

# 国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

## 核装置设计中的非地震 外部事件

特定安全导则

第 SSG-68 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](http://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](mailto: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。

# 核装置设计中的非地震外部事件

## 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-68 号

# 核装置设计中的非地震外部事件

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](http://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](mailto: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 7 月·奥地利

## 核装置设计中的非地震外部事件

国际原子能机构，奥地利，2024 年 7 月

STI/PUB/1968

ISBN 978-92-0-524123-4（简装书：碱性纸）

978-92-0-523923-1（pdf 格式）

EPUB 978-92-0-524023-7

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<sup>1</sup>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。

<sup>1</sup> 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。

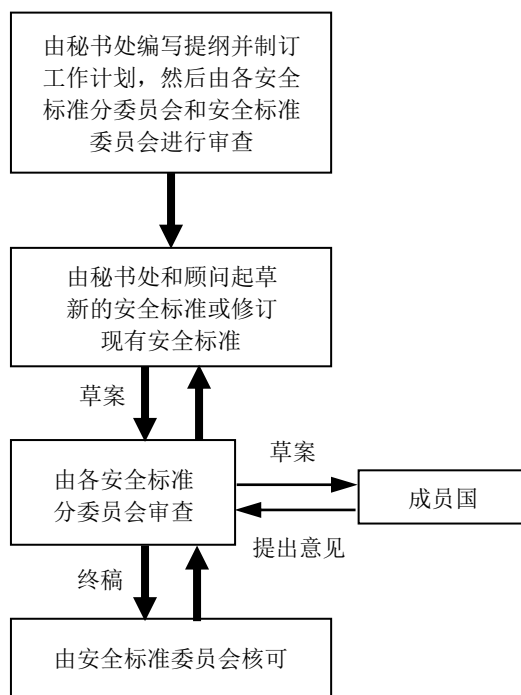


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

## 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

<b>1. 导言</b> .....	<b>1</b>
背景 (1.1-1.7).....	1
目的 (1.8-1.11).....	2
范围 (1.12-1.17).....	3
结构 (1.18).....	5
<b>2. 核装置应对外部事件设计安全标准的一般概念和应用</b> .....	<b>5</b>
场址评价要求 (2.1).....	5
核装置设计要求 (2.2-2.7).....	6
应对外部事件设计的其他方面 (2.8-2.21).....	9
应对外部事件的结构、系统和部件 (2.22-2.25).....	12
针对设计基准和超设计基准外部事件的设计和评价 (2.26-2.39).....	13
针对设计基准和超设计基准外部事件的设计安全特点 (2.40-2.49).....	16
行政措施 (2.50, 2.51).....	18
<b>3. 设计基准外部事件</b> .....	<b>19</b>
从场址危害评价中推导设计基准 (3.1-3.10).....	19
总体设计方法 (3.11-3.14).....	20
设计基准外部事件负载工况的推导：总体考虑 (3.15-3.20).....	21
设计基准和超设计基准外部事件的特定外部事件负载工况的推导 (3.21).....	22
超设计基准外部事件评价：陡边效应 (3.22-3.26).....	22
<b>4. 装置的布置和设计方法</b> .....	<b>24</b>
装置布置 (4.1-4.18).....	24
结构设计方法 (4.19-4.41).....	27
超设计基准外部事件的结构评定方法 (4.42-4.49).....	30
<b>5. 应对外部事件的设计要求</b> .....	<b>32</b>
包括海啸的外部洪水 (5.1-5.35).....	32
极风 (5.36-5.64).....	38
其他极端气象条件 (5.65-5.78).....	42
火山作用 (5.79-5.89).....	44
外部火灾 (5.90-5.107).....	46
外部爆炸 (5.108-5.132).....	48
有毒、易燃、腐蚀性和窒息性化学品及其空气和液体中的混合物 (5.133-5.151).....	53
其它现场和配置装置的放射性危害 (5.152-5.160).....	56

飞机坠毁 (5.161-5.192).....	57
电磁干扰 (5.193-5.199).....	62
生物现象 (5.200-5.209).....	63
与漂浮物和危害液体相关的危害 (5.210-5.228).....	64
其他外部危害 (5.229, 5.230).....	67
危害组合 (5.231).....	67
<b>6. 非核电厂的其它核装置设计安全规定 (6.1-6.10).....</b>	<b>68</b>
<b>7. 管理系统在核装置应对外部事件设计中的应用 (7.1-7.5).....</b>	<b>71</b>
<b>参考文献.....</b>	<b>73</b>
<b>参与起草和审订人员.....</b>	<b>75</b>



# 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]，第 SSR-3 号《研究堆的安全》[2]，第 SSR-4 号《核燃料循环设施安全》[3]规定了核装置设计的要求。

1.2. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号《核装置场址评价》[4]规定了在评价核装置场址时需要考虑外部危害的要求。

1.3. 本“安全导则”就核装置的设计提供了特定建议，以应对外部事件<sup>1</sup>（非地震）的影响。

1.4. 本“安全导则”纳入了各国在核装置设计和监管实践方面取得的进展，同时考虑到从极端外部事件中确定的经验教训、安全评审行动的反馈意见以及最近对非地震的所有外部事件影响的研究结果。本“安全导则”就以下主题提供了新的或更新的建议：

(a) 与下列安全标准相关的总体概念和应用：

- (i) 应对外部事件的结构、系统和部件（SSCs）的防护设计；
- (ii) 负载组合；
- (iii) 验收标准的确立；

(b) 设计基准外部事件<sup>2</sup>和超设计基准外部事件<sup>3</sup>的安全分析；

---

<sup>1</sup> 外部事件是指与设施的运行或可能对设施或活动的安全产生影响的活动无关的事件[5]。此类事件通常发生在职场以外，需要考虑其对核装置的影响。在现场发生但在与安全相关的厂房之外的事件与场外外部事件相同。外部事件可能是自然或人为引发的，并在场址评价过程中为设计目的进行识别和选择。

<sup>2</sup> 设计基准外部事件是在设施的全部或任何部分的设计基准中考虑的外部事件或外部事件的组合[5]。设计基准外部事件独立于装置布置。

<sup>3</sup> “超设计基准外部事件”术语用于表示外部事件的一个级别超过设计中考虑危害水平的危害，由场址危害评价得出。识别超设计基准外部事件的目的是确保设计中包含增强装置承受此类事件能力的特点。此外，这些事件的识别用于评价设计中存在的裕度和识别潜在的陡边效应。

- (c) 每个外部事件的设计基准；
- (d) 结构、系统和部件的分级；
- (e) 防护设计、鉴定方法和手段；
- (f) 管理系统的应用。

1.5. 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》[6]，第 SSG-18 号《核装置场址评价中的气象和水文危害》[7]，第 SSG-21 号《核装置场址评价中的火山灾害》[8]，第 NS-G-3.1 号《核电厂场址评价中的外部人为事件》[9]提供了关于场址评价的建议，重点是危害评定。

1.6. 其他安全导则提供了关于核装置设计的建议，以防止此处所述危害以外危害的影响，因此，这些建议是对本“安全导则”的补充，特别是在考虑危害和影响的综合方面。其中包括原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-64 号《核电厂设计中内部危害防护》[10]和第 SSG-67 号《核装置抗震设计》[11]。

1.7. 本“安全导则”取代原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.5 号《核电厂设计中的非地震外部事件》<sup>4</sup>。

## 目的

1.8. 本“安全导则”的目的是就核装置的设计提供建议，以应对外部事件（不含地震）的影响。特别是本“安全导则”旨在就与工程相关的事项提出建议，以满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]、SSR-3[2]和 SSR-4[3]关于保护核装置应对此类事件影响的适用安全要求。

1.9. 本“安全导则”还提供了根据场址危害评定和装置布局确定核装置适当设计的方法和程序。目的是为装置的设计提供指导，特别是保护安全重要结构、系统和部件应对设计基准外部事件的影响，以确保装置的安全。

---

<sup>4</sup> 国际原子能机构《核电厂设计中的非地震外部事件》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.5 号，国际原子能机构，维也纳（2003 年）。

1.10. 本“安全导则”还提供了关于选择超设计基准外部事件的建议，以便检查和核实裕度，避免陡边效应<sup>5</sup>。

1.11. 本“安全导则”供参与设计核装置以防范外部事件的组织，在分析、核实和评审中，并在提供技术支持方面使用。它还旨在供监管机构用于制定监管导则。

## 范围

1.12. 本“安全导则”适用于原子能机构《安全术语》[5]所界定的所有类型的核装置。这包括核电厂，研究堆（包括次临界组件）和任何放射性同位素生产相关设施，乏燃料贮存设施，铀浓缩设施，核燃料制造设施，转换设施，乏燃料后处理设施，核燃料循环设施产生的放射性废物预处理管理设施，和核燃料循环相关的研究和开发设施。

1.13. 本“安全导则”适用于新核装置的设计和现有核装置与下列外部事件相关的安全评价：

- (a) 人为引发事件：
  - (i) 飞机意外坠毁；
  - (ii) 有无火、有无次生飞射物<sup>6</sup>的爆炸（即爆燃和引爆）；
  - (iii) 从场外或场内贮存或运输过程中排放腐蚀性或有害气体或液体（例如窒息性、毒性）；
  - (iv) 从场外来源或从场内排放放射性物质；
  - (v) 场外或场内来源产生的火灾；
  - (vi) 船舶或漂浮物与安全相关构筑物碰撞，如进水口或与最终热阱相关的构筑物；

---

<sup>5</sup> 陡边效应是由突发事件引起的严重异常工况的一个示例，在一个参数的小偏差之后，从一个设施的一种状态转换到另一种状态，或者输入值的微小变化[5]。

<sup>6</sup> “飞射物”术语用于描述具有动能并已离开其设计位置的块状物，这个术语一般用来描述运动的物体，军用导弹无论是否具有爆炸性都特别排除在考虑范围之外。一般来说，军用导弹的速度高于1马赫，因此通常超出本“安全导则”所述技术的适用范围。但是，对于特征在所引用适用范围内的非爆炸性军用导弹可以使用所述技术。

- (vii) 车辆与结构、系统和部件的碰撞；
  - (viii) 自场外或场内来源的电磁干扰；
  - (ix) 外部管道破裂引起的水淹；
  - (x) 由一个共同的始发事件引起的上述因素的任何组合，例如爆炸伴随火灾和有害气体及烟雾排放。
- (b) 自然事件：
- (i) 潮汐等事件引起的洪水、海啸、湖震、风暴潮、风产生的波浪、降水导致附近河流和溪流泛滥、大坝形成与溃坝、钻孔和机械诱导波、通道迁移、地下水位高；
  - (ii) 极端气象条件（温度、雪、冰雹、霜冻、地下冰冻和干旱）；
  - (iii) 极风，包括直线风、热带风暴（如气旋、飓风、台风）和龙卷风引起的风；
  - (iv) 沙暴和尘暴；
  - (v) 闪电；
  - (vi) 火山作用；
  - (vii) 生物现象；
  - (viii) 漂浮物（如冰、原木）与安全相关构筑物如进水口和最终热阱部件的碰撞；
  - (ix) 岩土灾害（与地震负载无关）；
  - (x) 以上任何组合。

这个列表可能并未穷尽每个场址。因此，任何其他与场址相关的外部事件都应该被识别和评定。如 SSR-1[4]所述，与外部事件相关的危害可能受到选址过程以来发生变化的影响。这种变化在定期安全评审[12]中考虑。然而，在发现当前知识和理解方面不足的重大事件之后，以及在获得其他重要的新信息时，也需要对危害定义和防护概念进行评审。

1.14. “外部事件”术语在本出版物总是不包含地震，SSG-67[11]提供了关于地震的建议。

1.15. 本“安全导则”考虑的外部人为引发事件是意外导致的。蓄意破坏相关的行动不在本“安全导则”范围内，尽管所述的一些安全措施也可能符合核安保的需要。关于保护核电厂免受破坏的特定指导见参考文献[13]。

1.16. 本“安全导则”的建议适用于所有类型的核装置（见第 1.12 段），包括固定式核电厂水冷反应堆以外的反应堆类型。通过采用分级方法为核电厂提供的建议也适用于其他核装置。第 6 部分就不同类型的核装置应遵循的分级方法提出了建议。

1.17. 本“安全导则”主要注重于一个新核装置的设计阶段。但是，这些建议也适用于对现有设施的再评价和定期安全评审，见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-25 号《核电厂定期安全评审》[12]所述。

## 结构

1.18. 第 2 部分介绍了核装置设计中防止外部事件的安全标准的一般概念和应用，包括相关的安全要求，保护结构、系统和部件应对外部事件的影响，以及关于设计基准外部事件和设计基准外部事件以外的设计和评价的建议，以及关于确定适当裕度的建议；第 3 部分提供了关于从场址评价中推导设计参数的建议，以及关于总体设计路径和超设计基准外部事件评价的建议；第 4 部分提供了关于装置布置和厂房设计方法的建议，关于特定外部事件的建议见第 5 部分；第 6 部分采用分级方法就核电厂以外核装置的设计规定提出建议；第 7 部分提出了关于将管理系统应用于核装置设计以防范外部事件的建议。

## 2. 核装置应对外部事件设计安全标准的一般概念和应用

### 场址评价要求

2.1. 根据 SSR-1[4]要求 7 规定，拟议核装置场址必须根据自然和人为引发的外部事件进行评价，重点是超出标准的频率和事件的严重程度。危害评价应在尽可能的情况下使用确定性方法，在使用概率方法评价时应考虑到最佳实践。在设施设计中还需要考虑这些事件的潜在组合（见 SSR-1[4]第 4.20 段）。

## 核装置设计要求

2.2. 相关核电厂设计的要求见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]。关于研究堆和核燃料循环设施的设计, SSR-3[2]和 SSR-4[3]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。如果没有为某一类型的核装置确定特定的设计安全要求, 则应尽可能采用第 6 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外部危害问题, 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

“应查明所有可预见的内部和外部危害, 包括可能直接或间接影响核电厂安全的人为事件并评定其影响。在设计电厂布局时, 以及在确定设计对电厂安全重要相关物项时所使用的假想始发事件和产生的负载时, 应考虑危害因素。

“5.15A. 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发的外部事件(即来自电厂外部的的事件)。在假想潜在危害时应考虑因果关系和可能性。在短期内, 电厂的安全不应被允许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，应提供特征以最大限度地减少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任何相互作用。

.....

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

“5.21A. 电厂的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根据对场址的危害评定所考虑的设计水平时显著放射性排放。”

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

“核电厂对安全有重要意义物项的工程设计规则应特定规定，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电技术的相关性。

“5.23. 在核电厂的设计中，应采用确保稳健设计的方法，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核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事故的能力，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工况，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送热量的能力。

.....

