

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核电厂反应堆安全壳 和相关系统的设计

特定安全导则

第 SSG-53 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。

核电厂反应堆安全壳 和相关系统的设计

国际原子能机构的成员国

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
白俄罗斯	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
佛得角	大韩民国	塞拉利昂
布隆迪	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
埃塞俄比亚	荷兰	越南
斐济	新西兰	也门
芬兰	尼加拉瓜	赞比亚
法国	尼日尔	津巴布韦
加蓬	尼日利亚	
冈比亚	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-53 号

核电厂反应堆安全壳 和相关系统的设计

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（伯尔尼）通过并于 1972 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。必须获得许可而且通常需要签订版税协议方能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。欢迎有关非商业性翻印和翻译的建议并将在个案基础上予以考虑。垂询应按以下地址发至国际原子能机构出版处：

Marketing and Sales Unit,
Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Vienna, Austria
传真：+43 1 2600 22529
电话：+43 1 2600 22417
电子信箱：sales.publications@iaea.org
<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 2 月·奥地利

核电厂反应堆安全壳和相关系统的设计

国际原子能机构，奥地利，2024 年 2 月
STI/PUB/1856
ISBN 978-92-0-507023-0（简装书：碱性纸）
978-92-0-506823-7（pdf 格式）
EPUB 978-92-0-506923-4
ISSN 1020-5853

前 言

国际原子能机构（原子能机构）《规约》授权原子能机构“制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危险的安全标准”。这些标准是原子能机构在其本身的工作中必须使用而且各国通过其对核安全和辐射安全的监管规定能够适用的标准。原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商进行这一工作。定期得到审查的一整套高质量标准是稳定和可持续的全球安全制度的一个关键要素，而原子能机构在这些标准的适用方面提供的援助亦是如此。

原子能机构于1958年开始实施安全标准计划。对质量、目的适宜性和持续改进的强调导致原子能机构标准在世界范围内得到了广泛使用。《安全标准丛书》现包括统一的《基本安全原则》。《基本安全原则》代表着国际上对于高水平防护和安全必须由哪些要素构成所形成的共识。在安全标准委员会的大力支持下，原子能机构正在努力促进全球对其标准的认可和使用。

标准只有在实践中加以适当应用才能有效。原子能机构的安全服务涵盖设计安全、选址安全、工程安全、运行安全、辐射安全、放射性物质的安全运输和放射性废物的安全管理以及政府组织、监管事项和组织中的安全文化。这些安全服务有助于成员国适用这些标准，并有助于共享宝贵经验和真知灼见。

监管安全是一项国家责任。目前，许多国家已经决定采用原子能机构的标准，以便在其国家规章中使用。对各种国际安全公约缔约国而言，原子能机构的标准提供了确保有效履行这些公约所规定之义务的一致和可靠的手段。世界各地的监管机构和营运者也适用这些标准，以加强核电生产领域的安全以及医学、工业、农业和研究领域核应用的安全。

安全本身不是目的，而是当前和今后实现保护所有国家的人民和环境的目标的一个先决条件。必须评定和控制与电离辐射相关的危险，同时杜绝不当限制核能对公平和可持续发展的贡献。世界各国政府、监管机构和营运者都必须确保有益、安全和合乎道德地利用核材料和辐射源。原子能机构的安全标准即旨在促进实现这一要求，因此，我鼓励所有成员国都采用这些标准。

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的目的。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）（从2016年起）、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四个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。

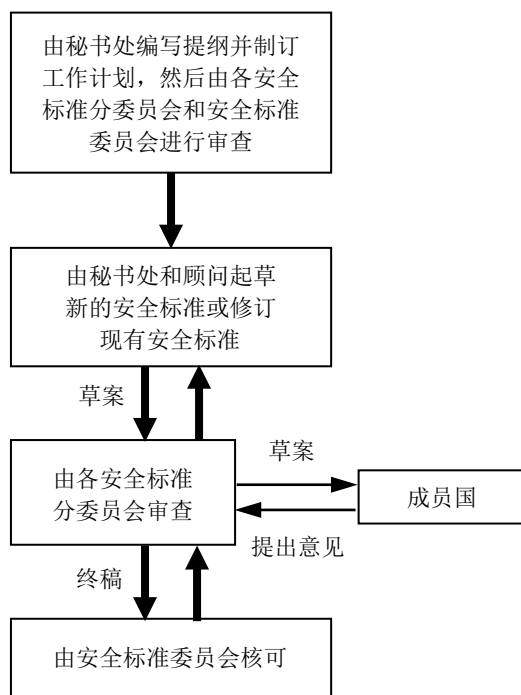


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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

安全相关术语应按照《国际原子能机构安全术语》（见 <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>）中的定义进行解释。否则，则采用具有最新版《简明牛津词典》所赋予之拼写和含义的词语。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 (1.1-1.3).....	1
目的 (1.4-1.6).....	1
范围 (1.7-1.11).....	2
结构 (1.12).....	3
2. 安全壳的安全功能和设计方法 (2.1)	3
安全功能 (2.2, 2.3).....	3
放射性物质密封 (2.4-2.13).....	3
防止外部和内部危害 (2.14, 2.15).....	5
辐射屏蔽 (2.16, 2.17).....	5
3. 安全壳结构及其部件和相关系统的设计基准	6
概述 (3.1-3.5).....	6
假想始发事件 (3.6-3.8).....	7
内部危害 (3.9-3.12).....	7
外部危害 (3.13-3.22).....	8
事故工况 (3.23-3.45).....	10
设计限值 (3.46-3.50).....	14
可靠性 (3.51-3.62).....	14
纵深防御 (3.63-3.65).....	16
实际消除可能导致早期放射性排放或大量放射性排放 的工况 (3.66-3.69).....	17
安全分级 (3.70-3.75).....	17
环境鉴定 (3.76-3.84).....	19
规范和标准 (3.85-3.87).....	20
概率安全分析在设计中的应用 (3.88-3.90).....	20
4. 安全壳及其相关系统的设计	21
概述 (4.1-4.18).....	21
安全壳结构设计 (4.19-4.46).....	24
安全壳内结构的结构设计 (4.47-4.57).....	36
系统结构设计 (4.58).....	38
质能排放与管理 (4.59-4.89).....	38
控制和限制放射性排放 (4.90-4.130).....	42
可燃气体的管理 (4.131-4.150).....	48
安全壳的机械特点 (4.151-4.180).....	51

材料 (4.181-4.202).....	55
仪器仪表 (4.203-4.241).....	57
5. 试验和视察 (5.1, 5.2).....	64
建造期间的视察 (5.3, 5.4).....	64
调试试验 (5.5-5.19).....	65
在役试验和视察 (5.20-5.30).....	67
附录 早期设计的电厂标准.....	71
参考文献.....	75
参与起草和审订人员.....	79

1. 引言

背景

1.1. 本“核电厂反应堆安全壳和相关系统设计安全导则”就如何满足原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂安全：设计》[1] 相关核电厂安全壳结构和系统的要求提出了建议。本“安全导则”是原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.10 号《核电厂反应堆安全壳系统的设计》的修订版¹，现已取代。

