起的和/或具有与地震负载高度一致的概率（例如，对于独立于地震发生的足够频繁的 L2 负载），L1 和 L2 或 L3 负载应与设计基准地震负载相组合。
- (b) 对于已确定与抗震 1 类的物项相互作用的抗震 2 类的物项，应采用与抗震 1 类相同的组合，可能与不同的验收标准相关联。
- (c) 对于抗震 3 类物项，应将符合国家实践的组合应用于相关的设计基准负载。
- (d) 对于与设计雪负载相关的场址（如大于 1.5 千牛/平方米）也应考虑雪的质量。

6. 抗震鉴定

6.1. 抗震鉴定是通过试验、分析或其他方法，对结构、系统和部件在指定地震期间和/或之后履行其预期功能的能力进行核实的过程。抗震 1 类和抗震 2 类部件均应进行抗震鉴定。

6.2. 楼层反应谱应作为抗震鉴定的输入。对于直接安装在地面上的设备，应采用设计基准地震的自由场反应谱作为输入。

鉴定方法

6.3. 应使用下列一种或多种方法进行抗震鉴定：

- (a) 分析；
- (b) 试验；
- (c) 分析与试验相结合；
- (d) 间接方法（如近似分析）。

6.4. 鉴定程序应确保应用于中核装置某一部件的边界条件能正确或保守地模拟其性能和地震条件。在这些边界条件中，最重要是激发条件、支撑条件、环境条件、运行工况和功能要求。

6.5. 作为设备鉴定程序的一部分，应参照抗震分类对应的验收标准，对与地震相关的可能故障模式进行系统评价。

6.6. 对于无法通过试验进行鉴定的非能动部件和大尺寸物项，通过分析方法进行鉴定是可以接受的。构筑物、储罐、分配系统和大型设备通常通过分析方法进行鉴定。

6.7. 能动部件的抗震鉴定应包括结构完整性鉴定²³和功能鉴定。抗震鉴定应：(a) 直接对实际或原型部件进行抗震鉴定；(b) 间接采用缩比模式、缩比原型或简化部件²⁴；或者(c) 通过相似性，其中可以在候选部件和参考部件之间建立相似性，并且已经对后者进行了直接鉴定。无论选择哪种方法，它都应准确地表示部件在规定作用下的实际性能。为正确再现部件要经受的实际运行工况，试验受限于试验台的能力或其他试验条件。当使用试验结果鉴定部件时，应明确试验过程的适用范围。

6.8. 只有当能动部件的潜在故障模式可以用应力、变形（包括空隙）或负载来识别和描述时，才可以通过分析对其进行鉴定。否则，能动部件的鉴定应采用试验或间接方法。

²³ 结构完整性是指一个物项，无论是一个结构部件还是一个由许多部件组成的结构，在包括其自身重量在内的负载作用下保持在一起而不断裂或过度变形的能力。

²⁴ 这种情况下，一个简化的部件是一个已经减少到仅仅为实现安全功能所必需的组成部分。

6.9. 如果使用数值模式来模拟地震中能动部件的性能，则应通过独立的分析或试验，对相关模式和软件进行适当的核实。

6.10. 非结构材料（例如用于电缆绝缘的聚合物、机械设备部件中的密封件和垫片）的脆化可能会限制某些核装置系统的抗震能力。设计在确定抗震鉴定计划和视察或维护计划时应考虑这种与年限相关的退化机制。

鉴定分析

6.11. 鉴定分析应遵循概念上类似于主要厂房抗震设计的方法。地震输入应为目标结构、系统和部件所在位置的地震负载，通常表示为楼层反应谱或结构时程。然后，应使用适当的分析方法和/或数值分析，并结合其他负载作用下的内力来计算地震内力。然后，应根据公认的规范和标准和/或功能定义，将总内力与能力进行比较。

6.12. 根据国际经验和适用的规范和标准，可采用等效线性静力分析、线性动力分析（时域或频域）、非线性静力分析或非线性动力分析来计算结构、系统和部件的地震内力。无论选择何种方法，以下建议均适用：