“6.19B. 对于比设计中考虑的更为严重的自然灾害水平，根据场址危害评价，应满足热量传送功能。”

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向最终热阱传送热量的能力，则应以 SSR-2/1 (Rev.1) [1]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状态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，或在预计运行事故和事故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的更严重的自然灾害，这些自然灾害是从对场址危害评价中得出的。”

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。

## 应对外部事件设计的其他方面

2.8. 危害评价（见第 2.1 段）应提供下列信息：

- (a) 危害的严重程度和年超标次数；
- (b) 危害评价方法和重要因素和参数的说明（包括筛选方法、结果和不确定性）；
- (c) 危害评价过程中所作的假设。

这一信息应传达给负责核装置设计的组织。

2.9. 在设计和评价受外部事件影响的核装置中安全重要结构、系统和部件时，应考虑两个级别的外部危害。第一个层次是设计基准外部事件，第二个层次是超设计基准外部事件。超设计基准外部事件的频率应足够低，使所采用的设计措施能够确保对外部危害的高度保护<sup>7</sup>。应特定说明超设计基准外部事件的频率是指平均数、中位数还是特定百分位数。

2.10. 负责核装置设计的组织应确定用于结构、系统和部件设计的设计基准外部事件的负载工况，以及用于结构、系统和部件评定的超设计基准外部事件的负载工况。这些负载工况应利用来自危害评定的信息来确定。

2.11. 如 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.21 段指出，具有足够裕度的设计是通过保守的设计方法实现的，适当考虑到所使用的不同方法、数据、假设和规则的可变性和不确定性。其目的是确保结构、系统和部件即使在比设计基准所假设更严重工况下也有能力安全执行而不会出现陡边效应。在结构、系统和部件的设计中为广泛的内部和外部极端负载提供了一个裕度来源。某些结构、系统和部件的控制负载可能不同于例如由于事故工况、飞机坠毁、龙卷风、管道破裂或地震负载引起的压力和其他环境负载。

---

<sup>7</sup> 在许多国家，每年超过  $10^{-4}$  或更少的目标频率被用于设计自然灾害的外部事件基准。

2.12. 关于结构、系统和部件的设计，从用于定义负载工况的方法以及从符合设计规范和制造规范定义的应力限值中得到足够的裕度。核设计规范和标准隐性或显性地给出了单一结构、系统和部件，在设计过程中实现的裕度。单一结构、系统和部件的裕度（即考虑各种负载情况而产生的裕度）或整个核装置的裕度应通过从指定负载参数到确定和实现结构、系统和部件性能验收标准的一系列步骤来实现。

2.13. 就本“安全导则”而言，术语“适度裕度”指的是以下内容：

- (a) 核装置的总体承受能力，以承受设计基准的外部事件的负载工况；
- (b) 在设计基准外部事件的负载工况下，单一结构、系统和部件执行其预定功能的能力；
- (c) 避免因超设计基准外部事件而导致任何陡边效应。

2.14. 设计基准外部事件及其相应的负载工况应根据相关的裕度保守地定义，以考虑到任何不确定性。

2.15. 超设计基准外部事件可以通过以下方式定义：

- (a) 采用比设计基准外部事件规定更低的年超越频率；
- (b) 通过对所有安全重要结构、系统和部件在设计基准中采用放大的外部事件负载工况，或对最终为防止早期放射性排放或显著放射性排放所必需的结构、系统和部件子集。一种方法是在这种结构、系统和部件的设计基准外部事件加载条件中添加一个保守因素。

2.16. 当考虑超设计基准外部事件并遵循最佳估计方法时，应建立引起陡边效应的外部事件参数值，应该证明这些值有足够的裕度。

2.17. 应进行适当的裕度评定，以确定以下任一项：

- (a) 保证装置的适用安全功能或安全重要结构、系统和部件功能的负载工况水平。此评定过程应包括识别工程设计的薄弱环节和改进领域。裕度评定还应确定外部事件造成陡边效应的可能性，并估计其发生的可能性；
- (b) 在负载工况水平下，有很高的置信度可以实现装置的适用安全功能，并且在负载工况稍大时不会产生陡边效应。

这两种方法分别代表概率方法和确定性方法。概率方法应提供最佳的估计水平的负载工况下，装置适用的安全功能可继续满足。确定性方法应该提供保守的值，在该值下，对装置的适用安全功能将得到实现有很高的置信度。

2.18. 在概率方法中，最佳估计值应由负载工况的平均值或中值来定义。最佳估计值应使用负载工况、装置响应和安全重要结构、系统和部件容量的完全概率模式来计算。最佳估计值应包络所有范围的值，或使用简单的最佳估计模式作为点估计导出的值，在该模式中，负载工况定义为平均值或中值，所有装置参数都指定其最佳估计值。

2.19. 在确定性方法中，应该为裕度评价定义一个指标。其中一种方法使用“低故障概率的高置信度”容量。这种方法通常用于地震裕度评定，进一步的建议见 SSG-67[11]和原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.13 号《现有核装置地震安全评价》[14]。

2.20. 为各种外部危害定义的裕度取决于这些危害的属性。一些属性可能会增加外部事件的严重性或后果，而其他属性可能会缓解外部事件的影响。在界定适当的裕度时，应考虑以下因素：

- (a) 可能使外部事件对核装置（特别是核电厂）的影响更加严重和更加不确定的因素：
  - (i) 造成陡边效应的可能性；
  - (ii) 危害评价中的不确定性（例如数据库问题，如完整性和最大值的限值）；
  - (iii) 特定外部事件或与特定核装置相关的经验有限（即标题的成熟度）；
  - (iv) 与其他外部事件结合和相互依赖的可能性（例如强风和洪水、地震地面运动、断层位移和海啸）；
  - (v) 外部事件引起内部事件的可能性（例如地震引起内部火灾或水淹）；
  - (vi) 共模故障的程度，如：
    - 对一个装置中的所有结构、系统和部件，对一个核电厂中的多机组或对多个核电厂场址的同时影响；
    - 系统冗余或纵深防御的潜在危害；

— 对场内和场外应急措施的同时挑战。

(b) 可能缓解外部事件对核装置影响的因素：

(i) 潜在的进一步警告，例如：

— 极端天气情况或外部洪水（例如飓风或气旋、河流洪水或远源海啸）和进气口灰尘（例如火山爆发或沙尘暴）的预警时间（以小时为单位）；

— 极风（如龙卷风）的警告时间以分钟或更短为单位。

(ii) 有足够的时间关闭反应堆（有序的或紧急的）注意关闭状态需要评价；

(iii) 共模故障的程度，例如由于龙卷风或飞机坠毁造成的限定空间影响（印记）。

2.21. 在与超设计基准外部事件相关的核装置安全评价中，应采用处理设计扩展工况的验收标准。

## 应对外部事件的结构、系统和部件

2.22. 在每个外部事件的设计和评价过程中，应识别所有受所考虑的外部事件影响或暴露于所考虑的外部事件安全重要结构、系统和部件，包括那些故障可能危及安全重要结构、系统和部件。所识别的结构、系统和部件的清单应包括所有设备和任何专门针对外部事件而建造的屏障或保护结构。

2.23. 结构、系统和部件与外部事件的分级应遵循 SSG-67[11]第 3.31—3.40 段中关于地震分级的建议。可与第 1 类地震的结构、系统和部件相当的结构、系统和部件应被归类为 1 类外部事件。1 类外部事件中的结构、系统和部件应设计成能够承受相应的设计基准外部事件，并应提供足够的裕度以避免陡边效应。

2.24. 应为故障可能危及 1 类外部事件结构、系统和部件的结构、系统和部件确定 2 类外部事件。与第 2 类地震相似，应证明，有效防止有可能与 1 类外部事件中的结构、系统和部件相互作用的 2 类外部事件结构、系统和部件，而损坏 1 类外部活动中的结构、系统和部件。或者应证明其故障不会影响 1 类外部事件结构、系统和部件的安全功能。

2.25. 3类外部事件应包括不属于1或2类外部事件的所有物项。3类外部事件中的物项至少应按照国家对高风险常规(即非核)装置的外部事件设计路径进行设计。

## 针对设计基准和超设计基准外部事件的设计和评价

2.26. 应对外部事件的核装置设计,应考虑到该事件的所有可信后果。外部事件可通过下列不同方式危及核装置的安全,例如:

- (a) 场址保护特点退化(例如,人造土构筑物、屏蔽墙或堤坝的破坏);
- (b) 结构能力退化(例如:密封性,结构完整性,设备、部件或配电系统的支撑);
- (c) 设备运行削弱;
- (d) 共模故障导致的功能冗余性削弱;
- (e) 运行人员能力削弱;
- (f) 丧失热阱;
- (g) 丧失场内电源或场内服务和资源。

2.27. 为特定场址要考虑选择的外部事件应符合 SSR-1[4]要求规定,应评价这些事件对装置上的影响,包括所有可信的次生效应。还应考虑以下几点:

- (a) 在评价外部事件对装置的影响时,应确保确定现实和可信的事件序列,并由保守的序列所包络;
- (b) 对于超设计基准外部事件的评价,应使用确定性方法—在可行的情况下—和概率方法来评定安全裕度。

2.28. 关于核电厂的设计,SSR-2/1(Rev.1)[1]规定:

### “要求 24: 共因故障

“设备的设计应适当考虑到安全重要物项可能发生的共因故障,以确定如何应用多样性、冗余性、实物分隔和功能独立的概念来实现必要的可靠性。”

关于研究堆设计的 SSR-3[2]要求 26 和关于核燃料循环设施设计的 SSR-4[3]要求 23 也作出了类似的规定。

2.29. 关于核电厂的设计, SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 25 规定:“**单一故障标准应适用于电厂设计中的每一个安全组。**”<sup>8</sup>关于研究堆设计的 SSR-3[2]要求 25 以及关于核燃料循环设施设计的 SSR-4[3]第 6.92 段确定了类似的规定。

2.30. 对于设计而言,单一故障标准只能应对随机故障。因此,作为单一故障标准分析最终结果的冗余可能会被与外部事件相关的共因故障所击败,这些外部事件对场址相对较大的区域产生不利影响。

2.31. 除非可信,否则设计基准外部事件或超设计基准外部事件应与可能独立发生的其他事件结合起来考虑,如其他外部人为事件、自然现象、设备故障和运行人员失误。应采用确定性和概率评价方法来确定和评价恰当的设计组合。

2.32. 除非可以排除直接或间接的因果关系,否则应假想丧失场外电源与设计基准外部事件或超设计基准外部事件同时发生。特别是,对于预计会影响整个场址并因此导致共模故障的潜在外部事件,或者对于可能导致汽轮机或反应堆跳堆的外部事件,丧失场外电源应与设计基准和超设计基准外部事件合并考虑。

2.33. 在评价产生直接和间接影响的设计基准和超设计基准外部事件的影响时,应通过描述各类直接和间接影响如何组合来考虑这些影响之间的延时。

2.34. 对于那些预期进展缓慢的设计基准和超设计基准外部事件的现象,应考虑提前预警和实施预防措施的可能性。在这种情况下,应编写书面程序明确规定一旦收到警报应采取的行动。应考虑设计基准和超设计基准外部事件对场外和场内结构和设施的直接、中期和长期影响,因为场内非核结构

---

<sup>8</sup> 在一些国家,发生某些人为事件,如外部爆炸或飞机坠毁的可能性被认为很低,能动部件通常被认为设计、制造、视察和维护的质量极高。因此,SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.40 段单一不遵守条款可适用于能动部件。在某些情况下,由于维修、试验或维护而导致的系统中断及其相关的安装配置变化被认为是一种可能的单一故障模式。其他状态包括所有设计基准外部事件的单一故障标准。

和设施可能会因外部事件（例如用于供应品运送的场内道路或港口登陆）而受到损坏或破坏。

2.35. 在通常情况下，预期为核装置提供各种支持的场外基础设施和资产可能无法获得。如果这些情况可能长时间存在则应评价利用场外资源提供支持的可行性。因此，应该对在场址区域极端条件下接受场外支持的能力进行现实评定。在这种情况下，应确保场外构筑物和材料的足够能力，否则应将场外提供的支持排除在安全分析之外。

2.36. 总之，任何涉及场外设施支持的缓解行动均应基于对超设计基准外部事件和特定场址条件的分析，并应包括考虑到不确定性的恰当裕度。在假想发生外部自然和人为事件时，在短时期内场外设施、资源或服务（例如设备、电力供应、消防服务）的支持是不可信的（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.17 段）。在确定场外设施、资源和服务可用所需的时间时，还应考虑到场址特定条件。

2.37. 对于最终热阱，应考查考虑换热器流体补水的必要性，以及热排出系统使用辅助连接和注入点的可能性。如果现场只贮存了有限数量的热量传送流体，则应通过以下方法之一确保补充能力：

- (a) 保护补水系统免受外部事件的影响；
- (b) 提供足够数量的这种液体，以便有时间修复补水系统的损坏部分；
- (c) 为系统提供连接和注入点，恰当保护免受外部事件的影响，在进行维护时，由此可以从现场其它水源注入额外的热传送流体。

2.38. 在设计基准外部事件发生期间或之后，运行人员行动的置信度，以及执行这些行动所必需的培训，应根据特定外部事件及其对现场和结构、系统和部件的预期影响来确定。运行人员行动的影响因素包括：

- (a) 缺乏现场交流；
- (b) 由于场址上的土壤破坏而缺乏移动性；
- (c) 缺乏安全执行恢复功能所需的专门技术支持；
- (d) 由于结构、系统和部件的失效或故障而无法执行操作；
- (e) 由于构筑物损坏或环境条件改变而无法进入的区域。

2.39. 运行人员纠正设备故障、修复损坏或抑制因设计基准外部事件或超设计基准外部事件而引起的后续事件（如森林火灾）的行动是可信的，除非这些行动能够在与行动的复杂性和难度相一致的时间框架内安全可靠地完成。对于不确定性应采用相当的裕度，诊断故障程度和制定或修改纠正程序所需的时间，以及可能无法获得适当的人员或替换部件。

## 针对设计基准和超设计基准外部事件的设计安全特点

2.40. 在设计核装置以应对设计基准上的外部事件时，应为超设计基准外部事件实施足够的强度裕度。概述来说，这种能力应该由高质量的设计，设计参数变化的敏感性低，选择保守的可证明材料、建造标准和质量保证组合提供。设计保守性的评价应该使用概率工具或确定性边界分析来进行。

2.41. 在设计核装置以承受设计基准外部事件时，该装置的系统应遵守运动部件的单一故障标准，这可以通过在系统中冗余安全系统或通道来实现，同时适当考虑到潜在的共因故障。这一标准也适用于非能动部件，除非在单一故障分析中显示给定非能动部件发生故障的可能性很小有很高的置信度，并且其功能不会受到设计基准外部事件的影响（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 第 5.40 段和 SSR-3[2] 第 6.77 段）。与设计基准外部事件相关的验收标准应基于设计基准事故的验收标准。

2.42. 应通过下列一种或多种办法保护核装置应对外部事件的影响：

- (a) 外部事件的影响可通过非能动屏障（例如“干燥场址”（见第 4.11—4.13 段）、防洪堤坝或海堤、飞机坠毁的外部屏障、爆炸屏障）来减少；
- (b) 安全系统的设计通过应用多样性、冗余、实物分隔和功能独立的概念有效抵御外部事件的影响（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 21 和 24、SSR-3[2] 要求 26 和 27、SSR-4[3] 要求 23）；
- (c) 结构、系统和部件被设计成能够承受外部事件的负载工况；
- (d) 实行政治措施，如设立强制禁飞区。

为保护核装置而采用办法的正确性应通过选择方法的正当性和包括这些方法可靠性的证明予以确定。在合理可行的范围内，应避免以行政手段取代非能动或能动保护。



2.43. 应制定大型和广泛的系统，如泵房、冷却塔、用于将热量传输到最终热阱的系统，或具有大型环形主系统的长管道系统应对共因故障的特别措施的。应组合实施下列防护措施：

- (a) 安全重要物项的适当冗余。冗余程度应是应用单一故障标准进行设计的结果；
- (b) 冗余部件之间的适当空间隔离。这应旨在防止由于局部外部事件（例如飞射物撞击）和由于一个系统的故障相互作用是另一个系统故障起源而造成共因故障。为了应用实物分隔的概念，应对设计基准和超设计基准外部事件的影响或预期损坏的区域进行详细分析；
- (c) 冗余部件的多样性。对于可能出现共因故障的外部事件假想方案，应该谨慎地评价多样性的好处。多样性应在可能的情况下与隔离相结合。

2.44. 新核装置的设计在考虑到外部事件时，体现系统布置、安全方面（系统和核装置）和运行方面的最佳平衡。

2.45. 对于现有核装置的设计修改，以特定处理对场址特定危害评定中的变化设计备选方案，例如重新定位冗余系统或系统的元素可能会受到限制。在这种情况下，应在合理可行的情况下采取额外的安全措施，包括设置障碍物或对部分系统进行改造，以达到必要的功能能力。应考虑备选办法包括安装额外的永久性设备和（在场内和/或场外）提供非永久性（即临时）设备，必要时可调动这些设备。应根据第 2.23—2.25 段对额外的永久和非永久设备进行分类，以确保其在需要时发挥作用。

2.46. 为应对设计基准外部事件的核装置设计时，应考虑下列因素：

- (a) 主控制室、辅助控制室和满足运行要求所必需的其他位置（如隔间、房间、设施）应在设计基准外部事件期间和之后可进入；
- (b) 与纵深防御第 3 级和第 4 级相关的物项不应因设计基准外部事件而受损；
- (c) 非应对设计基准外部事件的防护系统应假想为可运行或不可运行，这取决于哪种状态在设计应对设计基准外部事件的防护措施时提供了更保守的假想方案；
- (d) 在设计基准外部事件发生后，如有必要，应核实现场人员和设备的动员程度。

2.47. 在设计核装置时，应考虑下列因素，以应对超设计基准外部事件：

- (a) 主控室、辅助控制室和应对超设计基准外部事件所需的任何位置（如隔间、房间、设施），应在事件期间和之后可进入；
- (b) 非应对超设计基准外部事件的防护系统应假想为可运行或不可运行，这取决于在评价应对超设计基准外部事件的防护措施时，哪种状态提供了更保守的情况。除非有充分的正当性，应假想无防护系统不可操作；
- (c) 非应对超设计基准外部事件和对非安全重要防护系统设计应使其由于此类事件而发生的故障不会危及安全重要结构、系统和部件；
- (d) 在发生超设计基准外部事件后，如有必要，应核实现场人员和设备的现场动员程度。

2.48. 为应对设计基准和超设计基准外部事件的装置保护设计应规定，不损害装置承受其他设计基准事件的能力，或以其他方式影响与安全相关的运行程序。

2.49. 如果任何结构、系统和部件（包括完整的核装置）在其设计中纳入了隔震，则应证明结构、系统和部件对其他外部危害的响应不会受到这种设计方法的不利影响。

## 行政措施

2.50. 设计基准和超设计基准外部事件的行政措施包括有助于确保满足核装置安全目标的程序和协议。应酌情制定行政措施和其他措施，作为每一外部事件防护计划的一部分。在外部事件之前采取的行政措施应以第 2.34 段所述考虑为基础。在适用的情况下，这应包括海啸、飓风和龙卷风以及危害气体和液体排放的警报和准备措施。此外，应制定程序和协议，防止出现危害情况，例如在核装置场址周围一定半径内设立禁飞区、限制贮存可能成为飞射物的现场和限制场址贮存可燃物质。