1.2. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 4，在核电厂内密封放射性物质，包括控制排放和尽量减少向环境的放射性排放，是在任何运行状态和事故工况下都必须确保的一项基本安全功能。根据纵深防御的概念，这一基本安全功能是通过若干屏蔽和防御水平来实现的。核电厂反应堆周围的坚固结构（称为“安全壳”）旨在防止或控制并限制放射性物质的排放和扩散[2]。此外，考虑到发生事故时可排放的质量和能量以及可燃气体，保证安全壳完整性或避免安全壳系统旁通的设计是必要的。在本“安全导则”中，正常运行或最大限度地减少放射性排放、排出能量或在事故工况下保持安全壳结构完整性所需的系统称为“相关系统”，或简称为“系统”。

1.3. 本“安全导则”中提及的安全壳及其相关系统包括安全壳结构和具有隔离、控制和管理质量和能量排放，控制和限制放射性排放以及控制和管理可燃气体的功能系统，该定义也适用于双层安全壳。

目的

1.4. 本“安全导则”的目的是就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 相关安全壳及其相关系统的要求提出建议。

1.5. 本“安全导则”主要用于陆基固定式核电厂，其水冷反应堆设计用于发电或其他供热应用（如区域供暖、海水淡化）。应认识到，对于其他类型

¹ 国际原子能机构《核电厂反应堆安全壳系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.10 号，国际原子能机构，维也纳（2004 年）。

的反应堆，包括具有创新性发展的未来电厂系统，有些建议可能不合适，或可能需要在解释时作出一些判断。

1.6. 本“安全导则”旨在供负责设计、制造、建造和运行核电厂的组织以及监管机构使用。

范围

1.7. 本“安全导则”中提出的建议主要针对新的核电厂。对于采用较早标准设计的核电厂，预计在对此类设计进行安全评定时，将与现行标准进行比较（例如，作为定期重新评价核电厂的一部分），以确定是否可以通过合理可行的安全改进措施进一步加强核电厂的安全运行：见 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 第 1.3 段。关于将这些建议应用于现有核电厂的进一步指导意见附录。

1.8. 本“安全导则”涉及安全壳及其相关系统的功能方面，这些系统用于管理反应堆的质量和能量、放射性物质和可燃气体，以满足电厂设计包络考虑的电厂状态²。特别是增加了关于设备和系统设计的建议，这些设备和系统对缓解无燃料无严重退化设计扩展工况和堆芯熔化设计扩展工况是必需的。还考虑了安全壳及其相关系统设计基准的定义，特别是影响构成不同防御水平系统的结构设计、可靠性和独立性的方面。

1.9. 还就必要的试验和视察提出了建议，以确保核电厂安全壳及其相关系统能够在整个核电厂运行寿期完成其预期功能。

1.10. 设计限值和工程标准，以及应用于核实这些限值和标准的系统参数，是核电厂个别设计和个别国家特有的，因此不在本“安全导则”的范围之内。然而，报告就这些专题提出了一般性建议。

1.11. 与密封乏燃料相关的问题不在本“安全导则”的范围内。关于这些问题的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.4 号《核电厂燃料装卸和贮存系统的设计》[3]和第 SSG-15 号《乏燃料的贮存》[4]。与放射性物质密封厂房相关的问题，如放射性流出物处理或贮存厂房或辅助厂房，也不在本“安全导则”的范围之内。

² “电厂设计包络”术语以简化的方式指代核电厂设计中假设的所有工况。

结构

1.12. 第 2 部分介绍了安全壳及其相关系统的安全功能，并讨论了 SSR-2/1 (Rev.1) [1]需要考虑的主要要求；第 3 部分就安全壳结构及其部件和相关系统的设计基准提出了建议；第 4 部分为安全壳及其相关系统的设计提供了特定建议；第 5 部分涵盖试验和视察，并提供调试试验和在线试验和视察的建议。附录中提供了关于将这些建议应用于现有核电厂的一般指导。

2. 安全壳的安全功能和设计方法

2.1. 本部分讨论 SSR-2/1 (Rev.1) [1]规定的安全壳及其相关系统设计的主要技术要求的应用。

安全功能

2.2. 如 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 54 规定：

“应提供一个安全壳系统，以确保或有助于在核电厂履行下列安全功能：**(i)** 在运行状态和事故工况下密封放射性物质；**(ii)** 保护反应堆免受自然外部事件和人为事件的影响；以及 **(iii)** 在运行状态及意外工况下的辐射屏蔽。”

2.3. 需要确定和表征实现这些安全功能的工况，以确定相关结构、系统和部件的设计基准的不同要素（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 14）。

放射性物质密封

2.4. 如 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 55 规定：

“安全壳的设计应确保从核电厂向环境的任何放射性排放尽可能低，低于运行状态下的授权排放限值，低于事故工况下的可接受限值。”

2.5. 对于运行状态，居住在核装置附近的人每年所受的预计剂量与自然本底放射性水平（即该场址原先存在的水平）所致有效剂量可比较。对于计划照射情况下的公众照射，所示剂量限值的建议范围见原子能机构《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》[5]，与天然辐射源照射所产生的剂量相比，每年最多增加 1 毫希沃特。

2.6. 在事故工况下处理放射性排放的办法要求如下：

- (a) 对于设计基准事故和无显著燃料退化设计扩展工况的情况，应尽量减少排放，从而不需要采取场外防护行动（如疏散、掩蔽、碘甲状腺阻塞）（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]和参考文献[6]第 5.25 段）；
- (b) 对于堆芯熔化的设计扩展工况，排放量应最小化，从而只需采取时间长度和适用范围有限的场外防护行动，并应有足够的时间采取此类措施（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]和参考文献[6]第 5.31A 段）；
- (c) 通过适当的设计安排，“实际消除了”可能导致早期放射性排放或大量放射性排放的事故序列（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 2.11 段、第 2.13 段和第 2.14 段）；
- (d) 此外，安全壳及其相关系统的设计应使任何放射性排放尽可能低，低于运行状态下的排放授权限值，低于事故工况下的可接受限值（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 55）。

2.7. 安全壳的密封性对于限制放射性物质和尽量减少放射性排放至关重要。密封性通常以规定的最大泄漏率（安全壳贯穿件、气闸、设备闸门和安全壳隔离阀的总泄漏率和单体泄漏率）为表征，预计在事故工况下不会超过该最大泄漏率。与确保安全壳执行其功能相关的设备设计和鉴定，应确保安全壳在需要设备的主要环境条件之前和期间保持其完整性和密封性（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 30 和 55）。

2.8. 安全壳的隔离是必要的，以限制事故工况下放射性排放到安全壳大气中（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 56）。

2.9. 根据 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 58，系统设计应确保不超过安全壳的规定设计限值（例如与压力、温度、可燃气体相关），且有必要在事故工况下保持安全壳的结构完整性。在需要时，在事故工况下须实施多项措施将热量从安全壳中排出。在切实可行的范围内，特别为处理设计扩展工况而设的堆芯熔化系统，须独立于安全系统（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 4.13A 段）。