- (a) 结构、系统和部件的输入应由设计谱、结构时程或与反应谱匹配的加速度时程定义。如果使用设计谱（或相关的时程），则需要表明这些谱对结构、系统和部件所在位置的结构负载条件具有包络性或保守性。
- (b) 计算模式应保守地表示候选物项在地震作用下的行为（例如质量分布、刚度和阻尼特征）。
- (c) 应计算结构、系统和部件的重要固有频率；或者，设计反应谱的峰值乘以一个大于 1 的适当因子作为输入，还应考虑多模效应。
- (d) 应评价地震下惯性内力的传力路径。一条连续的负载路径，应具有足够的强度和刚度，以将所有惯性力从施加点传递到容纳该物项的主要结构上。应该计算这条路径的所有位置的地震内力。
- (e) 应计算地震动三个正交分量（一个垂直方向和两个水平方向）对应的地震内力。
- (f) 能量耗散应该以一种保守的方式考虑（考虑与耗散机制相关的不确定性），并且可以以多种方式为结构、系统和部件建模。如果进行模态分析，常见部件和材料的模态阻尼值可以采用适用的核设计规范推荐的。

6.13. 对于机械设备，在设计部件时应考虑以下因素对阻尼的影响：防止振动的减震器，支撑间隔的大小、位置和数量，连接类型（如法兰连接），反应频率，以及使用屈服或能量吸收支撑装置。

6.14. 对于装有液体的容器和储罐，应考虑晃动和冲击负载的影响，包括频率效应。还应考虑液体运动或压力变化对水下结构的影响。这些影响可能涉及流体的水动力负载和功能能力的降低（例如乏燃料水池屏蔽效率的丧失、仪器仪表信号的干扰）。

6.15. 所有这些简化技术都应经过充分验证²⁵，以表明它们与更精确的建模技术或试验结果相比较的保守程度，并应适当地记录在案。

6.16. 模式中应考虑弯管、三通和喷嘴等管道系统部件的柔性或刚度。在管道抗震分析中，弹簧吊架可以忽略不计。所有附加质量，包括它们的偏心，如阀门执行器、泵、管道内的液体和绝热都应考虑。

6.17. 当配电系统（例如管道、电缆桥架、电缆管道）连接到具有不同地震动和反应谱的两个或多个点时，应合理使用单一反应谱。为了考虑惯性效应，应采用包络谱或多点反应谱。

6.18. 对于管道系统，除了惯性效应外，还应仔细考虑支座间地震动差异的影响。

鉴定试验

试验类型及典型应用领域

6.19. 如果无法通过分析以合理的可信度证明某一物项的完整性或功能能力，则应进行鉴定试验，以证明该物项的抗震能力，或直接或间接地协助对该物项进行鉴定。试验类型包括以下几种：

- (a) 验收试验（证明试验）；
- (b) 低阻抗试验（动态表征试验）。

²⁵ 对于配电系统（例如管道、电缆桥架、导管、油管和管道及其支撑），模态反应谱分析可用于安全级系统的大口径管道（例如直径大于 60 毫米）的抗震设计，而小口径管道的分析通常采用静力方法。基于通用分析或试验的间距表和图表也用于小口径管道的评价，通常用于评价电缆桥架、导管、油管和管道。

6.20. 对能动电气和机械部件应采用验收（证明）试验，以证明其在设计基准地震中的抗震性能充分性。这种试验通常由制造商进行，以证明符合采购规范。这种试验通常使用振动台进行。

6.21. 低阻抗（动态表征）试验通常应作为验收试验的第一阶段进行，以确定物项的主要动态特征（如固有频率）。

计划

6.22. 复杂物项的功能试验和完整性试验，如包含许多不同设备的控制面板，应在物项原型或单一设备上进行，并对地震试验输入进行缩放（通过机柜内传递函数），以考虑物项内或物项上每个设备的位置和连接。