2.51. 行政措施的有效性在很大程度上取决于其执行情况，特别是在涉及不同管理部门（即核装置营运组织以外的行政机关）的情况下。行政措施应与其他措施一起使用：行政措施应尽可能作为一个附加层面的防御。应定期认真评价此类措施的可靠性和有效性。

### 3. 设计基准外部事件

#### 从场址危害评价中推导设计基准

3.1. 场址危害评价的最终结论见第 2.8 段。进行场址危害评价的人员和进行核装置设计的人员之间应保持充分的沟通，以确保有足够的信息和数据来确定外部事件的负载工况。信息和数据应透明和可理解，以便负载工况的确定对所有相关各方也是透明和可理解的。

3.2. 设计过程应包括向场址危害评价提供关于设计基准和超设计基准外部事件的推导信息，包括应考虑的适当年超越频率水平。

3.3. 筛选是场址评价中危害分析的一部分（见 SSR-1[4]要求 6）。对于人为引发的外部事件，应按物理距离（例如使用筛选距离值）以及按严重程度或发生概率<sup>9</sup>进行筛选。当筛选概率水平方法用于筛选目的时，应在场址危害评价之前商定要考虑的年超越频率水平。

3.4. 应在场址危害评价和装置设计之间实施反馈过程。这一过程应包括对危害参数和负载工况的反馈，以及对场址危害筛选过程的结果反馈。

3.5. 总体设计方法是通过确定性和概率方法相结合来确定设计负载工况，以确定的方式进行设计。关于适当办法的详细讨论见 SSG-18[7]第 2.19—2.27 段。

3.6. 即使结合确定性和概率方法将特定负载工况识别为潜在的设计基准外部事件，但如果表明相应的负载工况完全包络于已经考虑的其他设计基准事件的负载工况，则仍可将其排除在进一步分析之外（见 SSR-1[4]第 4.18 段）。然而，筛选出来的危害仍应保留在设计基准中，以确保为包络事件采取的潜在工程和行政措施确实有效。

---

<sup>9</sup> 在一些国家，在设计新设施时使用每反应堆年  $10^{-7}$  的概率值，作为对具有严重放射性后果的相互作用事件的概率值的可接受限值。如果适用于同一类型的所有事件（例如，所有飞机坠毁、所有爆炸），这被认为是筛选概率水平的保守值。一些始发事件可能对其可接受的概率有很低的限值，需要孤立地考虑[9]。

3.7. 当危害在概率范围内定义时，应分析场址危害并以一组危害曲线表示。在设计阶段，应使用给定的年超越频率下的危害曲线或单一危害值。

3.8. 设计基准选择的最终安全目标是将外部事件引起的辐射风险保持在合理可达尽量低水平，并低于监管机构规定的任何可接受的限值。对于核电厂，平均年堆芯损坏频率、平均年大量早期排放频率和/或平均年大量排放频率必须低于监管机构确定的限值。为了满足这一目标，在基准外部事件和超设计基准外部事件的设计规范中应考虑以下因素：

- (a) 发生这种外部事件的可能性；
- (b) 这些外部事件安全重要结构、系统和部件的影响；
- (c) 负载工况下的结果对结构、系统和部件满足性能要求能力的影响；
- (d) 与风险度量相关的装置总体后果。

3.9. 应在必要的详细程度上进行适当的确定性或概率分析，以证明设计的安全目标已得到满足。对于核电厂以外的核装置，应参照第 6 部分的建议采用分级方法。

3.10. 对于每个关注的外部事件，应评定负载工况产生陡边效应的可能性。评定应包括确定陡边效应（例如防洪建筑的漫顶）、发生这种影响的可能性、陡边效应的结果对结构、系统和部件和装置的影响，以及缓解这些影响的方法。

## 总体设计方法

3.11. 应核装置任何可能的正常运行状态（例如，满功率、热停堆、冷停堆、大修换料、维护、修理）同时考虑发生设计基准外部事件或超设计基准外部事件发生。

3.12. 设计基准和超设计基准外部事件的装置初始条件应包括因果和伴随事件效应，如：

- (a) 风暴可能对场址内外造成损坏因果事件。例如，场址外河坝发生损坏导致排放水流向装置。场内的损坏影响到水淹防护设备的结构、系统和部件。因此，需要考虑水淹时的装置状态；

(b) 台风在风力、极端降雨和风暴潮同时发生的情况下，会出现一种伴随负载工况。

3.13. 对于设计基准和超设计基准外部事件的装置初始工况，还应考虑到可能导致外部事件之前装置状态改变的措施的影响。这类措施的一个示例是预先警告导致关闭装置。

3.14. 新装置在投产前应由工程专家对装置进行正式巡视，以对外部事件（包括内部火灾、水淹、机械冲击和电磁干扰等内部相互作用）的设计进行最终核实，以核实没有非预计事件导致偏离设计特点。巡视团队应包括外部事件和结构和部件设计方面的专家，以及系统分析员和运行人员，包括维护人员。还应该对现有的装置进行正式的巡视，以评价它们应对外部事件的强度。在巡视中，还应该包括“内务管理”方面，例如，松动的设备和家具，设备的紧固（如气罐、梯子）以及瞬时火灾负载。

## 设计基准外部事件负载工况的推导：总体考虑

3.15. 设计基准参数的推导和选定设计基准外部事件的相关负载计划应与评价设计限值<sup>10</sup>所需的详细程度一致（使用的方法、模式、计算和试验与验收标准密切相关。）

3.16. 如适用，性能标准应以结构、系统和部件的整体和局部结构完整性（例如：密封性，无穿孔<sup>11</sup>，无结垢<sup>12</sup>，设备、部件和配电系统的可操作性），以及与所应用的设计程序相关的符合程度（例如：静态、动态、线性、非线性、一维、二维或三维分析）为目标。

3.17. 与 NS-G-3.1[9]描述的外部人因事件相对应的负载很多是上升时间短、持续时间短的冲击或爆炸负载，其表征是能量有限或动量转移确定。负载往往是局部化的，对单一目标产生很大的局部影响，但对大量结构的总体

---

<sup>10</sup> 设计限值是根据设计参数（如弹性、最大裂纹张开度、无屈曲、最大延展性）对验收标准的解释。

<sup>11</sup> 贯穿是指撞击的飞射物完全穿过目标。

<sup>12</sup> 结垢是指射出目标对面的不规则碎片由于飞射物撞击的结果。

影响很小。在这种情况下，负载时间函数应通过分析模拟或试验得出，最好使用刚性目标。

3.18. 如果在设计过程中使用简化的工程方法，应该确认这些方法对设计是合适的，并包括足够的保守性。

3.19. 支撑数值分析和/或物理试验的精细研究针对特定布置方案开展。这些研究包括冷却塔间的组效应、细长烟囱的动力放大，或者一在飞机坠毁情况下一大型柔性板的动态相互作用影响。

3.20. 应对输入数据进行敏感性分析。

## **设计基准和超设计基准外部事件的特定外部事件负载工况的推导**

3.21. 对于每个外部事件，确定其为设计基准和超设计基准外部事件，起始于大小和距离的筛选，发生概率的筛选，结构、系统和部件的分级，与设计基准和超设计基准外部事件相关联的负载工况（参数）的确定，结构、系统和部件在承受负载工况时的设计和评价，结构、系统和部件故障的可能性和后果。对于每个关注的外部事件，应该评定外部事件负载工况产生陡边效应的可能性。

## **超设计基准外部事件评价：陡边效应**

3.22. 设计基准应避免陡边效应，以及与与所考虑设计基准外部事件值相关的任何不确定性。应获得以下相关潜在陡边效应的信息：

- (a) 可能发生陡边效应外部事件；
- (b) 可能发生陡边效应事件的严重程度；
- (c) 触发陡边效应对应的负载工况；
- (d) 这种危害等级的发生概率。

3.23. 为了评定裕度和评价陡边效应，应使用以下方法之一来定义超设计基准外部事件负载工况：

- (a) 通过对设计基准外部事件负载工况乘以一个系数来定义超设计基准外部事件负载工况。这类似于新核装置设计中为超设计基准地震负载工况制定的方法（见 SSG-67[11]第 3.29 段）；
- (b) 基于概率危害评价确定超设计基准外部事件负载工况；
- (c) 将超设计基准外部事件负载工况定义为最大可信危害严重程度。

3.24. 超设计基准外部事件负载工况的定义与结构、系统和部件及核装置的性能和验收标准有着内在的联系。与设计扩展工况的方法类似（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]脚注 13、SSR-3[2]脚注 24 和 SSR-4[3]脚注 25），可以通过最佳估计方法（与相关材料特性的设计方法和验收标准相比，这种方法是宽松的）来评价超设计基准外部事件。

3.25. 应考虑以下两种方法来评价超设计基准外部事件如何影响核装置的安全：

- (a) 对非地震的外部事件进行概率安全分析，量化堆芯损坏频率、燃料损坏频率、早期大量排放频率和大量排放频率；<sup>13</sup>
- (b) 一种裕度评定方法，确定外部事件的严重程度，在该严重程度或以下，由外部事件引起的堆芯损坏频率或燃料损坏频率可接受低且置信度非常高。

3.26. 对于核电厂，如果已确定符合第 2.22 段，则应进行应对超设计基准外部事件的下列核实，以证明有合适的裕度并避免陡边效应：

- (a) 防止早期放射性排放或显著放射性排放所绝对必需的物项；
- (b) 确保热量传送到最终热阱的物项；
- (c) 确保控制室功能的物项，如果主控制室在超设计基准外部事件后不可用，确保辅助控制室功能的物项。

---

<sup>13</sup> 除地震危害外，还对洪水和极端大风等外部危害进行了概率安全分析。

## 4. 装置的布置和设计方法

### 装置布置

#### 实物分隔

4.1. 许多外部事件只产生局部效应，也就是说，它们的影响范围并不延伸到整个装置。在这种情况下，如果冗余独立安全系统的实物分隔（如 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 21、SSR-3[2]要求 27 和 SSR-4[3]要求 23）足够，则可以使用这种实物分隔来实现安全。当实物分隔被认为是可靠的时，应该证明装置布置确保了在受外部事件影响的区域之外，总是有冗余物项应对影响。

4.2. 如果受外部事件影响的区域有限但又不局限于某一特定位置，则应满足第 4.1 段提出的建议要求，假设该事件可以在场址的任何地方发生。

4.3. 在识别装置内可能受到外部事件影响的区域时，系统受损对任何特定功能造成的可能影响也许并不明显。<sup>14</sup> 安全系统及其支持系统应作为一个整体进行评价。

4.4. 当依赖非永久性设备来满足安全功能时，通常是在超设计基准外部事件假想方案中，应考虑在外部事件的影响下，证明将此设备从保存位置（场外和场内）移动到场区连接点的现实可行性。

#### 防护结构

4.5. 对于大多数外部事件，核装置常规设计的厂房结构为安全重要结构、系统和部件提供了良好的防护水平。安全重要厂房结构通常是用钢筋或预应力混凝土建造的，外墙相对较厚，开口很少，而开口则由坚固的金属门关闭。因此，从设计应对外部事件的角度来看，将安全重要物项布置在厂房内而不是室外是一种良好的实践。应在可行的范围内遵循这一实践。

---

<sup>14</sup> 例如，如果不能保证附近来源的柴油供应，被事件损坏电力线的修复时间可能决定柴油发电机所需的最低贮存燃料量。另一个示例是，由于飞机坠毁而导致通风系统丧失，可能导致厂房内温度上升，进而可能导致远离坠毁区域的电力和气动设备出现故障。



4.6. 在某些情况下，将安全重要物项布置在厂房结构内是不可行的，甚至是不可能的。例如，大型储罐、引风冷却塔或贮存易燃或易爆物质的容器都属于这种情况。在这种情况下，如果不能证明冗余物项之间有足够的实物分隔，则应在布置中设计针对适用外部事件的保护性结构。

4.7. 对于一些外部事件，负载将决定结构的设计以抵御事件。例如，大型飞机坠毁通常就是这种情况。在这种情况下，当不能使用实物分隔的原则时，结构设计应符合适用的验收标准以承受外部事件。

4.8. 实物分隔的原则通常不用于安全壳厂房结构，因为通常没有冗余厂房。在这种情况下，应考虑以下布置方法：

- (a) 将主安全壳布置在第二安全壳内或者能够承受假想外部事件外部结构内；
- (b) 从结构上将内部结构与外层安全壳分离，以减少外部事件负载对这些结构的影响，进而对安装于这些结构上的安全重要物项的影响；
- (c) 采用低垂直截面安全壳厂房以降低飞机撞击可能性；
- (d) 在安全壳内提供冗余的、实物分隔的安全通道，能够承受假想外部事件。

4.9. 作为装置布置的结果，一些结构可以保护其他结构和设备应对一些外部事件的影响，即使它们没有被有意设计来这样做。例如，如果厂房位于运输路线上的其他结构和路线之间，则该厂房可以保护这些结构免受沿运输路线爆炸的影响。

4.10. 钢筋或混凝土框架结构上的填充砖石墙在结构上不能有效地抵御爆炸。对于这种类型的负载应考虑连续钢筋混凝土墙和横隔板。

## 干燥场址概念

4.11. 干燥场址概念（见 SSG-18[7]第 7.5 段）应是应对洪水的首选防护布置方法。根据这种方法，厂房和其他安全重要部件周围的地面水平应位于设计基准洪水的估计最高水位之上。

4.12. 当干燥场址概念不适用时，布置应包括永久性防洪屏障或防护，并精心选择设计基准，适当考虑洪水事件特征（即洪水水位及其持续时间和相关影响）及其不确定性。

4.13. 不论是否存在永久性的防洪屏障，良好的实践是在厂房的水密隔间内或高于洪水水位的高处放置安全重要水灾敏感设备。应尽可能遵循这一实践。

### **核装置应对外部事件设计中布置的特殊考虑**

4.14. 应注意非安全重要物项可能发生的故障（由于外部事件），这些故障可能会影响装置完成安全功能的能力。

4.15. 屋顶的设计不应允许积雪、雨水或冰超过屋顶设计负载。布置应包括地面和废水排放系统意外堵塞的安排。

4.16. 轻质或细长的构筑物（例如轻质屋顶、金属堆栈）对风负载最敏感，因此应尽量避免在易受强风影响的场址建造此类结构。非安全重要风敏感结构可能是风载飞射物的来源，而风载飞射物可能影响安全重要物项。如果金属塔和堆栈是必要的，它们应该被设计成对涡旋脱落风负载具有低敏感性。

4.17. 一些外部事件可以被认为是极端事件，它们比罕见事件更频繁。例如，不包括龙卷风或飓风条件的风负载就是这种情况。<sup>15</sup> 在这种情况下，外部事件负载应与正常运行负载和来自其他极端事件的负载合并，使用基于国家实践的组合系数。可能最大风暴潮与 10 年风浪效应的组合就是一个示例。

4.18. 在装置布置中应考虑的另一因素是在密封的外部区域（如庭院或小巷）积聚的气体或蒸气的点燃。在这些条件下的爆轰可能导致高的局部超压。为降低发生这类事件的可能性，设计应在切实可行范围内尽量提供紧凑的布局，没有长的巷道和内院或提供足够的开口，以防止爆炸性气体浓度的积聚。

---

<sup>15</sup> 在一些国家，极端事件的设计基准风速是根据 100 年的重现期（1%的年超越频率）[7]来确定的，而罕见的设计事件通常选择的重现期要长得多。

## 结构设计方法

### 概述

4.19. 厂房应对设计基准外部事件通常基于确定性分析。一般来说，有三种方法用以确保满足安全功能：

- (a) 设计厂房或保护结构以承受由设计基准外部事件所产生的负载，从而维持厂房所容纳的设备的功能；
- (b) 提供一个冗余厂房（位于外部事件影响范围以外）容纳部件和系统可令人满意地满足厂房的安全功能（例如一个冗余的应急柴油机厂房）；
- (c) 限制厂房的破坏后果，以满足适用的安全功能。

第 4.20—4.41 段主要对应上文选项 (a)。

### 负载推导

4.20. 对于设计中要考虑的每个外部事件，危害参数应用于导出设计基准外部事件和超设计基准事件参数，用于设计和评价过程。应注意保持危害分析结果与设计参数之间的一致性。

4.21. 设计基准参数的推导和选定的设计基准外部事件的相关负载方案应符合设计限值评价所需的详细程度（例如，密封、穿孔），以及使用的设计程序相关的精度水平（例如，线性、非线性、三维、动态）。

4.22. 计算工具允许完整的三维流体动力学分析，以导出适当的负载函数或评定结构能力。然而，在某些情况下，简化的工程方法是基于试验数据或数值分析数据的解释而开发起来的。应该对每种技术的假设和适用性进行评价，以核实它们对关注情况的适当性以及它们与设计中所需的精度水平的兼容性。