2.10. 安全壳的土建结构完整性和缓解事故工况所需的系统必须有适当的裕度，同时考虑到危害产生的负载或负载组合或此类结构运行所需的电厂状态（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 42）。

2.11. 虽然采取了多重措施的设计安排防止事故发展至堆芯明显损坏的状态，仍需要假设一套可能最具有代表性的堆芯熔化工况。对于这种情况，需要实施额外的安全特性，以最大限度地减少放射性排放（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 20）。

2.12. 除了为缓解假想事故工况下的后果而执行的设计安排外，还应考虑使用非永久性设备，并需要安装与电厂的适当连接点和接口，以避免在超过设计考虑事故工况下大量放射性物质排放和不可接受的场外污染（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 58）。

2.13. 在事故工况下，需要处理可能危及安全壳结构完整性和密封性的高能现象，应采用适当的特征以确保这些现象的可能性可被认为“实际已被消除”（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 20 和 58）。

防止外部和内部危害

2.14. 根据 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 17，安全壳或屏蔽结构设计必须保护安全壳内的安全重要物项，使其免受场址危害评价确定的自然和人为外部危害的影响，以及防止安装在现场的设备造成内部危害的影响。危害组合的可能性应予以慎重考虑。

2.15. 安全壳或屏蔽结构还应针对设施的可能恶意的行为的影响提供保护。关于安保措施的建议和指导见原子能机构《核安保丛书》出版物。

辐射屏蔽

2.16. 在运行状态和事故工况下，安全壳有助于保护电厂工作人员和公众免受安全壳内放射性物质的直接辐射造成的不当照射。根据 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 5，混凝土、钢材和其他材料的组成和厚度：

“须确保核电厂工作人员及公众所受的辐射剂量不超过剂量限值，并确保在核电厂的整个使用寿命内，辐射剂量维持在运行状态下合理

可达尽量低水平，以及辐射剂量维持在可接受限值之下，并确保辐射剂量维持在事故工况下合理可达尽量低水平。”

2.17. GSR Part 3[5]规定了工作人员和公众在计划照射情况下的剂量限值。

3. 安全壳结构及其部件和相关系统的设计基准

概述

3.1. 安全壳及其相关系统的设计应考虑到原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[7]和 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 1—3。原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理系统的应用》[8]建议以及第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[9]也应予以考虑。

3.2. 安全壳及其相关系统的设计应考虑到安全和安保方面的要求，建议和指导。安全措施和安保措施应以综合方式设计和适用，并尽可能以相辅相成的方式适用，以使安保措施不削弱安全，安全措施不削弱安保。关于核安保的建议见原子能机构《核安保丛书》第 13 号《核材料和核设施实物保护的核安保建议》(INFCIRC/225/Revision 5) [10]。

3.3. 安全壳及其相关系统的设计基准应考虑所有电厂状态（即正常运行中出现的任何情况，预计运行瞬态、设计基准事故和设计扩展工况）。由内部和外部危害造成的负载组合也应包括在相关结构、系统和部件的设计基准中。

3.4. 在计算设计工况和设计负载时，应考虑为每个相关电厂状态或危害确定的边界条件。

3.5. 结构、系统和部件在工作状态下的性能应根据下列需要得出：

- (a) 限制放射性物质；
- (b) 尽量减少放射性排放；
- (c) 对辐射屏蔽有贡献；
- (d) 将压力和温度保持在为运行状态规定的范围内；
- (e) 在工作场所建立和维持适当的环境条件；

- (f) 提供必要的人员和物资进出；
- (g) 可执行安全壳结构和密封性试验；
- (h) 以适应运行瞬变期间发生的负载（例如，由于热膨胀差和外部环境温度变化而产生的负载）。

还需要考虑其他因素，包括核安保考虑（见第 2.15 段和第 3.2 段）。

假想始发事件

3.6. 第 3.7 段和第 3.8 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 16 提出了建议。

3.7. 假设的与安全壳及其相关系统相关的始发事件应包括设备故障和错误，这些故障和错误可能导致事故工况，并伴随放射性物质大量排放或安全壳内质量和能量大量排放。还应考虑在停堆模式下安全壳处于打开状态时发生的假想始发事件，或在维护状态下某些系统被禁用时发生的假想始发事件。

3.8. 在安全壳及其相关系统的设计中，应考虑以下假想始发事件：

- (a) 反应堆冷却剂系统的大、中、小破口；
- (b) 主蒸汽或给水系统的大、中、小破口；
- (c) 安全壳内载有放射性液体或气体系统的设备故障；
- (d) 安全壳内的燃料装卸事故。

内部危害

3.9. 第 3.10—3.12 段就如何满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]关于内部危害的要求 17 提出了建议。原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.7 号《核电厂设计中的内部火灾和爆炸防护》[11]提供了更详细的建议。

3.10. 设计中应考虑的内部危害是那些可能危及安全壳及其相关系统性能的危害。以下列出了通常需要考虑的内部危害清单，以供指导。必要时应补充该清单，以包括与设计相关的特定危害：

- (a) 位于安全壳内或容纳缓解事故后果系统的厂房内的高能系统发生故障；

- (b) 安全壳内含有放射性物质的系统或部件的破坏；
- (c) 燃料装卸设备故障；
- (d) 重物坠落；
- (e) 内部飞射物；
- (f) 火灾和爆炸；
- (g) 水淹。

3.11. 应采取以下布置和设计安排，以保护安全壳及其相关系统免受内部危害的影响：

- (a) 安全壳及其相关系统应受到保护，不受高能量冲击（如内部飞射物、管道甩击、射流冲击、重物），或应设计成能承受这种冲击产生的负载以及爆炸造成的负载；
- (b) 冗余系统应尽可能隔离或充分分开，并应在必要时加以保护以防止系统失去其安全功能（防止因内部危害的影响而引起共因故障；见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 24）；
- (c) 在隔离、分离和保护方面实施的设计措施也应足以验证在考虑危害的影响时，如对假想始发事件的分析所述系统的反应仍然有效；
- (d) 单一的危害不应导致设计用于控制设计基准事故的安全系统与扩展工况下堆芯熔化所需的安全特性之间的共因故障。

3.12. 所使用的设计方法和建造规范应提供足够的裕度，以避免在内部危害的严重程度略有增加时产生陡边效应（另见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 9 和 11）。

外部危害

3.13. 第 3.14—3.22 段就如何满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]关于外部危害的要求 17 提出了建议。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》[12]提供了更详细的建议。

3.14. NS-G-1.5[12]和原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.6 号《核电厂的抗震设计和验证》[13]提供了关于通常需要考虑的典型外部危害及其适当

组合的指导。NS-G-1.5[12]所载的外部危害清单应根据需要加以调整或补充，以列入特定场址的危害。

3.15. 安全壳和包容缓解事故状况后果系统的厂房应设计成能承受外部危害所施加的负载并受到保护，免受不是设计成能承受外部危害负载的邻近厂房所造成的任何影响。

3.16. 质量和能量排放和管理，放射性排放控制和事故工况下可燃气体管理所需的系统应受到保护，免受外部危害的影响，或设计成能承受外部危害造成的负载。对于每种危害，在危害期间或之后需要保持其可运行性或完整性的所有部件都应在部件的设计基准中加以识别和规定。