6.23. 必要时，鉴定试验需要考虑可能在使用寿命期间导致退化或改变物项动态特征的老化影响：见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.49 段、SSR-3[2]第 6.84 段、SSR-4[3]第 6.115 段，并应根据适用的行业标准²⁶进行。

6.24. 应制定针对鉴定试验的技术规范。在试验规范中应考虑以下内容（如果适用的抗震鉴定标准尚未涵盖）：

- (a) 适用的抗震试验标准；
- (b) 验收标准；
- (c) 输入地震动；
- (d) 功能要求；
- (e) 边界（支撑）条件；
- (f) 重复试验次数或每次试验加载次数；
- (g) 环境条件（如压力、温度）；
- (h) 运行工况，如果功能能力必须评定。

6.25. 鉴定试验应包括以下内容：

- (a) 旨在核实部件所需安全功能的功能试验；
- (b) 旨在证明部件机械强度的完整性试验。

当进行缩比试验时，应考虑与间接抗震鉴定方法相关的相似标准的设定。

²⁶ 行业标准的使用将取决于国家法规。有些国家使用 IEEE/IEC 60980344[13]标准。也可以使用国家监管机构认可的其他国家或国际行业标准。

6.26. 试验结果应记录在试验报告中。试验报告的格式和内容应包括在试验规范中。

通过分析和试验相结合的鉴定

6.27. 如果仅通过分析或试验进行鉴定是不可行的（大型和复杂的能动设备，如电动机、发电机或多机舱控制台可能是这样），则应将分析和试验方法相结合用于鉴定，其中基准试验的结果作为鉴定程序的输入或用于验证程序。

6.28. 针对采用分析方法来鉴定的大型和复杂物项，为了帮助核实分析模式，应考虑原件的模态试验。

6.29. 在鉴定试验程序中，基于如下目的应进行分析：

- (a) 将鉴定试验结论外推到更复杂部件（例如多组分部件）的正当性；
- (b) 通过更好地理解复杂系统的动态行为来帮助确定试验计划；
- (c) 调查和解释试验中的意外行为；
- (d) 在对复杂系统执行试验之前，获得反应的估计值；
- (e) 建立包含模态频率和阻尼的分析模式，并通过典型部件的试验进行核实，从而能够分析模拟部件配置变化的影响。

间接鉴定方法

6.30. 间接鉴定方法依赖于通过分析或试验确定目标物项与以前鉴定的参考物项的相似性。用于鉴定参考物项的地震输入应等于或包络目标物项所需的输入。实物和支撑条件、能动物项的功能特征和目标物项的要求应与参考物项的要求非常相似。

6.31. 间接方法的可靠应用取决于严格且易于核实的相似标准的适当制定和应用。这些标准的验证和评审团队的培训是该过程的关键，并应明确记录在安全文件中。

7. 设计应达到的抗震裕度

抗震裕度的概念

7.1. 抗震裕度的评价是设计安全评定的一部分。抗震健稳性用抗震裕度能力来表示，它定义了核装置在超过场址特定地震危害的地震负载下达到某种性能的能力。在设计中应保守地定义 SL-2 级地震，并采用核相关设计规范中的验收标准以确保抗震裕度。

7.2. 在与抗震设计能力（无裕度）相对应的危害程度下，如果某一安全功能由于地震而发生故障，并导致抗震性能目标没有实现（例如，地震导致的堆芯损坏概率大于性能目标），这种情况即为地震引发的陡边效应。设计应提供足够的抗震裕度 (a) 以保护对安全重要物项，避免陡边效应；(b) 保护用于防止早期放射性排放或显著放射性排放所最终必需的物项，如果自然灾害水平超设计考虑的水平时：见 SSR-2/1(Rev.1)[1]要求 17、SSR-3[2]要求 19 和 SSR-4[3]要求 16。

7.3. 抗震裕度应用“高置信度低故障概率”（HCLPF）能力来表示，这与装置的地震易损度相关。另外，根据装置的平均易损度，可以估算地震引发的始发事件对应的地震危害程度。