4.23. 对于特定的布置配置，可能需要由数值分析或物理试验支持的精细研究。典型的示例是风负载作用下冷却塔之间的分组效应、细长塔架的动力放大，或者在飞机坠毁的情况下，大型柔性板的动力相互作用效应。

## 负载组合和验收标准

4.24. 由于其不频繁的性质和非常短的持续时间，统计上独立于任何单一设计基准外部事件的负载通常只与正常运行负载组合，使用适用所有负载的统一负载系数。多个设计基准外部事件负载，如飞机坠毁和爆炸，通常不必合并。然而，来自单一设计基准外部事件的所有影响都应该适当地分阶段和组合，并适当注意组合的物理意义。因此，对于飞机坠毁、撞击的各种影响（例如飞射物、诱发振动、燃料火灾）应综合在一起。此外，当事件之间存在同时发生的因果关系或相关关系时，应视需要适当组合这些影响。SSG-18[7]提供了与气象事件和洪水组合效应的建议方法。

4.25. 验收标准（如功能性、密闭性、稳定性）应根据物项类别（1类外部事件或2类外部事件）进行评定。这些标准应从设计的角度加以解释，从而得出适当的设计限值（例如允许的泄漏率、最大裂纹张开度、弹性、最大位移）。

4.26. 对于来自设计基准外部事件的负载，设计应提供基本弹性的结构性能。只要结构的整体响应基本上保持在线性范围内，并且结构满足其安全功能，就可以允许有限的非弹性行为。

4.27. 如果局部非弹性变形是为了吸收负载输入的能量，则个别延展性结构元件（例如梁、板）的非弹性行为应被视为可接受的，前提是结构整体的稳定性或不危及到结构元件执行其安全功能的能力。

4.28. 对于保护子结构（例如，约束、飞射物屏障），其唯一功能是提供应对外部事件负载的保护，只要位移保持在可接受的范围内，整体结构非弹性行为可以被认为是可接受的。

## 结构设计程序

4.29. 设计程序应根据结构特征、负载函数和验收标准选择，以满足设计限值。

4.30. 在顺序使用数值模式的情况下（如，全局一局部），应注意不同模式之间的一致性，以确保最终结果能够代表结构的响应和性能。

4.31. 数值模式的详细程度应足以充分反映结构的性能，并应符合规定的设计限值。建模和分析（例如，结构接头、钢筋混凝土中的钢筋、结构界面和衬垫）所用的方法应在必要时使用其他方法加以评审和核实。

4.32. 对于数值模式，有限元网格应通过所有需分析的特定负载情况进行核实。当使用网格模式时，为了最大限度地减少与数值近似相关的不确定性，应该进行分析并检查结果的收敛性，这可能需要优化网格尺寸。离散化适合于频率负载。对于短持续时间负载（典型的爆炸负载），可能需要专门的模式，它不同于用于地震分析的传统动力模式。

## 材料特性

4.33. 材料特性应符合材料规范，并符合特定物项安全水平的建造和质量保证程序。在设计基准上，应考虑材料的老化特性，使用最低强度认证值。

4.34. 在冲击负载（如爆炸、冲击）的设计中，应变率效应引起的强度增加是可信的。应使用应变率相关的适当材料模式进行冲击分析。

## 设备鉴定

4.35. 在设计基准外部事件发生期间和之后，为实现安全功能所必需的设备应在功能上符合诱发条件，包括振动。

4.36. 设备对冲击负载或脉冲负载的鉴定可能与对地震诱发振动的鉴定大不相同，因此应根据性能要求（例如稳定性、完整性、功能性）选择特定的程序。鉴定条件应与要求进行比较，通常用锚点对结构支撑的振动、冲击或脉冲力作用来表示。应根据物项的安全水平提供合适的安全裕度。

4.37. 如果适用，设备鉴定应考虑在灰尘、烟雾、湿度、极端温度、腐蚀性大气和/或放射性环境以及机械应力条件下的必要功能。

4.38. 对于一些外部事件，如涉及腐蚀性化学品或生物现象的事件，潜在的退化可能会在相当长的时间内发生。在这种情况下，设计可能不需要包括高度耐用的防护措施，只要物项的退化可以被视察发现。视察计划的范围、频率和方法应与退化速度一致。所实施的任何防护措施都应能够再实施或重复。作为选项，设计应包括抑制、阻止或逆转退化的措施。

## 相互作用效应

4.39. 外部事件可对装置造成直接损坏，这种效应称为“一次效应”。这些一次影响可能通过机械相互作用机制传播损坏造成间接损坏（“次生效应”）。事件的分析应包括这些次生效应，因为它们可能造成与一次效应相当（甚至超过）的损坏。次生效应在物项分级中明确涉及（见第 2.24 段和第 2.25 段）。

4.40. 如果厂房结构是应对外部事件设计的，设计应考虑到对附近结构、系统和部件的以下影响：

- (a) 附近结构的故障和倒塌；
- (b) 从附近结构、系统和部件产生的次生飞射物；
- (c) 挡水构筑物故障引发的洪水，不一定靠近厂房；
- (d) 容器故障引起的化学物质排放或物质沉积；
- (e) 易燃或易爆材料储罐故障引起次生火灾或爆炸；
- (f) 电气故障产生的电磁干扰。

4.41. 应特别强调最终热阱部件（例如冷却塔故障和源于最终热阱水池的水淹）和其他安全相关结构之间的潜在相互作用影响。

## 超设计基准外部事件的结构评定方法

### 概述

4.42. 设计基准外部事件的规则和超设计基准外部事件的规则是不同的。结构评定的目的是表明超设计基准外部事件不会损害预期安全功能。为此，对超设计基准外部事件的评定可以考虑设计过程有意或无意引入的所有安全裕度。尽管如此，设计标准应与安全要求保持一致，并考虑适当的裕度。

### 负载推导

4.43. 对于一些外部危害，可以确定极不可能但仍然可信的假想方案，这些假想方案可以被选择为超设计基准外部事件的基础。在这种情况下，超设计基准外部事件的年度超出频率应至少比设计基准外部事件少一个数量级。

4.44. 对于一些外部危害,上述方法也可能导致不可信的假想方案。在这种情况下,应采取“危害不可知论”<sup>16</sup>的方法,基于设计基准外部事件加适当裕度选择超设计基准外部事件。

4.45. 危害参数应作为对于一组超设计基准参数的基础用于结构评定。在此过程中,应保持与场址危害评价分析的一致性。

### **负载组合和验收标准**

4.46. 超设计基准外部事件应该被认为是非常罕见的,相应的负载应该只与正常的运行负载组合在一起。

4.47. 在超设计基准外部事件中,结构内部可能会发生广泛的不可恢复的结构变形。然而,应建立结构验收标准,以确保满足所有相关的安全功能。

### **结构评定程序**

4.48. 结构评定程序通常应以获得现实的(即中值或最佳估计)结构行为为导向。

### **材料特性**

4.49. 材料特性应与外部事件引起的负载工况一致,并应与材料规范以及与特定物项安全水平相关的建造和质量保证程序一致。在对超设计基准外部事件进行结构评定时,通常可以使用比设计中相比不太保守的值(例如,减少的材料安全系数,使用基于对实际使用材料试验结果的值)。

---

<sup>16</sup> 在本“安全导则”,“危害不可知论”术语用于表示在不完全了解危害的大小和频率的情况下提供危害防护的情况。一般而言,外部危害的标准化密封设计构成了一种危害不可知的方法。

## 5. 应对外部事件的设计要求

### 包括海啸的外部洪水

5.1. SSG-18[7]提供了评定由不同的引发原因和假想方案（以及相关的潜在组合）而导致一个场址发生洪水潜在风险的建议。应考虑的现象包括以下几种：

- (a) 风暴潮；
- (b) 风浪；
- (c) 海啸；
- (d) 湖震；
- (e) 河流和溪流的洪水；
- (f) 极端降水事件：局地强降水；
- (g) 因下列情况突然排放蓄水而引发的水灾：
  - (i) 水坝（即由于溃坝）；
  - (ii) 冰坝；
  - (iii) 场内储水（最终热阱）。
- (h) 钻孔和机械诱导波；
- (i) 通道迁移；
- (j) 高地下水位。

SSG-18[7]详细描述了这些现象，并给出了一种推导设计基准工况的方法。

5.2. 应考虑导致以下一种或多种影响的假想方案，以及洪水事件的持续时间：

- (a) 风浪和爬高效应；
- (b) 水动力和其他负载效应：
  - (i) 静水负载；
  - (ii) 水动力负载；
  - (iii) 波浪负载；
  - (iv) 浮力负载（垂直静水负载）；



- (v) 碎屑负载；
- (vi) 泥沙负载。
- (c) 侵蚀和沉积；
- (d) 同时发生的现场条件，包括不利的天气条件；
- (e) 地下水流入：
  - (i) 渗流和地下水流入；
  - (ii) 渗漏。

5.3. 设计应考虑到由于水渗入装置的内部区域而安全重要结构、系统和部件造成潜在损坏，以及由此对墙壁和基础造成的水压力，这些压力可能会危及结构能力或稳定性。地下水可能会影响土壤或回填土的稳定性。场内排水系统的不足或堵塞也可能加剧场内水淹。

5.4. 设计应考虑水的动态和静态影响，这也可能损坏核装置的结构和基础，以及位于场址的许多系统和部件。此外，由于地下水的作用，可能会出现场址边界、构筑物周围或回填土内部的侵蚀。

## 表征危害的参数

5.5. 风暴潮分析应包括静态水位的估计，或与年超越频率对应的水位的分布，这取决于使用确定性方法还是概率方法。

5.6. 风浪分析应包括对由于风浪活动引起的水位增加和海滩或厂房上的波浪上升高度的估计。此外，还应考虑与波浪对结构的动力作用相关的相关参数（即波浪运动学）。加载和卸载分析应包括水动力效应、静负载效应、侵蚀和沉积以及其他相关效应。

5.7. 海啸洪水分析应包括对最大水位、事件持续时间、上升高度、洪水淹没水平、回水影响、最小水位和取水口以下水位下降持续时间的估计。加载和卸载分析应包括水动力效应、静负载效应、水上飞射物、侵蚀和沉积以及其他相关效应。

5.8. 对于场址附近的地震引发的海啸，在评定对大地震断裂带附近地区水位高度估计的潜在负面影响时，应考虑到地表的隆起和沉降。

5.9. 湖震危害分析应包括对最大和最小爬高、持续时间、静负载效应和第 5.2 段所列水动力效应的估计。

5.10. 河道防洪设计应考虑所有类型的洪水，包括堤坝溃坝、洪水持续时间以及防洪和导航系统的存在。就入海口而言，设计应考虑涨潮、波浪效应、风驱动的高水位和河中高水位的组合。

5.11. 与局部降水引起的洪水相关的设计应考虑场址分级、场址和厂房的排水、片状流和来自场外的场内流。设计参数应包括流量和持续时间、峰值水位、水位随时间的变化和平均流速，以估计场址的水动力和潜在的沉降和侵蚀。

5.12. 用于表征因蓄水突然排放而发生的洪水参数应包括以下各项：

- (a) 整个洪水过程中的预期流速；
- (b) 场址的洪峰水位和水面高程随时间的变化；
- (c) 取水口堵塞或损坏的可能性；
- (d) 由碎片或冰产生的动力和静力。

用于表征溃坝洪水的参数还应包括预警时间。

5.13. 描述钻孔和机械诱导波的参数应包括最大爬高、相关持续时间和潮汐波动的影响。

5.14. 场址附近的高地下水位通常是另一种现象的结果，如河流或海洋附近的水位上升、强降水或拦水构筑物失效。以极端地下水位和对构筑物的相关压力等作为表征参数。

5.15. 由于局部降水导致的洪水适用于所有场址。其他洪水现象的发生取决于场址位置（例如，在河流或湖泊旁、海边、入海口）（见第 5.30—5.33 段）。

5.16. 对于位于海边、入海口和受潮汐影响的河流地区的场址，应确定潮差。

## 外部洪水设计参数

5.17. 设计基准洪水条件应根据 SSG-18[7]第 6.4—6.16 段建议推导。这种情况可能是由一个极端事件造成的，或者更常见的情况是由多种事件的组合造成的。如第 5.5—5.16 段所述，它们以水位、流速、流态和地下水位以及与引发洪水事件有关的相关参数表示。水对厂房的作用可能是静态的或是动态的，或者可能会有多种效应的组合。在许多情况下，洪水和波浪（或浪涌）所带来的冰和碎屑的影响是评价结构压力的重要因素。

5.18. 安全重要结构、系统和部件应受到保护以免受洪水损坏。这种结构、系统和部件的设计基准应根据其所在位置的洪水影响来确定。应考虑到局部因素（如场址布置和地形、场址等级、邻近构筑物、流动方向、取水构筑物、最终热阱的配置）可能影响负载工况。

5.19. 海平面的下降可能是由海浪、湖震或海啸造成的。应考虑低水位（包括水位下降）安全重要物项（包括最终热阱）的影响。

5.20. 如果现场出现极端降水，则需要依靠排水系统，设计应包括足够的裕度。在洪水分析中应考虑现场排水系统的缺陷或堵塞。

## 抵御外来洪水的防护措施

5.21. 核装置应以下列一项或多项防护措施，应对设计基准洪水：

- (a) “干燥场址”的概念（见第 4.11—4.13 段），装置及所有安全重要物项的标高都高于设计基准洪水水位并有足够的裕度；
- (b) 永久性屏障，如防洪墙，旨在防止洪水影响安全重要结构、系统和部件；
- (c) 可能受洪水影响的其它工程安全特点包括：
  - (i) 防波堤；
  - (ii) 场址分级和排水系统；
  - (iii) 水密门和贯穿件；
  - (iv) 如有需要，须设置临时水密屏障，例如水坝、沙袋及充气护堤。

永久性防护措施应优先于临时性防护措施。

5.22. 对于新的核装置，所有最终为防止堆芯损坏、早期放射性排放或显著放射性排放所必需的结构、系统和部件应位于高于设计基准洪水的高度；另外，应设置适当的工程安全设备（例如水密门），以保护这些结构、系统和部件，并确保缓解措施持续保持。对于新的核装置，干燥场址优于有永久外部屏障保护的场址。对于现有的核装置，可能只有第二种选择。

5.23. 如果干燥场址的概念不能适用于所有安全重要结构、系统和部件，布置应包括恰当设计基准的永久性防洪屏障，并有适当的裕度（例如，防止水动力效应、漂浮物的影响和地震事件）。

5.24. 抵御洪水的保护安全重要结构、系统和部件的土建构筑物（例如海堤）永久性屏障，其设计应能在设计基准负载工况下保持稳定。在评定构筑物可能的故障时，应考虑洪水的影响和其他相关影响。

5.25. 作为永久性屏障的开口（例如水密门）的设计应能在设计基准的负载工况下保持其功能。

5.26. 外部屏障和天然或人工岛应被视为安全重要物项，并应相应地设计、建造和维护。

5.27. 如需以回填方式将装置提高到设计基准洪水水位以上，这应被认为是安全重要物项，因此应进行恰当的设计和维护。

5.28. 应提供一个洪水监控系统，该系统能够检测表明该场址可能发生洪水的各类情况。在可行的情况下，警告时间应足以通过实施适当的程序将装置带入安全状态，并根据洪水条件的实时监控数据制定特定的运行程序。

5.29. 洪水监控系统的设计应能承受设计基准洪水。如有必要，应保护监控系统免受水动力和浮体碰撞造成的损坏。

## 沿海场址

5.30. 对于沿海核装置，应考虑下列与设计负载工况相关的影响：

- (a) 涨潮（海水水位）；
- (b) 落潮；
- (c) 静水作用力、动水作用力和波浪作用力；

- (d) 浮力；
- (e) 漂浮体（例如圆木、船舶、驳船）碰撞；
- (f) 侵蚀和沉积；
- (g) 余震对防洪设备和减震器的影响。

应考虑到沙沉积运动和漂浮物碰撞等影响可能同时发生。

## 沿河场址

5.31. 抵御河流洪水的核装置设计应酌情考虑类似的负载现象，如沿海场址（见第 5.30 段）以及与水坝和导航系统相关的运行数据。河流洪水的独特特征包括洪水事件的持续时间延长（几周或几个月）和溃坝效应。

5.32. 应分析寒冷气候下的河流洪水是否会形成冰坝，是否会输送大量浮冰或沉积物和碎屑，这些浮冰或碎屑可能对厂房造成物理破坏、阻塞取水口或破坏排水系统。潜在的冰坝形成和溃坝可能淹没场址或造成低水位条件。应特别考虑到冰坝的形成和破坏可能导致洪水的预警时间可能很短。

## 入海口场址

5.33. 抵御入海口洪水的核装置设计应酌情考虑类似的负载现象，如沿海场址或沿河场址（见第 5.30—5.32 段）。入海口洪水的独特特征包括河流洪水和沿海洪水的综合影响，例如极端高潮、风浪、极端降水和河流洪水的综合影响。