3.17. 设计方法应包括核实是否存在足够裕度的措施，以避免在外部危害的严重程度略有增加的情况下产生陡边效应（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 9 和 11 以及第 5.21 段）。

3.18. 在发生设计基准事故或设计扩展工况的情况下，满足安全壳工程标准所需的短期行动应由永久性系统完成（另见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.17 段）。

3.19. 设计用于质量和能量排放和管理，放射性排放控制和事故工况下安全壳内可燃气体管理的系统的自主性应使其保持运行的时间长于可信场外支援服务之前所需的时间。自主性基于该机组和该场址的可信安排，假设已考虑到特定危害同时对场址上的几个或甚至所有机组产生影响的潜在可能性（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.15B 段）。

3.20. 如 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.21A 段指出：

“核电厂设计还应提供合适的裕度，以保护防止在自然灾害超过经场址危害评价得出并设计所考虑程度时发生早期放射性排放或大量放射性排放的最需要物项。”

第 3.21 段和第 3.22 段就满足这一要求提出了建议。

3.21. 为避免早期放射性排放或大量放射性排放而最必需的结构、系统和部件的设计所提供的裕度应当足够，以便在自然灾害造成的负载超过场址危害评价得出的负载时，这些系统的完整性和可运行性将得到保护。这些结

构、系统和部件的详细列表取决于特定设计。下面的列表提供了可考虑的结构、系统和部件的典型示例：

- (a) 安全壳结构；
- (b) 容纳熔融堆芯所需的设备或结构；
- (c) 从熔融堆芯中排出热量所需的系统；
- (d) 在设计扩展工况下从安全壳中排出热量并将热量传递到最终热阱所需的系统；
- (e) 防止气体燃烧危及安全壳完整性的系统；
- (f) 安全壳通风系统（如果存在）；
- (g) 安全壳隔离系统。

3.22. 在外部洪水的情况下，第 3.21 段所列系统所在的所有结构高度应高于场址危害评价得出的高度，否则应设置足够的工程安全设施（如水密门）以保护这些结构，并确保可维持缓解行动。

事故工况

概述

3.23. 在安全壳及其相关系统的设计中需要考虑相关的事故工况是有可能造成过大的机械负载或危及限制向环境排放放射性物质能力的事故工况。

3.24. 事故工况应用于确定安全壳及其相关系统设计中的能力，负载和环境条件系统。能力、负载和环境条件的确定应基于但不限于以下方面：

- (a) 作为时间的函数排放到安全壳中的质量和能量；
- (b) 保持足够的冷却剂装量；
- (c) 传递到安全壳结构的热量，传导到部件和从部件发出的热量；
- (d) 安全壳结构及其隔间产生的静态和动态机械负载；
- (e) 安全壳内放射性物质的排放；
- (f) 排放到环境中的放射性物质的数量；
- (g) 熔融堆芯的冷却、稳定和固定（用于容器外滞留策略）；
- (h) 安全壳内可燃气体的生成速率和排放量。

3.25. 第 3.26—3.28 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 18 的建议。

3.26. 在实际可行的范围内，用于设计的程序和工程规范应加以记录、验证，如果是新的设计程序，则应利用最新知识开发，并执行认可的质量保证标准。设计程序的使用者应是合格的，并在程序的运行和限值以及设计中所作的假设方面获得培训。

3.27. 设计基准事故和设计扩展工况边界条件的计算应记录在案，说明评价参数的相关假设、工程限值和使用的计算机程序。

3.28. 计算机程序的使用不应超出其验证和记录的有效范围。

设计基准事故

3.29. 第 3.30 段和第 3.31 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 19 提出了建议。

3.30. 对于安全壳及其相关系统的性能，作为设计基准的事故工况的条件应在计算时考虑到不利的初始条件和设备性能，并且对安全系统性能影响最大的单一故障。在采取适当的保守方法时应考虑到以下几点：

- (a) 对于同一事件，被认为设计一个特定系统的保守方法对于另一个系统可能不是保守的；
- (b) 采用过于保守的假设可能导致不具代表性的分析和部件及结构的不适当应力。

3.31. 安全壳及其相关系统的设计应确保在设计基准事故中不需要排气。

设计扩展工况

3.32. 第 3.33—3.38 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 20 提出了建议。

3.33. 除设计基准工况外还应确定相关的设计扩展工况，并用于建立安全壳及其相关系统的设计基准，以满足基于此类事故确定的目标。对于没有明显燃料退化的设计扩展工况，放射性后果应与为设计基准事故确定的后果相当。对于堆芯熔化的事故工况，放射性排放应使必要的场外保护行动在时间长短和实施范围方面是有限的。

3.34. 为评定设计扩展工况而进行的计算，可能不如设计基准事故所施加的计算保守，但避免陡边效应所需的裕度仍足以涵盖不确定因素。进行敏感性分析也可作为确定关键参数的一种手段。

3.35. 与安全壳及其相关系统的设计相关的设计扩展工况应根据确定性方法确定，并辅之以概率分析和工程判断（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 42）。

3.36. 对于没有明显的燃料退化的设计扩展工况，一般应考虑以下三种类型的故障：

- (a) 设备故障导致质量和能量排放大于假想设计基准事故（例如冷却剂丧失事故或主蒸汽管道断裂）；
- (b) 安全壳及其相关系统中的多重故障（例如在冗余序列中发生的共模故障），导致安全系统在需要时无法执行其预期功能；
- (c) 多重故障导致正常运行所需基本安全功能的安全系统（如余热排出系统）丧失。

3.37. 由于多重故障很可能是由相关故障的发生引起的，并随后可能导致安全系统的故障，因此，在发生设计基准事故时应该对为控制安全壳中的压力累积或从安全壳中排出能量而安装系统的冗余序列之间的相关性进行分析，以确定设计扩展工况的相关可能性。

3.38. 对于设计扩展工况，通常应考虑与安全壳及其相关系统的设计相关的下列工况：

- (a) 全厂断电；
- (b) 在发生设计基准事故时失去限制压力累积的设备；
- (c) 丧失热量从安全壳移至最终热阱的热量传输链；
- (d) 抑压功能故障（沸水堆）；
- (e) 最终热阱丧失。

3.39. 第 3.40—3.45 段就满足 SSR-2/1（Rev.1）[1]关于堆芯熔化设计扩展工况的要求 20 和 68 提出了建议。

3.40. 应使用一套最可能具有代表性的堆芯熔化事故工况，为安全壳的设计和缓解堆芯熔化事故后果所需的安全特性提供输入。堆芯熔化工况作为

安全壳及其相关系统设计的边界条件而保留，应根据二级概率安全分析并辅以工程判断，以便选择具有代表性和最有可能的适当条件。

3.41. 涉及堆芯熔化的事故应假设为设计扩展工况，而不论为防止这种工况而采取的设计安排如何，也不论其估计发生的概率如何。

3.42. 在设计此类工况下的安全特性时，需要考虑具有堆芯熔化的设计扩展工况作为边界条件。应考虑影响事故进展以及影响安全壳响应和源项的方面。这些方面包括：

- (a) 安全壳状态（安全壳打开或旁通）；
- (b) 最初排放到安全壳中放射性物质的量；
- (c) 堆芯损坏开始时的压力；
- (d) 排放进入安全壳内的可燃气体的量和浓度；
- (e) 堆芯损坏的时间（早期应急堆芯冷却系统故障（注入阶段）与长期冷却故障）；
- (f) 安全壳安全特性的状态（安全壳冷却、喷淋、风冷器、抑压池）；
- (g) 交直流电源的状态；
- (h) 空气仪器仪表系统的状态；
- (i) 如果乏燃料水池系统位于安全壳内，则说明其状态。