7.4. 用于定义 SL-2 的危害水平、抗震裕度（HCLPF 能力）和抗震性能目标（以堆芯损坏概率²⁷、显著排放概率²⁸或大量提前排放概率表示）之间存在相关性。在这种情况下，应确定核装置的最小抗震裕度，以确保达到抗震性能目标并避免陡边效应。

²⁷ 堆芯损坏概率表示事故可能导致核反应堆燃料损坏的可能性。它是在概率安全评定中使用的一个术语，表示可能对反应堆堆芯中的燃料造成严重损坏事故的可能性。

²⁸ 大量的早期排放概率是指在实施保护行动之前可能导致放射性排放的事故频率，从而有可能产生确定性影响。

足够的抗震裕度

7.5. 对于核电厂或研究堆，应评价如下两种抗震裕度能力（用 HCLPF 能力表示）：第一种针对防止反应堆堆芯的重大损坏；第二种针对早期放射性排放或大量的放射性排放。对于其他类型的核装置抗震裕度应与该装置的事故工况风险相匹配。

7.6. 装置应具备足够的抗震裕度，抗震裕度可用最小的 HCLPF 能力表示。为防止堆芯损坏，装置对应的最小的抗震裕度水平应与抗震性能目标一致（例如，堆芯损坏概率小于 10^{-5} ）。²⁹ 为了防止早期或大量排放，装置对应的最小的抗震裕度水平应与安全壳抗震性能目标一致（例如，小于 10^{-6} 的大量早期排放频率）。

抗震裕度评定程序

7.7. NS-G-2.13[5]给出了现有核装置抗震裕度的量化程序。这些程序采用用结构、系统和部件的建造和运行工况；因此，地震踏勘是一个关键因素。建议用于既有核装置抗震裕度评定的程序也能应用在新装置的设计阶段，核装置前提是选定的结构、系统和部件的抗震能力不受地震相互作用或其它设计变更的负面影响。

7.8. 抗震裕度评定（即，使用确定性方法）通常用于地震活动性为低至中等的场址，而地震概率安全评定被建议用于地震活动性高的场址。对于地震活动性为中等至高等的场址，地震概率安全评定提供了更多关于设计的抗震稳健性、抗震性能和地震风险重要因素（可能包括人因错误）的见解。

7.9. 在概率方法中，应该计算装置的中值和平均易损度以及抗震性能目标（用地震引起的堆芯损坏平均概率或其他相关风险参数表示）。该装置的抗震裕度应通过该装置的平均地震易损度确定（见第 7.3 段）。装置的抗震裕度水平也可以使用（基于序列的）结合抗震裕度分析的概率安全分析来确定（称为“基于 SMA 的 PSA”）。

²⁹ 为证明（核电厂）有足够的抗震裕度，抗震裕度分析中的参考检查地震通常将 SL-2 对应的峰值地面加速度放大 1.4 倍、1.5 倍或 1.67 倍。

7.10. 在确定性方法（即抗震裕度评定）中，应确定实现安全停堆状态的两种方法，并对所有相关结构、系统和部件的抗震裕度能力进行评价。通过采用这一方法，不仅评价了该装置的抗震裕度，还识别了限制抗震裕度的结构、系统和部件。

7.11. 装置的抗震裕度（HCLPF 能力）应与第 7.5 段和第 7.6 段所述的“足够的抗震裕度”或由监管机构确定的值进行比较。

8. 地震仪器仪表和地震后作用

地震仪器仪表

8.1. 地震仪器仪表³⁰ 应安装在核装置上有以下几个原因：

- (a) 提供触发机制，以便在地震级超过规定阈值时自动关闭核装置；
- (b) 提供警报，向运行人员发出地震发生的警报，并为装置运行程序规定的决策过程提供信息；
- (c) 收集结构、系统和部件在地震过程中的动力特性数据，获得结构反应的真实数据，并评定在抗震设计和厂房和设备的鉴定中所使用的分析方法的有效性程度。