## 超设计基准外部洪水的评定

5.34. 超设计基准洪水应通过增加设计基准洪水位和考虑可能与洪水相关事件的适当组合来定义。

5.35. 对于新的核装置，为防止早期放射性排放或显著放射性排放所极其必需的结构、系统和部件应位于超设计基准洪水的标高上。或者，应该有足够的工程功能来保护这些结构、系统和部件，并确保可以保持缓解行动。对于现有的核装置，只有第二种选择可能适用。

# 极风

## 危害评价接口

5.36. SSG-18[7]提供了关于评定强风（‘直线’）、热带风暴（如气旋、台风、飓风）和龙卷风造成的极风危害的建议。在本“安全导则”，场址评价的风危害评价的关注结果是空旷地形和指定高度（通常离地 10 米）的风速风危害曲线（例如中位数、平均值和分数、系列离散的曲线）。

5.37. 危害评价结果用于确定设计基准风速。设计基准风速的值应与监管机构选定的设计基准外部事件政策一致。<sup>17</sup>

5.38. 风速应在与结构、系统和部件固有频率一致的时间段内取平均值。<sup>18</sup>此外，如有局部地形影响则应考虑校正。

5.39. 对于某些场址，除了对应于“极端”气象现象的设计基准风速外，还考虑对应于“罕见”气象现象的风速，如龙卷风和飓风[7]。在设计中，前一种现象通常被认为是极端情况，而后一种现象则被认为是罕见情况。“极端”和“罕见”气象现象的特征在 SSG-18[7]第 2.9 段中讨论。

5.40. 除非有明确的证据显示极风速的最佳方向，否则设计基准风速下的风速通常应假想从最不利的方向吹来。

5.41. 超设计基准风速应以适当的年超越频率确定，该频率应小于设计基准外部事件的超越频率。

## 负载推导

5.42. 由风速和持续时间导出的结构负载应以暴露在风中的表面上压力或吸力的形式获得。

5.43. 实际风力应由风速用形状因子确定，还应考虑风速的垂直分布。

---

<sup>17</sup> 在一些国家，极风速的设计基准是根据 100 年的重现期（1%的年超越频率）来选择的，而引起大风的设计罕见事件（如龙卷风、台风）通常是以更长的重现期来选择的[7]。

<sup>18</sup> 核装置结构设计中阵风速度的时间平均 1—3 秒通常是必要的。

5.44. 对于通常建造在核装置中的结构来说，风负载通常可以被视为静负载。对于固有频率低于 1 赫兹的结构，通常考虑结构动力效应。

5.45. 作用在核装置厂房上的风与开阔地形上的风是不同的。干扰效应，如其他厂房的遮蔽和厂房之间通道的文丘里效应，会显著影响风产生的压力。这些影响可以导致通过狭窄空间的风速增加或由于障碍物而导致风速下降。厂房周围的风道可能对风力有重要影响。众所周知，强风会导致冷却塔倒塌，这是“群体效应”的结果（即由于厂房结构之间的相互作用，即使它们单独设计来承受更高的风速），在设计中应考虑这些影响。

5.46. 风负载与其他设计负载的组合可能会随风源而变化。通常的实践是，对于“直线”极风负载，比对于由罕见气象现象（如飓风和龙卷风）产生的风负载，使用更大的负载系数。在由龙卷风引起的旋转风的情况下，在一个结构表面上的风向可能与另一结构表面不同，甚至相反。在设计中应考虑这样的加载条件。

## 设计和鉴定方法

### 局部响应

5.47. 应该考虑的第一组故障模式对应于直接暴露在风压或吸力下的表面的局部结构故障。这包括厂房围护部分（如墙壁、外立面板、屋顶板、门），用于将风负载转移到厂房的主要结构系统。这种类型的局部结构故障是在极风事件中最经常观察到的。通常，这些故障不会导致重大倒塌，但它们可能会影响位于故障直接接触的结构、系统和部件，此外，还会导致厂房内环境压力的变化。应该对这些故障模式进行风承载力分析，这通常包括对围护结构单元本身的结构承载力和对与主要结构系统连接的机械承载力的评定。

5.48. 在分析厂房内结构、系统和部件的故障时，设计应保守地假设围护的故障导致所有敏感设备的故障，这些敏感设备应由故障的围护部分保护。

### 总体响应

5.49. 第二组破坏模式对应于钢框架结构在风负载作用下的整体破坏或整体失稳。这些故障模式可能会导致厂房主体结构倒塌。整体故障模式的风承载力分析应评定主体结构系统在风负载作用下的结构承载力。

## 风载飞射物撞击

5.50. 极风产生的空气动力可以加速物体并产生撞击结构、系统和部件的飞射物。由此产生的冲击负载是极风的主要负载效应之一，在设计中应予以考虑。

5.51. 应进行风载飞射物分析，以确定潜在的飞射物。这种分析通常遵循确定性方法，并考虑不同飞射物类型谱和最大速度。管理程序可以减少需要考虑的飞射物类型谱。然而，只有在能够确保此类程序持续有效的情况下才可置信。

5.52. 飞射物撞击的影响包括局部响应（例如贯穿<sup>19</sup>、剥落<sup>20</sup>、结痂、穿孔）和受撞击结构、系统和部件的整体（‘全局’）响应（例如受碰撞壁的边缘支撑处的动态剪切效应）。应考虑飞射物类型和目标材料，估计局部响应效应。总体响应在相关时，应通过力学分析估算，考虑飞射物变形或冲击力的时间历程。

5.53. 飞射物的速度和方位是决定飞射物撞击效果的重要输入参数。通常，飞射物撞击应假想有一个垂直于目标表面的速度矢量，飞射物轴线应假想与速度矢量共线。

## 大气压力变化

5.54. 大气压力变化的负载是由于涡旋在结构上移动时大气压力的变化而产生的。这种负载应该考虑在内，尤其是对于龙卷风，龙卷风具有相对较高的平动风暴速度和快速旋转涡旋中心的显著压降。

5.55. 大气压力变化的负载应使用龙卷风风场模式和对结构能够释放的速率的了解来估计。

---

<sup>19</sup> 贯穿是指飞射物撞击在撞击面上形成缺口，但未击穿目标的状态。

<sup>20</sup> 剥落是由于飞射物撞击而从撞击面弹出的目标材料。



## 尘暴和沙暴

5.56. 对于抵御尘暴和沙暴的核装置设计，除了相关的风速外，来自危害的其他参数需要进行评定，如风暴持续时间、尘或沙粒的化学和物理特性，以及风暴期间空气中预计的尘埃或沙子负载（以毫克/立方米计）。

5.57. 抵御尘暴和沙暴的设计应考虑到以下几点：

- (a) 有效空气密度的增加，使暴露表面产生更大的风压；
- (b) 尘埃或沙子堆积造成的影响，这可能增加屋顶和墙壁的负载，并阻塞通道；
- (c) 供暖、通风和空调系统或应急柴油发电机进气口过滤器的潜在堵塞；
- (d) 对设备的磨损和腐蚀效应，特别是长期的；
- (e) 在尘暴和沙暴期间执行辐射监控的困难；
- (f) 在能见度降低的条件下进行现场管理和通信；
- (g) 最终热阱中的沙子堆积。

## 极风的其它影响

5.58. 除了影响结构、系统和部件的结构完整性外，极风造成的其它效应在设计核装置时应予以考虑。例如：

- (a) 压力差会影响通风系统；
- (b) 风携带的颗粒可能会损坏暴露的表面，并妨碍部件和设备的功能；
- (c) 盐雾可能危及电气设备的功能；
- (d) 导电飞射物（例如钢板）可能导致开关站短路。

5.59. 最终热阱和相关的传输系统应进行评价，以确保由极风引起的水位变化不会影响余热的传输和吸收。适当时应考虑可信的效应组合。

5.60. 还应关注非安全重要结构、系统和部件由于风效应可能与安全重要结构之间的相互作用，例如位于安全重要结构外的大型起重机倒塌。应进行细致的分析，必要时应提供适当的缓解方法，如实物分隔或保护结构。

## 抵御极风的防护措施

5.61. 通常为核装置设计的厂房结构为安全重要物项提供了良好的防风保护。因此，为了进行抵御极风的设计，安全重要物项应该放置在这些厂房内，尽量少让这些物项暴露在外部环境中。

5.62. 置于厂房外的安全重要敏感物项应有抵御风载飞射物的防护。敏感物项包括仪器仪表、小直径管道和管子、玻璃或陶瓷件、刻度盘和量规、暴露的皮带以及电机上的链条或联轴器。防护水平应与设计中考虑的飞射物型谱和最大速度相匹配。还应适当考虑室外不可移动设备或材料防止风载飞射物。

## 超设计基准极风的评定

5.63. 由极风或相关危害引起的事故，(a) 包容放射性物质；或 (b) 缓解事故后果的结构、系统和部件应进行超设计基准极风的评定。

5.64. 超设计基准风的评定方法通常应与设计基准风的评定方法相同，但在应用现实假设的工程方法、评定中使用的验收标准和材料特性方面会有所不同（见第 4 部分）。

## 其他极端气象条件

5.65. SSG-18[7]为极端气象条件的场址评审提供了指导，包括以下内容：

- (a) 极端气温和湿度；
- (b) 极端水温；
- (c) 积雪；
- (d) 冻雨和霜冻相关现象；
- (e) 闪电。

其他危害可能与这些条件相关，如冰雹和水内冰。水内冰会阻塞进滤网、泵、阀门和控制设备[7]，并可能对最终热阱造成危害。在某些情况下，可能还需要对该区域认为可能发生的最严重干旱造成的低流速和低水位进行估计。造成这种情况的潜在原因包括水分蒸发、降雨量不足、渠道阻塞、下游控水构筑物失效以及诸如抽取地下水等人为影响。

5.66. 河流的温度在不同的季节可能会有很大的变化，如果极端天气温度持续足够长的时间（几天或几周），就可能受到极端天气温度的影响。位于河流旁边的核装置设计应考虑到可能影响装置的河流水温变化的影响（水温随天气温度变化，延迟时间较短）。应当考虑到河流温度过高本身可能引发限制或防护措施（例如反应堆停堆、降功率）。

5.67. 上文第 5.65 段所述极端气象条件造成的损坏，在分析中通常用电网或应急电源不可用来表示。积雪等危害也可能影响通风的吸气和排气、结构负载、柴油发电机的进气口、安全相关设施的可达性以及应急车辆抵达。极端的气温、水温或大气湿度可能会影响房间的供暖、通风和空调系统，这些房间存放安全重要物项（特别是电子设备），以及最终热阱的可用性。这些潜在的影响应该在装置的设计和安全分析中考虑。

5.68. 雷电造成的损坏可能是非常广泛的，因此应考虑防雷。

## 负载推导

5.69. 极端气象条件的环境参数应从危害评价中获得。这些参数包括这些条件的持续时间、周期性以及它们与其他气象条件（如风或降水）和生物条件的合理组合。

## 设计方法和防护措施

5.70. 除非有针对上文第 5.65 段所述极端气象条件的核装置设计的特别国家法规或标准，结构设计应遵循常规建筑规范和标准。设备应符合其安全分级和外部事件分级的要求。

5.71. 在装置的设计和安全分析中，应考虑雪对通风入口和排气口、屋顶设计、柴油发电机进气口、安全相关设施的可达性以及应急车辆移动的影响。

5.72. 在装置的设计和安全分析中，应考虑极端空气温度和水温安全重要物项的影响，特别是电子设备，以及对最终热阱可用性的影响。

5.73. 雷电的特性（如峰值电流、电流上升时间、半值时间、脉冲电荷、比能量）决定了雷电造成的各类故障模式。雷电标准中定义了不同类型的雷电脉冲（如：先正、先负、后、长）。峰值电流越高越容易被捕获。因此，在设计防雷保护时还应定义一个最小峰值电流。在设计中应考虑不同脉冲类型

的热、机械、电和电磁危害效应。应特别注意雷电的电和电磁影响，因为这些影响比其他影响更可能影响核装置的安全。

5.74. 应按照国际工业标准、国家特定法规和标准或验收模式设计和实施防雷特别保护，并定期评定防护措施的有效性。应对闪电的传导和辐射影响，核装置的设计应提供足够的保护。

5.75. 与最终热阱直接相关的热传输系统的取水构筑物应设计成在季节性水位波动和干旱条件下提供足够的冷却水流量。

5.76. 核装置的设计应考虑到极端天气条件对补水的影响，即使这些补水不涉及任何大量的场外能力。例如，应考虑供应管道冻结等影响，并在适当的情况下提供微量加热。

5.77. 应通过试验和/或分析采取措施，以确认向最终热阱传输热量而提供的装置在极端气象条件下仍能保持其能力，特别是在长时间不使用这些装置的情况下。这些措施可以包括如设计措施用以检查监控喷嘴或进气滤网是否被冰堵塞。为防止厂用水因结冰堵塞，应采取防止形成结冰（例如，出口水再循环到进水口，棒状筛网加热），并应为冷却水进水口提供替代路径。应提供足够的仪器仪表和警报以及相关的程序和培训。

## 超设计基准工况评定

5.78. 应考虑核装置超设计基准的极端气象条件，同时气候波动和气候变化的预测，这可能影响已考虑到的设计基准参数。在考虑设计基准以外的其他外部危害可能对气象条件直接或间接产生影响时，也应考虑到气候变化的预测影响。

## 火山作用

5.79. SSG-21[8]提供了与火山灾害评价相关的建议。SSG-21[8]表 1 列出了火山现象及其对核装置可能不利的特征。核装置应受到保护，抵御已识别的所有与火山相关的危害。

5.80. 首先，应当再次确认对于危害评价中识别与火山相关的所有现象，都有适当的措施。总的来说，火山碎屑流、熔岩流、新喷口的和地面变形（包

括碎屑雪崩)等现象被认为是选址阶段的排除条件。如果在危害评价过程中没有筛选出这些现象,则应与监管机构讨论与任何防护措施相关的标准。

## 设计方法和防护措施

5.81. 核装置的外部危害设计围护构筑物可以提供足够的保护,以抵御火山现象的某些影响。这应该用保守的方法来核实每一个单独的影响以考虑不确定性。

5.82. 如果火山现象的影响未包络于核装置外部危害设计范围,则应提供额外的设计特点或场址防护措施。

5.83. 火山灰沉降物可造成静态物理负载,并在空气和水中产生磨损和腐蚀性颗粒。水平面上的附加重力负载应与其他垂直负载适当组合。类似沙尘暴,火山灰也可能通过进入诸如排气口和进气口等孔口,破坏安全相关结构、系统和部件。应对这些影响采取适当措施。

5.84. 如第 5.80 段所述,在选址过程中通常应筛选出熔岩流、火山碎屑流、拉哈尔流和碎屑雪崩等显著流(见 SSG-21[8]表 1)。关于核装置,没有针对这些现象采取防护措施的可信先例。

5.85. 火山产生的飞射物通常影响火山周围的有限区域,核装置场址应选择在这一区域之外。然而,对于到达现场概率较低的飞射物,仍应推导设计基准。应将这些飞射物的影响与其他飞射物(例如风载飞射物)的影响进行比较,并应同时考虑影响和潜在的火灾危害。包括质量、末端速和温度火山生成飞射物的参数应从危害评价中获得。

5.86. 如果已识别出源于火山爆发产生的气体和气溶胶相关的危害,并已得出设计基准,则应提供设计特点和程序措施。应从危害评价中获得的参数包括气体或气溶胶的类型、其物理和化学性质以及安全重要结构、系统和部件所在(包括控制室)区域的预测浓度。

5.87. 火山引发的洪水应与其他外部洪水灾害统一考虑(见第 5.1—5.35 段)。火山诱发洪水活动可能影响沿海和内陆场址。沿海场址应考虑海啸和湖震。然而,火山口湖的崩溃和冰川爆发可能会影响任何沿海或内陆场址。从危害评价中应获得的参数与其他原因造成的洪水相似。

5.88. 在核装置地震危害分析中应考虑火山地震。如果该场址的火山地震危害高于与其他地震活动源相关的危害，则应评价火山引起的地面运动。

## 设计基准工况和超设计基准工况

5.89. 非排他性火山灾害应作为设计基准外部事件负载处理。如果任何排他性火山灾害未能以合适的裕度筛选排除，则应在超设计基准外部事件的框架内加以处理。

## 外部火灾

5.90. 源自场外的火灾（例如燃料贮存、车辆、管道或化工厂、天然植被）可能影响核装置的安全。应考虑外部火灾期间的现场可达性。对沿海场址的特定分析应考虑到石油泄漏入海的可能性（例如，被损坏的船舶或开采平台）。必要时，应采取适当措施建立防火禁区。NS-G-3.1[9]提供了关于识别和评定人为事件引起的外部火灾危害的建议。

5.91. 核装置的设计应防止外部火灾产生的烟雾和热量损坏安全功能的履行和场址与安全相关构筑物的稳定性。

5.92. 通风系统的设计应防止烟雾和热量影响冗余安全系统通道，并造成可能损坏安全功能实现的影响（包括对运行人员的行动）。

5.93. 如果正在考虑在核装置或核装置附近发生飞机坠毁的影响（见第5.161—5.192段），还应对此类事件进行火灾危害分析。火灾和烟雾可能会在几个地方发生，因为飞机燃料和可燃碎片的扩散，这应该在分析中考虑。可使用特殊设备，如泡沫发生器和加固工具，以及经过专门培训的场内和场外消防人员，以防止此类火灾贯穿有安全重要物项的构筑物。