3.43. 应对于防止在设计扩展工况下安全壳故障进行设计安排。这些安排的目的是防止安全壳的显著超压，稳定熔融堆芯，从安全壳中排出热量，并防止可燃气体危及安全壳完整性。

3.44. 应采用多种手段控制安全壳内事故工况下的压力累积，通风（如有）应仅作为最后手段使用。

3.45. 对于设计扩展工况下为了保持安全壳的完整性而需要对安全壳进行通风不应导致早期放射性排放或大量放射性排放（见 SSR-2/1（Rev.1）[1] 第 6.28A 段）。为确保如此应：

- (a) 安全壳通风系统应配备容量足够、高效过滤器；
- (b) 安全壳通风系统的设计应能承受外部危害（包括超出设计考虑范围的自然危害，来自场址危害评价）以及安全壳通风系统运行时的静、动压力负载；

- (c) 应该能够可靠地打开和关闭通风管阀；
- (d) 应采取措施，防止安全壳负压时超过设计限值。

设计限值

3.46. 第 3.47—3.50 段就如何满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]相关设计限值以及运行限值和运行安全状态的要求 15 和 28 提出了建议。

3.47. 安全壳及其相关系统的性能需要根据一套定义良好并被接受的设计限值和标准³进行评价。

3.48. 应对安全壳及其相关系统建立一套主要设计限值，以确保安全壳在所有运行状态和事故工况下的总体安全功能。这些主要设计限值通常用以下术语表示：

- (a) 设计压力下安全壳总泄漏率；
- (b) 直接（未经过滤的）泄漏；
- (c) 剂量限值和公众剂量约束（见 GSR Part 3[5]）以及针对运行状态和事故工况规定的放射性排放限值；
- (d) 剂量限值和工作人员剂量约束（见 GSR Part 3[5]），以及用于屏蔽目的的最大剂量率。

3.49. 还应规定每个安全壳结构和部件的设计限值。

3.50. 运行限值应适用于运行参数（如最高冷却液温度、空气冷却器的最小流量）和性能指标（如隔离阀的最大关闭时间、贯穿件空气泄漏）。

可靠性

3.51. 第 3.52—3.62 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 17、21—26、29、30 和 68 提出了建议。

3.52. 为使控制安全壳内排放的能量、放射性物质和可燃气体所需的系统具有足够的可靠性，应考虑以下因素：

³ “明确界定和接受”一般指监管机构广泛接受或国际组织提出的建议。

- (a) 安全分级和设计制造的相关工程要求；
- (b) 与系统相关的设计限值（冗余序列数量、抗震鉴定、恶劣环境条件鉴定、电源）；
- (c) 考虑共因故障的薄弱性（多样性、隔离性、独立性）；
- (d) 保护系统免受内部和外部危害影响的布置安排；
- (e) 定期试验和视察；
- (f) 维护；
- (g) 使用故障安全的设备。

为缓解设计基准事故而设计的系统

3.53. 在设计基准事故的情况下，质量和能量的排放和管理以及对放射性排放的控制应该仍然是可能的，尽管假想始发事件导致了后续故障和假设相关安全功能所需的任何系统中发生单一故障。还应考虑正在进行维护或维修的系统不可用的问题。

3.54. 应急电源应有足够的能力向质量能量排放和管理所需的电气设备供电，并且以及在发生设计基准事故时控制放射性排放。

3.55. 应确定安全冗余系统之间共因故障的弱点，在现实可行条件下尽可能设计或布置成独立。

3.56. 第 3.10—3.12 段、第 3.14—3.22 段和第 3.77—3.84 段分别阐述了关于保护这些系统免受内部危害、外部危害和环境条件影响的建议。

无明显堆芯退化的设计扩展工况下的安全特性

3.57. 对附加安全特性的需求取决于反应堆技术和设计。应该对设计用于质量能量排放和管理的安全系统进行可靠性分析，以确定是否需要额外的安全特性来保持安全壳的完整性。

3.58. 应该分析安全冗余系统之间假想始发事件和共因故障的最可能的组合。如果后果超过设计基准事故的给定限值，则应消除共因故障的弱点，或实施附加设计功能以应对此类情况。用于质量和能量排放及管理的附加功能的设计和安装应确保它们不可能由于相同的共因而故障。

3.59. 附加的安全特性应足够可靠，有助于实际消除可能导致早期放射性排放或大量放射性排放的工况。类似于第 3.53—3.56 段中关于旨在缓解设计基准事故后果的系统的建议，应适用于无显著堆芯退化设计扩展工况下的安全特性，不需要同时考虑满足单一故障标准。无显著堆芯退化设计扩展工况下的附加安全特性，应由不同的和多样化的电源（例如，由安装在核电厂的备用电源）提供。

堆芯熔化设计扩展工况的安全特性

3.60. 专用安全功能应足够可靠，以完成其安全功能。

3.61. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.44B 段指出：“缓解反应堆堆芯熔化后果所需的设备应能由任何可用的电源供电。”

3.62. 第 3.10—3.12 段、第 3.14—3.22 段和第 3.77—3.84 段阐述了关于保护专用安全设施免受内部危害、外部危害和环境条件影响的建议。

纵深防御

3.63. 第 3.64 段和第 3.65 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 7 提出了建议。

3.64. 在不同电厂状态下对于质量和能量排放和管理、压力和温度控制以及安全壳散热应使用不同的系统。

3.65. 以下关于实现独立性的建议：

- (a) 应确定属于控制安全壳内压力或从安全壳中排出能量所必需的不同纵深防御级别的连续物项；
- (b) 应查明此类物项之间共因故障的弱点并评价其后果。在安全壳完整性和放射性排放的后果被认为是不可接受的情况下，应尽可能消除共因故障的弱点。特别是，设计用于缓解堆芯熔化设计扩展工况下后果的专用安全特性应与设计用于缓解设计基准事故造成的安全壳内工况的设备充分独立；

- (c) 系统之间实现的独立性不应因触发系统安全启动所需的仪器仪表和控制系统由于共因故障或安全壳状况监控（关于仪器仪表和控制系统的更多建议，见第 4.204—4.241 段）而削弱。

实际消除可能导致早期放射性排放或大量放射性排放的工况

3.66. 如 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.31 段指出：“设计应使所产生的可能导致早期放射性排放或大量放射性排放工况的可能性‘实际已消除’。”