8.2. 地震分类和地震仪器仪表的安全分级应以地震假想始发事件的安全相关性为基础。此外，还应考虑到需要地震仪器仪表来支持核装置的应急运行程序。

8.3. 装置的自动地震停堆系统应按照 SSG-30[12]进行安全分级，并提供足够的冗余、可靠性和独立性。特别是，应考虑与反应堆保护系统共同使用的任何部件或信号的可靠性、冗余性和故障独立性。

8.4. 应根据核装置的特定需要和地震风险对装置安全的重要性，对装置在核装置上的地震仪器仪表进行必要的定义、规定、采购、建造、校准、维护和升级。

³⁰ 地震仪器仪表是装置在安装核装置场址及其周围和与安全相关结构中确定位置的强震加速度计阵列。

8.5. 从地震仪器仪表获得的数据的处理、解释和使用应包括在装置的运行程序（包括应急运行程序）中，并应按照管理系统进行管理（见第 10 部分）。

8.6. 建议装置地震仪器仪表的最低数量如下：

- (a) 所有核装置：安装一台三轴强震记录仪，记录自由场振动地面运动；
- (b) 在核电厂：
 - (i) 安装三个三轴强震记录器，记录反应堆厂房地基的振动运动；³¹
 - (ii) 两个装置在反应堆厂房最具代表性楼层的三轴强震记录仪。
- (c) 核电厂以外的核装置：两个三轴强震记录器，安装在放射性物质存量最大的厂房或构筑物的地基。

除了上述最小地震仪器仪表外，对于 SL-2 自由场加速度等于或大于 0.2g 的场址，还应考虑使用其他仪器仪表。

8.7. 地震仪器仪表应能够根据加速度记录（例如叠加绝对速度[14]）的综合提供破坏参数，作为评定发生地震时装置反应的重要工具。

8.8. 这些破坏指标应与从自由场设计基准地震中得到相同数量的值和从地震经验中得到的数据进行比较。这种比较可以支持地震后的震后评价，从而决定重新开始运行。

8.9. 地震仪器仪表应便于将实际地震事件的反应谱与设计基准反应谱进行比较。

地震后行动

8.10. 应在设计阶段就为核装置计划地震后行动，作为应对外部事件的专门行动计划的一部分。地震后行动计划应包括震前计划和地震后采取的短期和长期行动。在核装置抗震设计阶段一并根据装置的设计和运行特点—应制定和准备本计划的原则和一般规范。

³¹ 基础底板处的三个三轴强震记录仪将允许评价对应于水平方向和垂直方向的平移运动，并估计对应于两个水平方向的摇摆晃动。

8.11. 地震后行动计划应以以下内容为基础:

- (a) 确定有感地震和重大地震实际潜在损坏的经验方法 (见第 8.13—8.15 段);
- (b) 根据实物视察和试验, 评定关闭装置的必要性和评定重新启动 (如果装置已经关闭) 的准备情况的系统方法;
- (c) 确保装置长期完整性的标准。

8.12. 地震后行动计划应足够全面, 以最大限度地减少在不损坏对安全重要结构、系统和部件的地震振动地面运动后长期关闭装置的可能性。对于低于设计基准级 (SL-1 和/或 SL-2) 的地震, 主要重点是装置的物理和功能条件而不是分析评价。在某些情况下, 可以在重新启动后装置运行时进行确认性分析评价。

8.13. “有感地震”是指任何在核装置营运组织认为是地震并经地震仪器仪表或其他相关信息确认的地点产生振动地面运动的地震。应通过装置的地震仪器仪表通知控制室操纵员地震的发生。通常, 安装在核装置上的地震仪器仪表在峰值地面加速度值 0.01—0.02 g 时触发。