## 负载推导

5.94. 火灾危害评价应考虑假想火灾的特征，包括辐射能、火焰面积、火焰形状、目标视野因子、传播速度和持续时间等。还应考虑烟雾和气体的扩散等次生影响。火灾危害评价中还应考虑隔板燃烧和通风入口过滤器的损坏。

5.95. 由燃料贮存、车辆或天然植被等来源引起的外部火灾的影响应与正常运行负载相结合。由于飞机坠毁等情况而引起的火灾应考虑在相同的负载组合和相同的设计假设下，作为始发事件本身。

## 设计方法

5.96. 应根据结构承受外部大火灾引起热条件的固有能力和评定结构对这种条件的脆弱性。评定应基于结构吸收热负载的能力，而不超过适当的结构设计标准。混凝土的耐火能力主要根据混凝土的厚度、骨料组成、预应力钢覆面和内表面的极限温度来估算。极限结构标准通常是第一束预应力钢筋所在位置的温度和暴露在火灾下的表面烧蚀量。

5.97. 承受飞机坠毁冲击负载的预应力钢筋混凝土结构通常足够坚固，用以抵抗外部火灾假想方案的结构元件故障。

5.98. 钢结构暴露在大火灾下的能力是有限的。因此，安全重要结构不应使用钢作为承重元件。如果钢结构的耐火性依赖于与外部包覆层的分离或膨胀冷却，则应核实这种耐火性防护措施不会退化火灾次生效应的影响（例如爆炸压力波、飞射物）。

5.99. 在评定中还应考虑相关受影响区域的内表面温度和空气温度标准，以保护安全重要物项。如果已经提供足够的厚度来满足其他考虑，通常不会超过这些标准。还应检查所有类型的设计渗透性。

5.100. 在厚混凝土墙或板暴露在火灾中的情况下，应进行结构分析，考虑到火灾引起的温度梯度，以及火灾条件下的任何额外操作负载（如消防水）。在假想火灾负载工况下的极限负载设计中可以使用单一负载系数。

5.101. 核装置材料的选择应考虑关于火灾以及耐火材料、热和其他现象的国际法规和标准。

## 防护措施

5.102. 应通过将外部火灾的可能性降至最低，并在必要时提供外部火灾的应对措施来保护装置免受来自场外的火灾。应采取措施减少场址附近和接近场址通道的可燃物和易燃物的数量。或者，应该配置足够的防火屏障。应移除装置附近可能引发火灾的植被。还应酌情提供其他设计措施，如安全系

统的实物分隔和冗余、单独的防火隔间或其他防火屏障、火警探测和消防系统（如喷水消防系统）。

5.103. 如果构筑物的固有不能提供足够的防护来抵御外部火灾的影响，则应提供额外的屏障或实物分隔。此外，耐热包覆层或膨胀涂层可用于为结构单元提供进一步的保护。但是，应该核实这样的特点不受次生效应的影响。

5.104. 通风系统应能藉阻尼器与外界空气隔绝，并设有其他措施以完成通风系统的功能。为一个安全系统服务的通风系统的进气和排气应与为其他冗余安全系统服务的进气和排气分开，以确保外部火灾不会妨碍执行安全功能。

5.105. 核装置的设计应确保向所有柴油发电机和其他执行安全功能所需的应急电源提供充足的空气供应。这一目标应该通过将进气口按距离分开并将它们与排气口隔离来实现。

5.106. 安全相关电缆、仪器仪表和控制系统应能够抵御热流、烟尘和灰尘的影响，否则应加以保护以应对此类危害。

## 超设计基准外部火灾评定

5.107. 核装置厂房外的火灾可能影响到若干安全相关结构（例如，大飞机坠毁造成燃料泄漏），包括安全壳，应在超设计基准外部事件框架内处理。

## 外部爆炸

5.108. 在本“安全导则”，“爆炸”术语概述用于描述所有涉及固体、液体、蒸汽或气体化学反应的事件，这些化学反应可能导致周围空间的压力大幅增加（以及可能的火灾或热量）。气体或蒸气云的爆炸会影响整个装置。应该对核装置中抵御气体云爆炸影响的构筑物能力进行分析，以评定这些结构应对超压（即直接和拖曳）负载的能力。还应考虑其他影响，包括火灾、热流、烟雾和加热气体、地面和其他振动运动以及爆炸引起的飞射物。

5.109. 一般而言，在分析核装置的反应时，应考虑下列爆炸的影响：

(a) 入射压力和反射压力；



- (b) 超压和压差压力的时间相关性；
- (c) 爆炸产生的飞射物；
- (d) 爆炸诱发地震动（主要来自爆轰）；
- (e) 热和火。

5.110. 如果该装置的设计是为了适应飓风、龙卷风或飞机坠毁等其他外部事件产生的飞射物影响，爆炸产生的飞射物影响可能已经考虑在内。但是，如果已识别爆炸产生的具有特别威胁性的飞射物，则应在装置设计中考虑这些飞射物。如果飞机坠毁或自然现象的飞射物不包括在设计基准上，外部爆炸危害评价应考虑飞射物的潜在影响。

### 危害评价接口性

5.111. 应根据 NS-G-3.1[9]在场址危害评价中考虑安全相关厂房外在加工、装卸、运输或贮存潜在爆炸性物质过程中发生的爆炸。爆炸危害可能来自固定的或移动的源。爆炸危害评价的结果应包括潜在爆炸来源清单、爆炸物的数量和性质、与场址的距离以及从源到场址的方向。可能还需要每个源的每年爆炸频率。

5.112. 应采用下列方法之一确定保护核装置应对爆炸压力波不可接受的破坏的设计基准参数：

- (a) 如 NS-G-3.1[9]表 III 所述，如果在装置附近有可能产生压力波外部事件的潜在爆炸来源，则应计算波向装置的传播，包括反射波，并将计算得到的压力波和相关阻力纳入装置的设计基准中；
- (b) 如果已经有设计要求提供对其他事件（如龙卷风）的保护，则应计算相应的超压阈值。该值作为计算装置和任何潜在来源之间的安全距离（即隔离距离）的前提。

## 负载推导

5.113. 与炸药的爆轰<sup>21</sup>不同，液态、蒸气和气态爆炸材料的爆炸压力输出有很大的变化。这种材料的爆炸在许多情况下是不完全的，在爆炸过程中只应考虑炸药总质量的一部分（即有效装药量）。应该对假想引爆的总质量的部分作出保守估计。

5.114. 应该研究由于气体云中障碍物引起的火焰加速和超压产生的可能。这些障碍包括设备、管道和结构。由于树木和灌木丛也有可能加速火焰。

5.115. 外部爆炸产生的负载和热效应只应与正常运行负载相结合。

## 爆轰

5.116. 应使用既定的工程技术（即主要为评定化工厂的危害而开发的技术），如 TNT 当量法、多能法、Baker-Strehlow 法和计算流体力学，来确定爆炸产生的爆炸压力负载。在固体爆轰的情况下，TNT 当量技术是应用最广泛的方法。在气体或蒸气云的情况下，其他方法可能更适合于评价所考虑的爆炸和反应特征。

5.117. 出于结构设计和评定的需要，应考虑入射冲击波和动风压随时间的变化，因为结构在爆炸负载作用下的响应不仅与结构的动力反应特征相关，而且与负载作用的时程相关。

## 爆燃

5.118. 爆燃<sup>22</sup>负载的定义不如爆轰负载成熟。应采用与爆轰负载相同的过程获得爆燃负载，但应基础保守地适当减少爆燃材料质量。

---

<sup>21</sup> 炸药爆轰的特点是压力急剧上升，从爆轰中心膨胀，在传播介质中形成以音速或音速以上的压力波脉冲。紧随其后的是一个振幅低得多的负压冲量，设计中通常忽略它，并伴随着一个由压力波后面的空气沿波方向运动而产生的动态风。

<sup>22</sup> 爆燃通常导致波前压力缓慢增加，与爆轰相比，爆燃的持续时间较长，峰值压力随距离下降相对较慢。这些特征还受到天气条件（如逆温）和地形的影响，这两者都需要考虑。爆燃和爆轰的一个主要区别是目标结构上的热或火负载。一般说来，爆轰产生的热或火负载不被认为是目标结构设计基准的一部分，但爆燃则被认为是设计基准的一部分。

5.119. 应将火灾视为爆燃的次生效应，并应遵循第 5.90—5.107 段和 SSG-64[10]提出的建议。

## 设计和鉴定方法

### 爆炸效应的设计假设

5.120. 抵御外部爆炸的措施，可通过设计可承受爆轰或爆燃影响的结构来实现。设计应包括以下步骤：

- (a) 作用在结构上的爆炸压力和动态（风）压力表征，包括所有墙壁还反射。需要压力随时间变化；
- (b) 确定作用在结构外表面上的力；
- (c) 假想结构具有弹性或弹塑性行为，确定结构对各种力的抵抗能力。抵抗力取决于验收标准，根据材料应变限值和结构变形限值确定。一般情况下，整体阻力取决于局部故障（如外墙板）；
- (d) 计算结构对 (b) 中确定力的响应。这可以使用简化模式（例如单自由度模式）或复杂模式（例如非线性有限元计算）来完成。在任何一种情况下，即使使用准静态计算，应考虑动态的负载和结构反应。爆炸和风负载作用在结构上的有效负载不仅是负载的动力特征函数，而且是结构的动力反应特征函数；
- (e) 将结构反应与结构抗力进行比较，必要时修改设计。在进行这种比较时，(c) 中确定的结构抗力可能需要降低，同时考虑到维持正常运行负载所需的结构能力；
- (f) 如果在 (d) 中用于计算结构反应的模式中不包括主结构系统，则检查主结构系统承载直接从爆炸负载的外表面所接受的传送负载的能力；
- (g) 检查结构的倾覆和滑动稳定性。

5.121. 用于定义特定结构反应的最小参数应包括负载累积时间及其峰值，以及结构在响应过程中表现出的阻尼和最大延展性水平。

5.122. 在评定爆炸影响时，应区分厂房的局部反应和整体反应。局部反应与外墙构件单元相对于支撑构件（如格栅、檩条、梁、柱）的反应相关联。整体响应通常与主承载系统相关，通常包括框架、梁、柱、斜撑、剪力墙和楼板。

5.123. 直接暴露在爆炸负载下的外墙或屋顶结构单元应根据其局部反应明确评定。

5.124. 对于构成结构主要负载路径的整体结构单元，负载峰值被直接暴露在爆炸中的外部单元的弹塑性行为所消除。在这种情况下，如果正当，通常可以使用简化的方法来核实主负载路径承载从外表面转移负载的能力。

5.125. 应评定爆炸在厂房结构中引起的振动负载，如果有意义，则应根据外部事件分级计算相关的反应谱，用于部件和设备的动态设计。

5.126. 应评定爆炸对通风系统的直接和间接影响。即使这些系统位于结构内部，分析也应核实系统中的管道和任何阻尼器没有被压力波损坏到无法实现安全功能的程度。

### 隔距设计

5.127. 通过在爆炸源和目标结构、系统和部件之间设置适当的间隔距离，也是抵御外部爆炸影响的防护措施。安全距离研究应在 NS-G-3.1[9]所述的场址危害评价中进行。在设计阶段，一旦知道了装置的布局和结构尺寸，就应该使用更准确的信息来核实安全距离。

5.128. 在分隔防护措施的距离计算中，应考虑到峰值超压和热衰减作为与爆炸源距离的函数。通过使用适当的 TNT 当量，可将现有的 TNT 数据合理地用于其他固态爆炸物质。应仔细评定对场址附近运输路线上的移动源提供的保护是否充分。应根据 NS-G-3.1[9]假想有足够数量的可能发生爆炸位置，以确保对最严重可信假想方案进行了分析。

### 防护措施

5.129. 厂房以外的屏蔽结构应被认为是抵御爆炸冲击负载和热的一种手段。这种结构对容器破裂或爆炸产生的爆炸最有效，在这种情况下，这些结构的设计应用于拦截飞射物和防止爆炸超压。在这种情况下，屏蔽结构应靠近受保护的厂房以避免墙后的压力弹射。

5.130. 设计时应考虑的防护措施包括增加支承结构部件以增加抗力，减少无支承跨度，使用坚固的支撑墙以增加抗力，墙与屋顶、楼板和相交墙螺栓连接以提高整体结构完整性，以及用防爆单元更换或加固门窗。根据进气口

的最大超压，考虑自动措施以抵御压力波，保护安全重要进气口。或者，应该证明进入的压力波不会导致预期安全功能的丧失。

## 超设计基准爆炸的评定

5.131. 超设计基准爆炸的评定方法通常应与设计基准爆炸的评定方法相同。差异应反映在应用现实假设的工程方法中，以及在评定中使用的验收标准和材料特性中（见第4部分）。

5.132. 超设计基准爆炸相对于设计基准外部事件，应通过增加爆炸物质的数量和/或减少的间隔距离来定义。

## 有毒、易燃、腐蚀性和窒息性化学品及其空气和液体中的混合物

5.133. 有毒、易燃、腐蚀性和窒息性化学品的排放可能对内对外影响核装置，破坏与安全相关的系统和/或损害运行人员的行动。腐蚀性液体也可能影响室外区域，如开关站，还应考虑位于厂房外的电气和电子设备。

## 与危害评价的关系

5.134. NS-G-3.1[9]提供了关于评定在装置场址或附近排放危害流体危害的建议。这种危害可能来自固定的或移动的来源。危害评价的结果应是列出有毒、易燃、腐蚀性或窒息性化学品的潜在排放源，以及此类排放的特征（例如排放形式、排放位置、排放危害物质的数量和性质）。如果不能根据安全距离或概率考虑筛排除危害，则应利用危害评价的结果应作为核装置设计基准的排放表征。

## 危害化学品的大气扩散

5.135. 在确定了设计的排放表征之后，应利用一个考虑排放参数和空气浓度的时间和空间变化的模式来计算排放化学品的大气扩散。

5.136. 在大多数情况下，使用连续排放的高斯烟羽模式，或用于准瞬时和短期排放的烟羽内具有高斯浓度分布的“喷气”扩散模式。模式至少应考虑排放物的纵向、横向和垂直扩散。复杂的流体动力学计算模式可能被认为适合于涉及丘陵地形假想方案。

5.137. 大气扩散的计算应考虑与场址气象条件的分布（即风速、大气稳定度、风向、降水、日晒、云量）相关的不同假想方案。目标应该是获得排放点和场址相关位置（通常是厂房的进气口）之间的稀释因子<sup>23</sup>。

5.138. 有毒、易燃、腐蚀性或窒息性气体和蒸气云可能比空气重或轻。在沸腾和慢速泄漏中，密度对垂直扩散的影响应予以考虑，并应得到实验数据或数值模拟的充分支持。当湍流效应比浮力效应更重要时（例如，当排放是爆炸的结果，当排放的物质进入厂房附近的湍流空气中时），不应考虑比空气重的气体的密度。应特别考虑由冷气—空气混合物（如液氨和空气）形成的重气体云，它们可以传播很远而不被大气湍流分散。

5.139. 超设计基准的排放量应通过增加排放物质的数量和/或通过与设计基准排放值相比减少排放点与装置之间的距离来确定。

## 设计和鉴定方法

5.140. 一旦假想存在有毒、易燃、腐蚀性或窒息性气体或蒸气云，则应进行弥散计算，以估计云漂移或流经装置场址时的气体浓度。

5.141. 在设计中应考虑正常和特殊情况下的气流，以及共用一个通风系统的所有房间的容积和通风系统本身的容积。

5.142. 为了简化计算，可以假想在与进气口相互作用期间，云中的气体或蒸汽浓度保持不变。此外，可以假想共用一个通风系统的所有房间的气体浓度是相同的。这些假设在涉及估计气体浓度时是保守的，但在涉及估计再循环时间或确定所需瓶装空气供应量时是不保守的。为了这些目的，应该进行更精细的分析。

5.143. 在一些设计中，某些房间的环境空气在意外排放后与潜在污染的空气隔离。在这种情况下，孤立环境中的内渗漏率决定了达到有害气体或蒸汽浓度水平所需的时间。计算中考虑的内渗漏率应通过系统试验确定，基于与假设的设计基准相同条件。

---

<sup>23</sup> 稀释通常是相对于排放源来表示的。例如，它可以表示为某一点的平均气体或蒸气浓度，除以来源处的排放速率或除以来源处的浓度。

5.144. 如果认为可以通过过滤、吸附或其他同等手段去除危害化学品，则应在设计文件中列入去除能力的技术依据。

5.145. 一旦确定了厂房内的化学品浓度，应将其与国家法规中规定的限值进行比较，以评定对人类健康的潜在影响。在适当的情况下，还应将估计浓度与设备规范进行比较，以评定对设备性能的潜在影响。