3.67. 就本“安全导则”的范围而言，这种可能性应包括以下方面：

- (a) 涉及高能量现象的工况，其后果不能通过采用合理的技术手段来缓解；
- (b) 堆芯熔化事故同时安全壳旁通。

3.68. 被广泛要求实际消除工况的典型示例包括：

- (a) 由于直接安全壳加热、蒸汽爆炸或氢爆炸而可能在早期阶段损坏安全壳的严重事故工况；
- (b) 由于底板或安全壳边界熔穿而在后期阶段可能危及安全壳完整性的严重事故工况；⁴
- (c) 安全壳打开时的严重事故工况，特别是在停堆模式下；
- (d) 严重事故工况同时安全壳意外旁通。

3.69. 专用安全特性应具有足够的可靠性，有助于实际消除可能导致早期放射性排放或大量放射性排放的工况。

安全分级

3.70. 第 3.71—3.75 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 22 提出了建议。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》[14]提供了更详细的指导。

⁴ 在确定实际要消除的情况时，应分析这些工况，尽管通过采用合理的技术手段，这些工况的后果一般可以缓解。

3.71. 结构、系统或部件故障的后果应从功能的完成和放射性排放两个方面加以考虑。对于两种后果类型都相关的物项，应在适当考虑这两种后果类型的情况下，定义实现预期可靠性所必需的安全分级和相关质量要求。对于无助于密封放射性物质，安全分级和质量要求是直接从假设系统功能没有实现的后果中得出。

3.72. 适用于整个系统的工程设计规则（例如，单一故障标准、实物和电气隔离、功能独立、应急电源、定期试验）应从分配给系统的安全分级中排出，假设系统执行的功能未完成。

3.73. 应以一致的方式建立安全分级，以便将完成一项安全功能所需的所有系统，包括相关的支助服务系统，指定为同一安全类别。

3.74. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 9，安全分级的保压设备必须按照核工业广泛使用的经过证实的规范和标准进行设计和制造（例如见参考文献 [15—17]）。选择适用于每个单一部件的工程设计 and 制造规则时，应适当考虑到因其故障而产生的两种影响（即，就未完成的功能和就放射性排放而言）。选择适用于每个单一部件的工程设计 and 制造规则时，应适当考虑到因其故障而产生的两种影响（即，功能未完成和放射性排放）⁵。

3.75. 关于执行第 3.71—3.74 段中的建议和 SSG-30[14]所述的安全分级：

- (a) 在设计基准事故的情况下，安全壳隔离、控制安全壳内的压力累积（例如安全壳喷淋系统）、从安全壳中排出热量或将热量从安全壳输送到最终热阱的系统应指定为安全 1 级；
- (b) 为设计扩展工况提供安全 1 级备份而实施的系统应至少指定为安全 2 级；
- (c) 在发生堆芯熔化事故时保持安全壳完整性所需的系统（例如，压力容器外堆芯冷却系统、反应堆冷却剂系统减压系统、安全壳喷淋系统、安全壳散热系统、通风和过滤系统、防止氢爆炸的系统、热传输链）应至少划为安全 3 级；

⁵ 根据国际惯例，作为反应堆冷却剂压力边界一部分的部件的保压边界的设计和制造应符合核工业为核应用规定的最高规范和标准，但反应堆冷却剂压力边界部分的故障将导致泄漏，可通过正常补水系统进行补偿的除外。

(d) 设计为防止排放的最后物理屏障的安全壳应指定为安全 1 级。

环境鉴定

3.76. 第 3.77—3.84 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 30 提出了建议。

3.77. 结构、系统和部件应在其运行之前或运行期间,针对其设计寿期内可能存在的所有环境条件下鉴定其执行功能的能力,或针对环境条件予以恰当的防护。

3.78. 事故发生之前,期间和之后可能存在的环境和地震条件;结构、系统和部件在整个设备寿期内的老化;协同作用;和周界都应在环境鉴定中加以考虑。更详细的建议见 NS-G-1.6[13]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-48 号《核电厂老化管理和长期运行计划制定》[18]。

3.79. 环境鉴定应通过试验,分析和使用工程判断的方式来进行,或通过这些方式的组合来进行。

3.80. 环境鉴定应包括考虑温度、压力、湿度、放射性水平、化学影响、放射性气溶胶的局部累积、振动、喷水、水蒸汽影响和洪水等因素。周界和协同效应(叠加或合并效应造成的损害可能超过单一效应造成的总损害)也应考虑在内。在可能产生协同效应的情况下,材料应符合最严重效应或最严重组合效应或效应顺序的要求。

3.81. 如果有充分的正当性,可以使用加速老化和鉴定试验的技术。

3.82. 对于受各种老化机制影响的部件应确定设计寿命,必要时应确定更换频率。在这类部件的鉴定过程中,在根据设计基准事故工况进行试验之前,应先对样品老化至可以模拟其设计寿命结束的状态。

3.83. 用于鉴定试验的部件一般不应用于厂房目的,除非可以证明试验工况和方法本身不会导致安全性能不可接受的下降。

3.84. 鉴定数据和结果应作为设计文件的一部分进行记录。

规范和标准

3.85. 第 3.86 段和第 3.87 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 4.15 段的要求提出了建议。

3.86. 对于安全壳结构和系统的设计,可以使用国家或国际规范和标准,只要证明这些规范和标准的适用性和适宜性。选定的规范和标准应具有以下属性:

- (a) 它们应适用于设计的特定概念;
- (b) 它们应构成一套综合和全面的规范和标准;
- (c) 它们最好是设计和建造规范和标准的最新版本(可使用另一个版本,如已恰达证明)。

3.87. 各国家和国际组织制定了相关规范和标准,涉及以下领域:

- (a) 质量保证;
- (b) 材料;
- (c) 承压构件的结构设计;
- (d) 土木工程结构;
- (e) 仪器仪表和控制;
- (f) 环境和地震鉴定;
- (g) 役前和在役检查和试验;
- (h) 消防。

概率安全分析在设计中的应用

3.88. 概率安全分析通过确定附加特征作为确定性方法的补充,以实现平衡设计。使用概率分析不应被视为取代基于确定性要求的设计方法,而应被视为确定潜在安全改进并判断其有效性的过程的一部分。

3.89. 概率安全分析用以支持实际消除可能导致早期放射性排放或大量放射性排放的某些工况。特别地,概率安全分析可用于分析安全壳隔离措施,以防止安全壳旁通以及质量和能量排放和管理系统完全失效。

3.90. 应使用概率安全评定来确认缓解堆芯熔化设计扩展工况的手段具有非常低的故障概率。这应包括对相关系统（例如安全壳冷却系统，安全壳过滤通风和通常在二级概率安全评定中考虑的其他方面）可靠性的分析。

4. 安全壳及其相关系统的设计

概述

4.1. 一些系统虽设计相关，但其设计原则可能不同（例如，能动或非能动系统进行质量和能量排放和管理，以及在发生堆芯熔化事故时容器内或容器外进行堆芯冷却）。然而，不同技术实现相同安全功能的结构或系统应按照国家相同的设计要求进行设计。