8.14. 作为地震后行动计划的一部分, 启动行动应仅限于在核装置感受到的、被认为是“重大地震”的地震。重大地震是一种有感地震, 它具有接近非地震设计结构、系统和部件破坏或故障阈值的自由场址面地面振动地震动特性。重要地震的典型定义是自由场址面振动地面运动大于 0.05 g 或标准化累积绝对速度大于阈值 (例如根据参考文献[14]0.16 g/s) 或监管机构同意的其他损坏指标的地震。

8.15. 重大地震的定义还取决于核装置的场址和抗震设计基准, 因为这一定义可能决定营运组织和监管机构应采取的行动。重大地震的定义是许可证持有人的责任, 在相关情况下, 需要得到监管机构的同意或批准。

8.16. 地震后行动计划的目的是向营运组织提供指导以及特定和详细的程序, 涵盖地震振动地面运动的全部范围, 从低于 SL-1 级的数值到高于 SL-2 级的数值不等。

8.17. 地震后行动计划有两个基本阶段：

- (a) 计划：在地震发生前为制定适当的地震后行动计划而采取的步骤。其中许多活动将在设计阶段执行。
- (b) 应对措施：作为操作措施的一部分，根据震感或场址记录的地震振动以及观测到的对装置的影响，实施地震后行动计划。

这种计划的基本原则应如下：

- (a) 地震后的行动将有助于及时就核电厂目前或未来的状况作出决定，例如是否需要关闭、继续运行或重新启动。
- (b) 将及时和透明地向所有相关各方通报装置状况、已采取的行动和将采取的行动。
- (c) 将采用分级方法，从总体评价开始直到只有在情况需要时才进行非常详细的评价。

关于制定地震后行动计划的特定指导见参考文献[15]。

9. 核电厂以外的核装置抗震设计

9.1. 应采取分级方法，确保抗震设计标准与地震危害的程度相称，包括相关的放射性危害、非放射性危害和其他相关因素。

9.2. 基于与较低地震重现期相关的更严格数据集的地震危害评定简化方法对中、低危害装置应予以考虑。反应水平、分析的复杂性和文件的彻底性应与装置所带来的危害程度、装置的复杂性和装置寿命的阶段相称。

9.3. 地震事件引起放射性后果的可能性取决于核装置的特征（例如其使用、设计、建造、运行和布置）以及地震本身。这些特征包括以下方面：

- (a) 放射性库存的数量、类型和状态（例如，固态、液态或气态，处理或贮存）；
- (b) 与在装置中发生的物理过程和化学过程相关的固有危害（例如，临界）；
- (c) 核装置的热功率（如适用）；
- (d) 不同类型活动的装置配置；

- (e) 装置内放射源的分布（例如，在研究堆中，大多数放射性库存将在反应堆堆芯和燃料贮存水池中，而在加工和贮存装置中，放射性库存可能分布在整个装置中）；
- (f) 为实验而设计的装置结构和布置的变化性质；
- (g) 预防事故和缓解事故后果所必需的设计安全特点，包括需要能动安全系统和/或操纵员行动，以预防事故和缓解假想事故的后果；
- (h) 核装置构筑物的特征和放射性物质的密封手段；
- (i) 在发生事故时可能导致陡边效应的加工或工程安全特点的任何特征；
- (j) 场内和场外污染的可能性。

9.4. 核装置应按照该装置的预定设计目标（即性能目标）和与对安全重要结构、系统和部件故障相关的风险进行分类。根据这些标准，每个核装置都应分为以下四个抗震设计类别之一：

- (a) 抗震设计第 1 类：高危害核装置；
- (b) 抗震设计第 2 类：中危害核装置；
- (c) 抗震设计第 3 类：低危害核装置；
- (d) 抗震设计第 4 类：常规装置。