## 防护措施

5.146. 控制室及其应急通风系统应采用低泄漏设计。

5.147. 如有已知的有毒、易燃、腐蚀性或窒息性气体或蒸气来源，应在控制室进气口设置适当的检测系统。如果气体浓度超过规定的限度，应触发保护动作，并适当考虑使用氯气等快速反应材料。这些防护措施应包括过滤吸气，使用再循环空气系统暂时防止空气进入，并在必要时使用自给式呼吸器。

5.148. 某些类型的有毒、易燃、腐蚀性或窒息性气体或蒸气，例如可能沿运输路线（即公路、铁路、海洋、河流）排放的气体或蒸气，无法事先识别。提供能够探测所有类型的有害气体或蒸气的系统并不切实可行；然而，如果多种类型的气体或蒸气可能是一种危害，则应考虑提供尽可能多用的探测器（例如能够探测卤素或碳氢化合物等气体组），并能够探测氧气水平的下降。

5.149. 对于核电厂来说，远离主控制室并有单独空气供应的辅助控制室应该能够关闭和监控反应堆。从主控制室到辅助控制室的出入路线应加以保护，以允许运行人员走动。另外，应有人员通过设有呼吸设备的控制站可达的安排。如果辅助控制室在安全分析中被认为是可靠的，则辅助控制室的进气口应与主控制室进气口间隔一定距离。如果必须考虑重气体或蒸汽，这些进气口应位于较高的水平。隔离的有效性可能取决于及时检测有毒或窒息性气体存在的能力。因此，应为每个场址专门设计防护措施。

5.150. 对于腐蚀性化学品，应证明即使在最大可能的腐蚀率下，检查间隔也不会使安全系统受到损坏，不至于在受影响系统修复之前可能发生安全功能丧失。系统防护可以通过不同的措施来实现，其中包括：

(a) 防止腐蚀剂与腐蚀表面的长期接触；

- (b) 提供腐蚀性气体探测器以触发关闭阀；
- (c) 使用防护涂层；
- (d) 提供额外的壁厚以允许一定量的腐蚀；
- (e) 减少视察之间的间隔时间；
- (f) 综合使用上述方法。

特定的防护措施应逐案确定。在某些情况下，将空气温度或湿度保持在规定的范围内可能就足够了，从而减缓腐蚀速度。应当证明这种办法的充分性。

### **超设计基准工况评定**

5.151. 超设计基准排放的评定方法通常应与设计基准排放的设计方法相同。差异应反映在应用现实假设的工程方法和验收标准中（见第4部分）。

### **其它现场和配置装置的放射性危害**

5.152. 从邻近运行的核装置或贮存设施、从运输新燃料或乏燃料的车辆以及从其他场内和场外来源排放放射性气体、液体和气溶胶构成潜在的外部危害。放射性物质的排放可能会破坏与安全相关的系统和/或妨碍运行人员的行动，从而影响核装置。

### **与危害评价的关系**

5.153. NS-G-3.1[9]提供了关于评定从其他装置排放放射性物质危害的建议。原子能机构《安全标准丛书》第NS-G-3.2号《核电厂放射性物质在空气和水中的扩散与场址评价中人口分布的考虑》[15]提出了关于放射性物质在空气和水中的扩散的建议。在确定装置设计中要考虑的外部放射性排放时，应遵循这些安全导则中的建议。

5.154. 超设计基准的排放应通过增加排放的放射性物质的数量和/或通过与设计基准排放值相比减少排放点与装置之间的距离来确定。

### **设计和鉴定方法**

5.155. 核装置的设计应考虑到所有潜在的外部放射性危害，并应旨在确保装置人员的防护和安全符合原子能机构《安全标准丛书》第GSR Part 3号



《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》[16]相关要求，并符合国家监管要求。此外，核装置的设计应尽量减少放射性物质扩散到装置内。

5.156. 在向大气排放放射性物质的情况下，应根据气象条件和装置内的空气交换率计算装置内放射性核素的潜在浓度，以确定随时间变化的空气浓度，由此可计算辐射剂量。气体或蒸气云的延伸时间和相互作用时间应根据特定设施情况确定。应特别注意放射性物质可能到达控制室和其他人员居住场所进气口的影响。

5.157. 如果存在放射性物质可能进入冷却水取水口的假想方案，则应考虑对装置的影响和运行人员可能受到的照射。应特别注意装置的散热系统，因为它们可能会助长排放放射性物质的扩散。

## 防护措施

5.158. 对于在设计中要考虑的任何放射性外部危害，设计者应考虑两种基本的防护措施，屏蔽外部辐射照射和使用过滤器来防护内部辐射照射。

5.159. 第 5.146—5.150 段讨论了关于保护运行人员免受窒息和有毒气体影响的建议。还应酌情遵循这些建议，作为防止向核装置外部排放的放射性气体、蒸气和气溶胶的一种手段。

## 超设计基准工况评定

5.160. 超设计基准版本的评定方法通常应与设计基准版本的设计方法相同，尽管验收标准会有差异（见第 4 部分）。

## 飞机坠毁

5.161. NS-G-3.1[9]提供了关于评价核装置场址飞机坠毁危害的建议。场址危害评价是以甄别程序为基础的，目的是识别与飞机坠毁相关的潜在危害，其结果应以飞机的特定参数（例如，类型、质量、速度、刚度）或负载时间函数（与相关的撞击区域）表示。

5.162. 在核装置应对飞机意外坠毁的设计中，可使用替代路径（通常为一列），以确保满足安全功能的。在确定最终的外部事件分类之前，在结构、

系统和部件的设计中可能需要迭代。所有外部事件 1 类和外部事件 2 类的结构、系统和部件都应该被假想飞机坠毁事件设计或评价。

5.163. 应分析假想的飞机坠毁，以确定其对装置的潜在影响，并采取必要步骤确保放射性后果保持在可接受的限度以下。应考虑以下影响：

- (a) 由于飞机极其坚硬的部件（例如发动机、起落架）的影响而造成的局部结构损坏，包括贯穿、剥落、结痂和穿孔（‘局部影响’）；
- (b) 整体结构损坏，包括使结构无法发挥其预期安全功能的过度变形或位移（‘整体效应’）；
- (c) 诱发的结构部件和安全相关设备振动引起的结构、系统和部件功能丧失（‘振动效应’）；
- (d) 撞击引发火灾和爆炸对结构、系统和部件的影响；
- (e) 如相关，燃料或消防水进入厂房（例如通过通风系统）对临界安全的影响。

## 负载推导

5.164. 应界定主飞射物（即飞机）、次生飞射物（如发动机）和接受碰撞的结构特征。这些特征包括以下方面：

- (a) 飞射物类型、速度和撞击角；
- (b) 飞射物质量和刚度；
- (c) 影响区域的大小和位置；
- (d) 结构的承载能力和整体延展性（或局部应变极限）；
- (e) 撞击的次生效应（如次生飞射物、碎片）。

5.165. 撞击区域的位置和撞击角度取决于周围景观的拓扑结构、邻近厂房和飞机类型。

5.166. 在局部区域和全局区域，对结构的建模可能是不同的。局部区域是结构非线性反应的撞击区域和周边区域。然而，在全局范围内，线性材料行为可以应用。在结构建模中使用的方法的适用性应该得到核实。

5.167. 结构钢、预应力钢筋和混凝土的材料特性应代表材料的实际延展性（通过试验确定），并应包括混凝土应变率和强度随时间的变化。

## 负载—时间函数

5.168. 对于刚性或块状结构的冲击分析，应采用解析方法导出已确定的的可变形飞射物垂直冲击刚性目标的等效负载—时间函数。对于数值积分中不可避免的杂散噪声，应采用平滑处理来尽可能地滤除。物理高频效应不应排除在负载函数之外。

5.169. 负载—时间函数可用于考虑设计基准外部事件。在这种情况下，工程设计规则应符合相关的国家或国际规程和标准，并符合经证明的工程实践。

## 飞射物—目标相互关系

5.170. 当飞机坠毁柔性结构时，飞射物和靶相互作用对负载的影响很大，而飞射物和靶相互作用是一种耦合分析方法，在这种方法中，飞机的类型、质量、刚度、速度和撞击角（作为一种可变形飞射物）都需要进行建模。航空器的类型、质量和速度可由监管机构规定。

5.171. 发动机和起落架等刚性部件应包括在第 5.170 段所指的型号中。冲击负载由飞射物的初始速度定义。

5.172. 柔性目标局部区域应该在厚度方向用足够数量的混凝土体积单元来模拟。混凝土的非线性材料行为—包括不同的拉伸和压缩值，不同的应变率和故障标准—应被确定。应尽可能利用现有的试验数据对材料参数进行核实。

5.173. 在柔性目标的局部区域，预应力钢筋（承受弯曲和剪应力）应模拟为混凝土连接单元。

5.174. 目标局部区域的模式应该能够评定混凝土的破坏模式（从剥落到穿孔）以及钢的塑性和损坏的影响。

5.175. 在局部区域（即整体区域）之外，可以根据单元类型、单元细节和材料性质对结构模式进行简化。

5.176. 评定次生飞射物和碎片影响的另一种方法基于应用主要针对刚性飞射物推导的经验和半经验分析公式。用于公式开发的形状、质量、刚度和速度范围通常与飞机撞击核装置时所关注的范围不一致。因此，有必要对这种方法的适用性进行工程判断。

## 振动效应

5.177. 应计算包容安全相关物项厂房的所有主要结构单元结构内反应谱。

5.178. 在计算厂房的反应时，应注意采用适当的阻尼模式，以避免高频范围内的不合理。分析时间应该足够长，以确保在撞击后结构的任何主要振动都包括在内。

5.179. 在部件设计考虑诱发振动之前，应尽可能地将高频杂散噪声从描述诱发振动时程的数值分析中滤除。

5.180. 非能动机械结构通常可以承受高频而不受损坏，在某些国家，结构内反应谱中采用高频截止。这种方法通常用于结构布局已完全确定，且考虑到高频率下的高结构阻尼和结构不连续的存在。此外，只有当计算的位移低于定义的可接受阈值，并且振动在结构中传播了一段距离时，才应该使用这种方法。

## 火灾效应

5.181. 结构的外壁应设计成能抵抗飞机坠毁。飞机或其部件都不应在外壁贯穿。应该利用工程经验来评定坠毁飞机携带的燃料释放可能造成的后果。在这一评定中应考虑以下方面：

- (a) 火灾负载，应与参考飞机在目标处携带的燃料量（相当于飞机为从起飞机场到目的地的航线加油的假想方案，减去起飞和巡航的燃料消耗）和飞机内部其他易燃材料（例如手提行李、行李、有效负载、塑料布、座椅、飞机结构中的易燃材料）以及现场存在的其他易燃材料的潜在影响直接相关；
- (b) 外部火球；
- (c) 水池火灾；
- (d) 燃料通过正常开口进入安全重要厂房，或作为蒸气或气溶胶通过进气管道进入厂房，导致随后发生火灾；
- (e) 燃烧产物进入配电系统，从而影响人员或导致装置故障，如电气故障或应急柴油发电机故障。

## 其它方面

5.182. 在分析核装置飞机意外坠毁的危害时，土壤应该用阻尼弹簧质量系统来表示。对于正常的地基和场址条件，只要考虑场址的平均动力土壤条件就足够了，因为预期土壤性质的变化对这种分析的影响可以忽略不计。

5.183. 在数值模式中，不仅要考虑构件的质量，还要考虑设备的恒载。贮存在储罐或水池中的流体可以用刚性连接的质量来表示。应考虑实际动负载，而不像设计负载通常是假想的。

5.184. 部分能量通过撞击消耗在冲击区和直接周边区域，因此，在整体区域的阻尼应该低于在其他整体动负载情况。

5.185. 在核装置中执行限制功能的结构应设计成能够承受（不穿孔）飞机意外坠毁的撞击。

5.186. 应进行敏感性研究，以确定与核装置意外飞机坠毁相关的后果范围和最敏感的参数。此外，任何用于非线性分析的计算机程序都应该经过核实和验证。

## 防护措施

5.187. 在考虑核装置中的结构、系统和部件应对飞机坠毁的保护时，飞机坠毁的不同局部效应、全局效应和振动效应，如第 5.163 段所述，应予以考虑。振动效应应通过提供冗余和充分隔离的部件或通过实施隔振措施来解决。

5.188. 可能受到直接冲击的混凝土结构应在两侧加筋，并配以足够的箍筋。

5.189. 应根据可能内力的最小值和最大值（如压缩、拉伸）设计预应力，并结合其他规定的负载工况。

5.190. 如果局部结构故障（包括结痂）可能导致安全重要物项受损，从而损坏执行安全功能，则应单独或联合采取下列措施：

- (a) 应通过增加厚度和/或加强（或在地下配电系统的情况下，通过增加地面覆盖物）、增加飞射物防护罩或其他障碍物或其他适当措施来提高结构（或其布置）的结构抗力；
- (b) 冗余设备应位于一个单独的区域，有足够的隔离距离（实物分隔）；

(c) 潜在受影响的物项应符合短期瞬态负载的条件。设备鉴定应涵盖安全分析中确定的所相关键故障模式（稳定性、完整性和功能性）。

5.191. 在进行结构分析时，不需要将所有设计负载与飞机撞击负载结合起来。总体上，只有那些预计将存在很长时间的负载（即恒载、实际动载和设备正常运行负载）与飞机撞击负载合并就足够了。

## 超设计基准飞机坠毁评定

5.192. 如果考虑满载商用飞机坠毁的超设计基准，所选择验收标准应至少使核装置安全重要、防止大量或提前排放所必需的物项保持功能。对于超设计基准的飞机坠毁应进行耦合分析。负载时间函数也可以用来考虑超设计基准的飞机坠毁。在这两种情况下，都可以使用最佳估计方法来进行裕度评定。

## 电磁干扰

5.193. 与电磁干扰相关的危害在 NS-G-3.1[9]第 8.13—8.15 段中有描述。对核装置安全重要物项应对这一危害的保护可通过设计，或在不可行的情况下通过设立禁区等行政措施来实现。

5.194. 应明确区分来自场外的电磁干扰源和来自装置内部的电磁干扰源。设计方法和管理控制可能根据源的位置不同。

5.195. 在核装置的仪器仪表和控制系统中更多地使用数字设备，往往会增加电磁干扰的脆弱性。此外，潜在的电磁干扰来源继续迅速增加。因此，应比其他类型危害提供的保护更经常地评审在核装置应对电磁干扰保护。

5.196. 如果电磁脉冲的潜在来源已被识别为场外危害，则应确定这些脉冲传输途径（例如通过辐射或传导），并相应地提供保护。如果电磁脉冲源的来源是恶意的，设计应与核安保专家密切合作。无论在何种情况下，目的应该是利用单一的综合设计来保护核装置抵御任何来源的电磁脉冲。

5.197. 在设计电磁干扰屏蔽时，应适当考虑材料特性、表面光洁度、腐蚀防护、电偶相容性和环境保护。

5.198. 电磁干扰的来源可能是固定的或移动的。应进行试验，以核实保护结构、系统和部件免受所有此类电磁干扰的设计措施是否充分。暴露在电磁干扰下的结构、系统和部件应通过型式试验鉴定。

5.199. 如果通过设计来防止电磁干扰不现实，则应设立行政控制，例如禁区，并应制定程序来执行这些措施。

## 生物现象

5.200. 由于藻类、贻贝、蛤蜊、鱼类和水母等生物的过度生长导致堵塞，生物现象主要影响最终散热器和厂用水系统的冷却水可用性。至于贻贝和蛤蜊，应考虑它们在海水系统内的生长以及它们从外部进入这些系统的情况。通风系统也会因为树叶或昆虫堵塞过滤器而发生故障。在某些情况下，仪器仪表和控制电缆受到了老鼠或细菌的攻击。硫酸盐还原菌可引起海洋环境中钢结构的腐蚀效应和加速老化。原子能机构《安全标准丛书》第SSG-56号《核电厂反应堆冷却剂系统和相关系统的设计》[17]就设计特定安全重要物项时如何应对此类危害提出了处理建议。

5.201. 影响冷却水供应的情况通常与洪水结合在一起，洪水导致沉积在其他地区的海洋生长物突然转移从而导致取水口堵塞。强风会导致树叶或昆虫堵塞进气口。

## 设计方法和防护措施

5.202. 评定生物现象造成危害的第一步应该是对环境条件的分析。应建立一个监控制度，考虑到生物物质的增长速度和控制措施（非能动或能动）的必要性。

5.203. 如适用，特定的设计安排应可以防止进气口和进水口堵塞。应在进气口和进水口设置合适的滤网，或设置冗余通道用于吸入洁净空气和冷却水。

5.204. 还应采取措施防止植被和其他生物进入冷却系统。主要的堵塞可能是由于植被的逐渐积聚或海藻被风暴打散、鱼群（可迅速堵塞筛选系统）或漂浮物造成的。进水口结构的设计应防止海洋生物靠近到吸入段并被进水滤网捕获。