4.2. 不考虑设计基准事故和设计扩展工况的永久性设计规定，在 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.28B 段中，“设计还应包括能够安全使用非永久性设备以恢复安全壳散热能力的特征。”

安全壳及其相关系统的布置和配置

4.3. 安全壳及其相关系统的布置和配置均设计相关，依赖于大干体积安全壳的反应堆技术与依赖于抑压池的安全壳的技术有显著不同。

4.4. 在考虑安全壳的布置和配置时，应考虑以下因素：

- (a) 需要在安全壳内容纳和处理大量能量和物质的排放（见第 4.59—4.89 段）；
- (b) 在设计扩展工况下不同安全系统之间以及在冗余安全特性之间安排适当的隔离；
- (c) 应对内部危害影响的安全重要物项的位置和防护措施；
- (d) 提供足够的空间和屏蔽，以确保在不造成人员受到不当辐射照射的情况下执行计划中的维护和运行；
- (e) 为人员进出以及监控、试验、控制、维护和移动设备提供必要的空间；
- (f) 优化安全壳贯穿件的数量和位置，以防止未经过滤的泄漏，并确保便于视察和试验；

- (g) 为电厂寿期内预计更换的设备提供便利；
- (h) 最大限度地减少水的滞留，以利于水和冷凝液回流到安全壳地坑；
- (i) 安全壳下部的的设计便于收集和识别液体泄漏。

维护和可达性

4.5. 第 4.6—4.10 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 6、32 和 81 的相关部分提出了建议。如第 2.15 段和第 3.2 段及参考文献[10]所述，还应与安全建议一同总体考虑和实施防止未经授权人员进入安全重要系统的核安保建议。

4.6. 设计时应考虑到由于以下原因可能产生的职业照射：

- (a) 在应急运行程序或严重事故管理准则中采取行动；
- (b) 连接非永久性设备；
- (c) 对事故发生后长时间运行的系统进行维护。

原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.13 号《核电厂设计的辐射防护》[19]和原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号《职业辐射防护》[20]提供了关于职业辐射防护的更多指导。

4.7. 设计中应考虑与维护相关因素包括：

- (a) 提供足够的工作空间、屏蔽、照明、呼吸空气以及工作和进出平台；
- (b) 为工作人员提供和控制适当的环境条件；
- (c) 提供危害标志；
- (d) 提供视觉和听觉警报；
- (e) 通信系统的提供。

4.8. 应考虑所有运行状态下安全壳及其相关系统的可访问性。确保工作人员所受辐射剂量保持在剂量限值范围内的能力将决定在电力运行期间是否允许进入，或者是否需要停堆才能允许进入。

4.9. 如果预期在电厂运行期间需进入安全壳，则应采取措施确保为工作人员作出必要的辐射防护安排和适当的工作条件。

4.10. 在不损害安全壳完整性的情况下，应提供至少一条从安全壳逃出的应急逃生路线。

运行人员的行动

4.11. 事故工况下运行人员无须在某一宽限期内采取任何行动。对于任何必要的手工干预，运行人员在采取任何行动之前都应该有足够的信息和足够的时间来诊断和评定电厂工况。

机组间共享安全壳系统的部件

4.12. 第 4.13 段和第 4.14 段就如何满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 33 提出了建议。

4.13. 如 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 33 规定：“**多机组核电厂的每台机组应具有自己的安全系统，并应具有自己的设计扩展工况安全特性。**”作为满足这一要求的一个示例，不应共用气体处理系统，包括在事故工况下运行的排气管。

4.14. 应设置使多机组核电厂各机组之间相互连接的方式，以便于管理设计中未考虑到的事故。这方面的一个示例是为再填充安全壳储水箱的连接。

老化效应

4.15. 第 4.16 段和第 4.17 段就如何满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 31 提出了建议。

4.16. 应确定影响安全壳及其相关系统的老化机理，在设计中加以考虑，并将其纳入老化管理计划。安全壳可能会受到几种老化现象的影响，例如金属部件的腐蚀，预应力安全壳中预应力钢束的徐变和预应力的减少，弹性体密封件中弹性的降低，混凝土的收缩和开裂以及混凝土的碳化。

4.17. 应作出安排，控制安全壳的老化，查明意外退化或安全壳行为，如可能则试验和视察部件，并定期更换其安全特性易受老化退化影响的物项。SSG-48[18]提供了更详细的指导。

退役

4.18. 核电厂的设计必须具备便利退役和设备拆除并尽量减少放射性废物的产生（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 12）的特征。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-47 号《核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役》[21] 对这些方面提出了更详细的建议。

安全壳结构设计

总体设计流程

4.19. 在所有不同的电厂状态下可以达到的压力和温度是安全壳及其相关系统设计中使用的的基本参数。用于设计的这两个参数的值是根据对每个电厂状态的安全壳工况的评定得出的，同时考虑到相关的评定方法和规则。

4.20. 设计压力应定义为高于最严重质量和能量排放的设计基准事故所产生的峰值压力（即与设计基准事故相关的峰值压力和裕度）。

4.21. 设计温度应定义为设计基准事故产生的最高温度的值，该事故具有最严重的质量和能量排放，用保守方法计算。

4.22. 负载组合中使用的所有压力和温度值都应以足够的裕度确定，以避免陡边效应，并应考虑以下因素：

- (a) 排放的液体量和排放速率的质量和能量方面的不确定性，包括金属—水反应产生的化学能；
- (b) 结构公差；
- (c) 与衰变热相关的不确定性；
- (d) 贮存在部件中的热量；
- (e) 换热器中的传热；
- (f) 传热速率相关性的不确定性；
- (g) 保守初始条件。

4.23. 设计特定的最大泄漏率并不是一个简单或纯粹的量化过程。应考虑若干因素，包括事故工况下应力的限值，部件（如隔离阀）的适当选择，密

封材料的适当选择，安全壳贯穿件数量的限制以及建造质量的控制。应尽可能利用现有的运行数据、经验和实践。

4.24. 根据设计压力和设计温度初步确定的安全壳的机械性能（应力和变形）应针对所有负载组合进行核实，并应符合安全壳完整性和密封性的相应工程限值。

4.25. 安全壳及其相关系统的机械强度应根据预计事件范围及其在电厂寿期的预期概率进行评定，包括定期试验的影响。

4.26. 在钢制安全壳中，钢结构起到承重和密封的作用。金属结构应受到保护，以应对由于电厂内部和外部危害而在安全壳内外发生火灾和飞射物。

负载和负载组合

4.27. 可预见的负载（静态和动态）（见表 1）应基于运行经验和工程判断，根据其发生概率进行量化和分组。

4.28. 负载和负载组合的确定应考虑到：

- (a) 负载类型（即静态或动态，全局或局部）；
- (b) 负载是间接负载还是瞬时负载（例如冷却剂丧失事故时压力和温度负载）；
- (c) 保护设备免受危害影响的物理屏障；
- (d) 每个负载的时效（以避免负载峰值的不切实际的叠加，如非同时发生）。