这些抗震设计类别与核装置地震诱发破坏后果之间的关系见表 2。

表 2. 基于核装置地震破坏后果的抗震设计分类

抗震设计类别	场内后果	场外后果	工程与安全分析
SDC1: 高危 害核装置	可能导致装置中工作人员生命丧失的放射性或其他照射。	潜在的重大场外放射性和/或非放射性后果。	适用于核电厂的类似规则。需要进行工程和安全分析, 以确定预防和缓解的特点, 并确定是否达到安全目标。
SDC2: 中危 害核装置	潜在的重大场内后果。不加缓解的排放将需要现场撤离。	场外放射性或非放射性后果的可能性小。	需要进行工程和安全分析, 以确定是否达到安全目标。
SDC3: 低危 害核装置	可能只造成局部后果(在排放点 30—100 米范围内)。	无场外放射性或非放射性后果。	需要有限的工程安全分析来确定是否达到安全目标。
SDC4: 常规 装置	没有放射性或化学物质排放, 但结构、系统或部件的故障可能会使工作人员面临身体伤害的风险。	无场外放射性或非放射性后果。	常规设计规范。

9.5. 结构、系统和部件的抗震设计应考虑以下因素:

- (a) 核装置抗震设计类别和在发生 SL-2 级危害时需要进行的设计。
- (b) 发生 SL-2 级危害时的适当极限状态³² (具体说明分析方法、设计程序和验收标准)。
- (c) 地震破坏与安全功能性能没有任何相互作用的结构、系统和部件, 这些应该对应于 SL-3。适用国家常规装置抗震设计规范和标准(见表 3)。

³² 极限状态定义了结构、系统和部件在地震期间或之后可能经历的极限可接受变形、位移或应力, 并且仍能发挥其安全功能。结构、系统和部件根据结构、系统和部件故障或结构、系统和部件达到极限状态的未缓解后果进行分级。由其他非地震自然现象危害引起的变形相关改造由用于设计结构、系统和部件的设计规范和标准定义。

9.6. 结构、系统和部件应按照表 3 所示的抗震设计类别和目标抗震性能³³进行抗震设计和鉴定。

10. 管理系统的应用

10.1. 营运组织建立、应用和维护的管理系统必须确保作为抗震设计一部分进行的过程和活动的质量和控制，参见 GSR Part 2[9]要求 10。

10.2. 应根据 GS-G-3.5[10]第 5.84—5.140 段提出的建议，制定和实施核装置及其结构、系统和部件的概念、详细计划、辅助计算和规范的设计程序。

表 3. 为实现目标性能目标，抗震设计类别、地震危害级别和设计规范之间的关系（取自参考文献[16]）

抗震设计类别	设计规范和标准	地震危害级别	抗震性能目标
SDC1: 高危害核装置	核	SL-2/1.0E ⁻⁴	<1.0E ⁻⁵
SDC2: 中危害核装置	核	SL-2/1.0E ⁻³	<1.0E ⁻⁴
SDC3: 低危害核装置	常规	1.5 × 国家抗震规范	<5.0E ⁻⁴
SDC4: 常规装置	常规	国家抗震规范	<1.0E ⁻³

^a 一些高危害的非核工业设施可能在一个类似于 SDC3 的装置。

10.3. 抗震设计的输入、要求、输出、变更、控制和记录都应在设计过程中建立。抗震设计输出包括规范、图纸、程序和说明，包括装置或实施设计的结构、系统和部件或其他安全措施所需的任何信息。

10.4. 抗震设计的输入、过程、输出和变更应得到核实。核实的范围应以核装置的复杂性、相关危害和设计的独特性为基础。抗震设计记录，包括最终设计、计算、分析和计算机程序，以及支持设计输出的设计输入来源，通常被用作设计已适当完成的支持证据[9]。

³³ 在本部分中，使用“性能目标”术语来代替典型的基于反应堆的风险参数（例如堆芯损坏频率、大量排放频率），因为核装置包括各种各样的非反应堆设施。因此，绩效目标与这些设施的事故工况定义相关（主要是丧失屏障和对受限核材料的控制）。