5.205. 在进水口或泵房可设置固定的滤网，以防止大鱼或海藻团进入。外部滤网的设计应具有足够的强度，以防止大型碎片、哺乳动物、鱼类、鳄鱼和其他爬行动物进入冷却水系统。此外，应考虑采用旋转鼓式滤网等措施进行二级过滤。还可能需要使用细过滤器的第三级过滤，这取决于服务水的特征和热交换器的设计。

5.206. 尽管采取了第 5.205 段所述的措施，完全堵塞仍有可能。如果外部事件影响了相当大一部分场址或海岸线，即使替代进水口也可能无法提供足够的保护来防止堵塞。对于这种情况，应该提供一个替代的最终热阱或不同水体的进水口。

5.207. 冷凝器和直接与最终热阱相关的热传输系统中使用的冷却水应得到恰当处理，以抑制冷却回路中生物体的生长。应提供进一步的设计特点，以方便进气口和进水口的清洁。

5.208. 应对最终热阱的经常性生物监控做出安排，以便对可能严重影响其性能的变化发出预警。例如，引进具有不同生长习性或对冷却水条件有更大耐受性的新海藻品系会影响水的可用性。

5.209. 应制定专门的运行和维护程序，以监控可能影响核装置安全的生物现象，并防止和缓解这种现象可能造成的事故。控制措施包括使用生物杀灭剂或使用死亡（即可替换）系统处理生物现象。

## **与漂浮物和危害液体相关的危害**

5.210. 对于安全重要服务水系统的最终热阱和取水口的设计应考虑到一些部件可能在场址边界之外，在某些情况下分布在很广的区域。

5.211. 如 SSG-18[7]和 NS-G-3.1[9]所述，漂浮物与进水口或最终热阱构筑物的碰撞是特定假想方案（如船舶碰撞）的结果，或与更复杂的外部事件假想方案（如洪水期间的冰和圆木）相关。船舶碰撞或碎片冰的影响应与其他负载结合在一起，这取决于初始假想方案（主要是洪水）和这些事件之间的相关性。除实际碰撞事件外，还应考虑相关现象，如石油泄漏或船舶腐蚀性液体的排放，这些现象可能会影响冷却水的可用性 or 质量。船舶碰撞或管道或临海装置的泄漏会排放有害流体或颗粒。



## 与危害评价的关系

5.212. NS-G-3.1[9]提供了评价船舶碰撞危害的指导，并定义了在设计基准上应考虑的重要参数，如果危害与现场相关的话。当由于直接碰撞造成的损坏不能通过实施预防和防护措施来避免时，应根据航道目前和预测未来的交通情况建立船舶碰撞设计基准。这种设计基准通常是根据容器尺寸和碰撞速度来规定的。

## 负载推导

5.213. 为了设计的目的，应该考虑正面的船舶碰撞。侧向碰撞的力被假想为弓形碰撞力所包络。全局碰撞负载应在船舶行驶方向。冲击力应施加在水平面上。

5.214. 对于从通航水体中取用安全相关用水的场址，应考虑航运事故效应对于满足安全相关散热能力的影响[7]。主要关注的是与最终热阱直接相关的热传输系统的进水口堵塞的可能，这可能是由船舶或驳船沉没或搁浅以及由此导致进水构筑物海湾、运河或管道的阻塞造成的，它们是进水口的导水通道。

## 设计和鉴定方法

5.215. 进水口应对船舶碰撞、石油泄漏或腐蚀性流体或颗粒排放的设计能够在各种环境条件下提供足够的性能水平。

5.216. 对于碎片和冰，从潜在事件分析中得出的作用于构筑物上的动力，应可保证构筑物完整性。

5.217. 对于沿海场址，应根据规范和标准设计适当的防护措施，作为传统系泊和船舶保护构筑物。

## 防护措施

### 预防措施

5.218. 应与航行当局密切合作，制定防止船舶碰撞的预防措施。预防是通过装配助航设备、制定航行条例和/或实施船舶交通管理系统来协助航行。实施这些措施可以大大降低大型船舶在正常巡航中发生碰撞的可能性。

5.219. 在可能的情况下,应通过适当考虑取水口布置多样性、冗余和距离隔离等概念来防止基本安全功能的丧失。

### 防护措施

5.220. 经受潜在冲击的构筑物应设计成能够承受冲击负载。或者,应提供一个保护构筑物(例如挡板),以改变冲击方向或将冲击负载降低到不足以造成损坏的水平。

5.221. 如果构筑物或防护系统的耐受力大于容器的压碎力,容器就会被压碎,冲击能量主要由容器的变形耗散。这可能导致燃油或其他化学物质的泄漏。因此,任何防护系统的设计既要考虑结构的保护也要考虑保护,在最大可能的范围内,避免船舶泄漏或堵塞取水口。

5.222. 港口或航道常用几种类型的防护构筑物。它们中的许多可以用来保护进水口和最终热阱的部件(例如挡泥板系统、桩支撑系统、海豚防护系统或漂浮物防护系统)。还应开发类似的系统,以防止碎片直接碰撞或冰堆积。

5.223. 如果有与进气构筑物发生直接碰撞的可能,则应采取措施保持冷却水的供应,并确保最终热阱的能力。还应考虑碰撞效应(例如碰撞期间诱发的振动)对与最终热阱直接相关的热传输系统部件的影响。

### 缓解措施

5.224. 应采取适当措施缓解液体可能溢出的影响,这些液体可能容易与取水混合,导致热传输系统损坏或严重降低传热能力。溢油应通过适当采用潜水泵式进水口部件来提供保护。但是,在浅水沉没的情况下,应采取特殊措施,如隔油栏或撇油器,使油与泵进水口部分保持安全距离。对于油或其他流体的燃烧可能,此类措施也是需要的。

5.225. 如果进水口堵塞程度达到不能保证散热所需的最小流量,则应提供冗余手段连接最终热阱,或其它多样性手段实现最终热阱设计目标。

5.226. 在冰造成显著危害的情况下,应考虑进水口的静态和动态作用。此外,还应采取措施防止进水构筑物内冰堆积。<sup>24</sup> 或者,应采用不同的方法为该装置提供冷却,例如从不同的水源或通过闭环空气冷却系统提供冷却。

---

<sup>24</sup> 例如,在一些国家,当冰堵塞进气屏时,从排放水池中泵出温水。

## 超设计基准工况评定

5.227. 超设计基准碰撞的评定方法通常应与设计基准碰撞的设计方法相同。差异应反映在应用现实假设的工程方法中，以及在评定中使用的验收标准和材料特性中（见第4部分）。

5.228. 相对于设计基准值，超设计基准外部事件应通过增加漂浮物的尺寸和/或的碰撞速度来定义。该方法应考虑到在装置寿命期间可能影响漂浮物特征的物理极限的潜在变化（例如，由于沉积物迁移或海平面变化等气候变化影响而引起的水深测量变化的影响）。

## 其他外部危害

5.229. 核装置设计应考虑非地震负载的的岩土危害。通常塌陷或空洞等危害既涉及土壤改良也涉及地基设计。因此，岩土工程危害评价应考虑在内。进一步的建议见原子能机构《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》[18]。

5.230. 对那些尚未定义的特定超设计基准外部事件的危害，可以使用危害组合来评定超设计基准外部事件。

## 危害组合

5.231. 通常，外部危害不应与其他极端负载相结合，除非存在下列情况之一：

- (a) 外部事件触发另一外部事件的发生，如地震或海底滑坡引发的海啸。在这种情况下，应考虑到这两个外部事件对核装置的影响，同时适当考虑到这些事件对场址影响之间的时间差。这还包括多个关联事件同时发生的（如伴随暴雨的风暴潮、暴雨导致的溃坝、上游连续级联发生的溃坝）；
- (b) 外部事件包括几个可能在场址发生的潜在危害。例如，大型飞机坠毁有可能在现场造成冲击、振动、爆炸和火灾，所有这些都该考虑；
- (c) 外部事件导致从正常运行到事故工况的变化。这种可能性应在核装置的设计中加以评定和考虑；

- (d) 有可能同时发生的外部危害（例如，极端寒冷和极端降雪，极端大风、闪电和极端降水）。

## 6. 非核电厂的其它核装置设计安全规定

6.1. 本“安全导则”涉及如第 1.12 段所述范围广泛的核装置，虽然第 2 部分描述了研究堆和核燃料循环设施的要求，但本“安全导则”的主要重点是核电厂。为核电厂推荐的方法可通过分级方法适用于其他核装置。

6.2. 分级方法是应对外部事件的设计（以及对超设计基准外部事件的评定）可适用于不同类型的核装置，以便它们都与装置故障的潜在放射性后果的严重程度相匹配。分级方法针对可能导致更高风险的事件提供更高水平的防护。各国应决定何种风险水平是可接受的，以及应对外部事件提供何种程度的保护。

6.3. 采用分级方法的建议方法是从与核电厂相关的属性开始，如果可能，将这些属性调整到放射性后果较低的装置。如果进行这种调整没有正当性，对核电厂的建议是在可行范围内适用于其他类型的核装置。对于非核电厂的其它核装置，超设计基准外部事件相关的决定应酌情以 SSR-3[2]要求 22 和 SSR-4[3]要求 21 为基础。

6.4. 外部事件增加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）以及外部事件本身。这些特征包括以下方面：

- (a) 场址放射性库存的数量、类型（例如固体、液体、气体）和状态（例如贮存）；
- (b) 与在装置内发生的物理过程和化学过程（例如用于燃料加工目的）相关的内部危害（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) 放射源在装置中的分布（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，而在加工和贮存设施中，放射性库存可能分布在整个装置中）；
- (f) 实验设备的结构和布置的变化特性；

- (g) 用于预防事故和缓解事故后果的工程安全特点（例如安全壳、安全壳系统），以及为预防事故和缓解事故后果需要的能动安全系统和/或运行人员行动的必要性；
- (h) 核装置结构的特点和放射性物质包容方法；
- (i) 工程特点的过程特征可能显示事故工况下的陡边效应；
- (j) 与放射性物质扩散到大气和水圈的后果相关的任何场址特征（例如场址的大小、当地人口分布）；
- (k) 场内和场外污染的可能性。

根据监管机构确定的标准，应考虑上述部分或全部因素。此外，燃料损坏的可能性、放射性排放的大小和性质以及由此产生的辐射剂量可能是主要的关注因素。

6.5. 在对核装置进行分类之前（见第 6.9 段），应采用一种保守的筛选程序，其中假想在外部事件引发的事故中排放了全部放射性库存。如果这种排放的结果对工作人员、公众或环境没有不可接受的放射性后果<sup>25</sup>，并且没有适用的特定管理要求，则可排除该装置进一步考虑外部事件。在这种情况下，装置的设计、建造、运行、维护和今后的评审须遵守国家关于商业或工业设施的法规和标准。

6.6. 如果保守筛选过程的结果描述在第 6.5 段。表明可能排放全部放射性库存的后果可能是不可接受的，可以进行进一步的筛选（即按大小和距离进行筛选，并根据发生的可能性进行筛选（见第 3.3 段））。如果结果表明没有不可接受的放射性后果，这应该被记录下来，外部事件可以从进一步的考虑中消除。

6.7. 采用分级方法应以下列资料为基础：

- (a) 装置的安全分析报告，这应该是信息的主要来源；
- (b) 概率安全评定的结果（如果已经进行）；
- (c) 第 6.4 段所列的特征。

6.8. 对于现有的装置，分级方法可能已经应用于设计阶段或以后，例如定期的安全评审中。如果是这样则应评审和核实适用分级方法所依据的假设

---

<sup>25</sup> 不可接受的放射性后果是指对工作人员或公众的剂量超过国家规定的可接受限值。

以及由此产生的分类（见第 6.9 段）。其结果可能从没有放射性后果（与常规设施相关）到与核电厂相关的高放射性后果不等。

6.9. 由于采用了分级方法，可（视国家实践而定）界定以下三种或三种以上的装置类别：

- (a) 最低类别包括放射性后果最低的装置，这些装置可被视为类似于常规设施，如医院；
- (b) 最高类别包括外部事件引发的事故后果与核电厂事故后果相当的装置；
- (c) 在最低和最高类别之间通常有一个或多个中间类别的装置。

6.10. 关于第 6.9 段所述的分类，在设计和评定外部事件危害时，应考虑以下因素：

- (a) 对于最低类别的装置，外部活动的设计和评定可以根据国家建筑规范和标准，如为国家重要装置制定的标准。超设计基准外部事件可以以一种简化的方式考虑；
- (b) 对于最高类别的装置，设计和评价程序应以与核电厂相同的方式实施，包括识别和评价超设计基准外部事件和陡边效应；
- (c) 对于被归类为中间危害类别的装置，可适用下列情况：
  - (i) 如果外部事件危害评价是使用类似于核电厂本“安全导则”描述的方法进行的，则可以采用两种方法来确定比核电厂更低的负载工况：
    - 如果外部事件危害由概率定义，在相关的情况下，经监管机构的批准，可以选择更高的年超越频率用于装置的设计和对超设计基准外部事件装置的评价；
    - 如果外部事件危害由确定性定义，则可根据本国为其他非放射性危害装置设定的先例，并酌情经监管机构批准，选择低于核电厂的负载工况进行设计；类似地，超设计基准外部事件负载工况可以通过裕度选择。
  - (ii) 如果本“安全导则”建议的数据库和方法对于相关核装置来说过于复杂和费时费力，可以使用基于更受限制的数据集的外部事件危害评价的简化方法。在这种情况下，设计这些装置时最终采用

的输入参数应与减少的数据库和简化的方法匹配，同时考虑到这两个因素都可能增加不确定性。

## 7. 管理系统在核装置应对外部事件设计中的应用

7.1. 还要求营运组织建立、应用和维持的管理系统确保设计每个阶段所进行的过程和活动的质量和控制（见原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[19]要求 10）。

7.2. 应根据原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[20]第 5.84—5.140 段建议，制定和实施核装置及其结构、系统和部件的概念设计、详细计划、辅助计算和规范的设计程序。设计过程包括以下活动：

- (a) 启动设计并规定范围；
- (b) 规定设计要求；
- (c) 选定主要设计人员；
- (d) 建立工作控制系统，计划设计活动；
- (e) 规定和控制设计输入；
- (f) 评审和选择设计概念；
- (g) 选择设计工具和计算机软件；
- (h) 进行概念分析；
- (i) 进行详细设计并制作设计文件；
- (j) 进行详细的安全分析；
- (k) 定义安全运行的任何限值和条件（有时称为‘安全运行包’）；
- (l) 核实和验证设计；
- (m) 应用配置管理；
- (n) 管理设计并控制设计变更。

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

7.4. 应核实设计输入、输出和变更。执行设计核实的个人或团体应具有执行原始设计的资质。进行核实的人员不应参与原始设计的开发（但他们可能来自同一组织）。核实的范围应基于核装置的复杂性、相关危害和设计的独特性。典型的设计核实方法包括设计评审、采用替代方法进行计算和鉴定试验。以前经过核实的设计不需要进行核实，除非它们是针对不同的应用或性能标准不同。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—通常被用作设计已经适当完成的支持证据[20]。设计中使用的计算机程序和模式，如果尚未通过以前的使用得到核实，则应在使用前通过质量保证、校准、试验或模拟加以核实和验证[20]。这种核实和验证的文件应表明此类程序和模式是全面、精确、可追踪、完整、一致、可核实和可修改的[21]。

7.5. 应确定、协调和控制参与设计的所有组织之间的接口。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[21]。



## 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《核装置场址评估》，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）。
- [5] 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）。
- [6] 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）。
- [7] 国际原子能机构《核装置场址评价中的气象和水文危害》，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）。
- [8] 国际原子能机构《核装置场址评价中火山危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-21 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。
- [9] 国际原子能机构《核电厂场址评价中的外部人为事件》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.1 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）（修订版编写中）。
- [10] 国际原子能机构《核电厂设计中的内部危害防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-64 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [11] 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）。

- [12] 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）。
- [13] 国际原子能机构《保护核电厂免受破坏的工程安保问题》，国际原子能机构《核安保丛书》第 4 号，国际原子能机构，维也纳（2007 年）。
- [14] 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）（修订版编写中）。
- [15] 国际原子能机构《核电厂放射性物质在空气和水中的扩散与场址评价中人口分布的考虑》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.2 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [16] 欧洲委员会、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、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，《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [17] 国际原子能机构《核电厂反应堆冷却剂系统和相关系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-56 号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。
- [18] 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）。
- [19] 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）。
- [20] 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）。
- [21] 国际原子能机构《核电厂仪器仪表和控制系统的的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-39 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。

## 参与起草和审订人员

Altinyollar, A.	国际原子能机构
Azuma, K.	日本核监管局
Beltrón, F.	顾问（西班牙）
Campbell, A.	美国核管制委员会
Coman, O.	国际原子能机构
Contri, P.	国际原子能机构
Fukushima, Y.	国际原子能机构
Gürpınar, A.	顾问（土耳其）
Henkel, F.O.	顾问（德国）
Johnson, J.J.	顾问（美国）
Mahmood, H.	国际原子能机构
Morita, S.	国际原子能机构
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