10.5. 在抗震设计中使用的计算机程序，如果在以前的使用中尚未得到验证，则应在使用前通过试验或模拟进行证实[9]。

10.6. 参与设计的组织之间的任何接口都应该被识别、协调和控制。接口的控制包括在参与的内部和外部组织之间分配责任，并建立程序供其使用[9]。

参 考 文 献

- [1] 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）。
- [2] 国际原子能机构《研究堆安全》，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）。
- [3] 国际原子能机构《核燃料循环设施安全》，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）。
- [4] 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（编写中）。
- [5] 国际原子能机构《现有核装置地震安全评定》，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）。
- [6] 国际原子能机构《国际原子能机构核安全和辐射防护安全术语》（2018 年版），国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [7] 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）。
- [8] 欧洲原子能共同体、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、国际海事组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境规划署、世界卫生组织，《基本安全原则》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [9] 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）。
- [10] 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）。
- [11] 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）。

- [12] 国际原子能机构《核电厂结构、系统和部件的安全分级》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-30 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [13] 电气和电子工程师协会、国际电工技术委员会《IEEE/IEC 国际标准—核设施—对安全重要设备—抗震鉴定》（IEEE/IEC 60980-344-2020），电气和电子工程师协会，新泽西州皮斯卡特维（2020 年）。
- [14] 美国核管制委员会《地震前规划、关闭和地震后核电厂的重启》，第 RG 1.166（Rev.1）号，美国核管制委员会，华盛顿特区（2020 年）。
- [15] 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）。
- [16] 国际原子能机构《与外部事件有关的新的和现有研究堆设施的安全评定方法》，《安全报告丛书》第 94 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。

定 义

以下定义适用于本“安全导则”的目的。《国际原子能机构核安全和辐射防护安全术语》（2018年版）提供了进一步的定义：

<https://www.iaea.org/publications/11098/IAEA-safety-glossary-2018-edition>

超设计基准地震。地震动（用加速度、时程或地震动反应谱表示）对应于高于设计要求的地震严重程度的地震地面运动（用加速度、时程或地震动反应谱表示）。它是从场址危害评定中推导出来的，用于地震边界评价或地震概率安全评定。

控制点。地震危害评定定义地震动反应谱的深度、典型的控制点位置在自由场址表、基岩露头或土壤剖面中的任何其他指定深度。

低故障概率的高置信度。有 95%的置信度认为某一结构、系统或部件的故障概率小于 5%的地震级。它还表示 1%条件故障概率的平均易损性所对应的加速度。低故障概率的高置信度是对结构、系统或部件地震裕度能力的度量。

结构内反应谱。在给定的地震动输入下，厂房在某一特定高程上的地震反应谱。

地震需求。对结构、系统或部件适用的地震负载。通常，地震需求用加速度时程、加速度反应谱和地震诱导力和/或位移来表示。

参与起草和审订人员

Altinyollar, A.	国际原子能机构
Beltran, F.	顾问(西班牙)
Blahhoianu, A.	顾问 (加拿大)
Coman, O.	国际原子能机构
Ford, P.	顾问 (英国)
Fukushima, Y.	国际原子能机构
Godoy, A.	顾问 (阿根廷)
Moreno, A.	顾问 (西班牙)
Morita, S.	国际原子能机构
Petre-Lazar, E.	法国电力公司
Rangelow, P.	德国阿海珐有限公司
Sollogoub, P.	顾问 (法国)

当地订购

国际原子能机构的定价出版物可从我们的主要经销商或当地主要书商处购买。
未定价出版物应直接向国际原子能机构发订单。

定价出版物订单

请联系您当地的首选供应商或我们的主要经销商：

Eurospan

1 Bedford Row
London WC1R 4BU
United Kingdom

交易订单和查询：

电话：+44 (0) 1235 465576

电子信箱：trade.orders@marston.co.uk

个人订单：

电话：+44 (0) 1235 465577

电子信箱：direct.orders@marston.co.uk

网址：www.eurospanbookstore.com/iaea

欲了解更多信息：

电话：+44 (0) 207 240 0856

电子信箱：info@eurospan.co.uk

网址：www.eurospan.co.uk

定价和未定价出版物的订单均可直接发送至：

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

通过国际标准促进安全

国际原子能机构
维也纳