4.29. 在分析结束时，可以通过适当地对负载和负载组合进行分组来减少负载和负载组合的数量。只对最严重情况进行分析。

4.30. 安全壳的钢衬里（如适用）应能承受外加负载的影响，并能适应衬里和安全壳混凝土的相对移动，而不会危及其密封性。衬里不应计入安全壳强度的结构评价中。

4.31. 在事故工况下，由于衬里的瞬时温升而对混凝土安全壳造成的任何附加压力负载应予以考虑。

4.32. 安全壳的金属衬里、结构、贯穿件和隔离阀应受到保护，以免受到内部危害的影响，如非这样则应设计成能够承受相应负载。

4.33. 对于双层安全壳设计，应考虑由高能管道断裂引起的两壁之间空间的加压，除非该设计排除了这种断裂。

工程标准

4.34. 安全壳及其附属装置（贯穿件、隔离系统、门和设备闸门）的密封性和完整性的工程限值，如表 1。第 4.35 段和第 4.36 段中提出的建议，应根据不同负载组合的应力和变形限值来确定。符合国际公认的守则和标准所规定的限值，就可以合理地保证结构和部件能够履行其预期的功能。

4.35. 应该证明，结构完整性和密封性的工程限值符合足够的裕度，以覆盖不确定性和避免陡边效应。裕度一般应通过用于确定设计基准事故和设计扩展工况的方法以及使用经过证实的程序来确定结构中的限值应力来提供。

4.36. 设计限值应根据预期性能确定（见第 3.46—3.50 段）。设计裕度应由以下一项或两项提供：

- (a) 将应力和变形限制在小于该材料限值的特定部分；
- (b) 使用负载分项系数方法（即将所施加的负载增加一定的分项系数）。

4.37. 对于安全壳结构完整性的设计，应考虑以下级别：

- (a) I 级：弹性范围。安全壳结构不会发生永久性变形或损坏。通过大裕度保证结构的完整性；
- (b) II 级：永久性小变形。局部永久性变形是可能的。结构完整性得到了保证，尽管裕度小于 I 级。

4.38. 对于密封性的设计，应考虑以下级别：

- (a) I 级：密封结构。安全壳泄漏低于设计值⁶，根据分析、经验和试验结果与内压相关；
- (b) II 级：泄漏率可能有限增加。泄漏率可能超过设计值，但根据分析、经验和试验结果可以充分估计密封性。

⁶ 在本文中，“设计值”是泄漏率的值，泄漏率被确定为设计的目标，并用于安全分析以确定在设计压力和设计温度下的放射性排放。

表 1. 在设计阶段需考虑的安全壳上的典型负载集

负载类别	负载	备注
役前负载	恒载	与大量结构或部件相关的负载, 包括收缩和徐变的影响(对于混凝土安全壳)
	活载	负载辅助与, 例如部件约束
	预应力、徐变效应	仅适用于预应力混凝土结构
	建造和维护负载	建造设备临时负载或主要部件存放负载
	试验压力	见第 5 部分
	试验温度	见第 5 部分
正常或服务负载	启动安全排放设备	仅限沸水堆
	阀门	
	安全阀的升降	仅限沸水堆
	安全空气净化	仅限沸水堆
	溢流阀	
	运行压力	正常运行时, 包括瞬态工况和停堆
	运行温度	正常运行时, 包括瞬态工况和停堆
	管道反应	正常运行时, 包括瞬态工况和停堆
	风	假设在电厂的整个寿期内发生的最大风速; 见 NS-G-1.5[12]

表 1. 在设计阶段要考虑的安全壳上的典型负载集（续）

负载类别	负载	备注
正常或服务负载	环境和场址相关负载	例如积雪、浮力，由于地下水位和极端大气温度
	外部压力	压力变化引起的安全壳内外负载
	极风	极风产生的负载 (即与场址关联的最大风速)
极端外部事件导致的负载	设计基准地震	见 NS-G-1.6[13]
	极风负载	应考虑相关飞射物
	飞机坠毁	见 NS-G-1.5[12]
	外部爆炸	见 NS-G-1.5[12]
事故负载	设计基准事故压力	设计基准事故计算的峰值压力
	设计基准事故温度	设计基准事故的计算峰值温度
	设计压力	设计基准事故压力加裕度
	设计温度	设计基准事故温度加裕度(作为统一值应用)
	设计基准事故 管道反应	见 NS-G-1.7[11]
	射流冲击和/或管道 甩鞭	见 NS-G-1.7[11]

表 1. 在设计阶段要考虑的安全壳上的典型负载集（续）

负载类别	负载	备注
由于以下原因导致的负载事故	设计基准事故的后续效应	见 NS-G-1.7[11]
	与设计基准事故相关启动负载	与设计相关（例如，对于沸水堆：排放管线清除负载、池膨胀、冷凝振荡、下泄管“卡死”）
	设计扩展工况压力	最严重工况计算的最大峰值压力（峰值和时间相关性）
	设计扩展工况温度	最严重工况计算的最大峰值温度（峰值和时间相关性）
	启动卸压系统	一回路卸压（如适用）
	内部水淹	见 NS-G-1.7[11]

4.39. 详细的负载组合设计相关。表 2 给出了典型的压水堆安全壳的最小推荐负载组合和工程限值。

4.40. 为了得到裕度，应使用适当统计组合（例如，使用平方和的平方根）来组合由 SL-2 地震⁷ 和设计基准事故产生的负载，虽两者之间并无因果关系，因为反应堆回一路压力边界设计为可承受 SL-2 地震（见 NS-G-1.6[13]）。

⁷ “SL-2 地震”表示与设计中要考虑的最大地震相关的地震动水平，通常表示为“安全停堆地震”。

表 2. 典型安全壳的负载组合和工程标准

堆芯熔化 DEC	X	X	X			X	X	
DBA 无显著性燃料损坏	X	X	X			X	X	
外部爆炸	X	X	X			X	X	X
火灾	X	X	X			X	X	
飞机撞击	X	X	X			X	X	X
SL-2 加 DBA	X	X	X			X	X	
DBA	X	X	X			X	X	
外部压力	X	X	X			X	X	X
SL-2 地震 ^a	X	X	X			X	X	X
正常运行加极风	X	X	X			X	X	X
正常运行	X	X	X			X	X	X
试验	X	X	X	X	X	X		
设计	X ^b	X	X					
负载描述								
恒载								
活载								
预应力 (如适用)								
试验压力								
试验温度								
持续负载								
运行负载								
运行温度								

表 2. 典型安全壳的负载组合和工程标准 (续)

带堆芯熔 化 DEC	X	X	X			X	X	
DEC 无显 著性燃料 损坏	X	X	X			X	X	
外部爆炸	X	X	X			X	X	X
火	X	X	X			X	X	
飞机坠毁	X	X	X			X	X	X
SL-2 及 DBA	X	X	X			X	X	
DBA	X	X	X			X	X	
外部压力	X	X	X			X	X	X
SL-2 地震 ^a	X	X	X			X	X	X
正常运行 加极风	X	X	X			X	X	X
正常运行	X	X	X			X	X	X
试验	X	X	X	X	X	X		
设计	X ^b	X	X					
负载描述								
恒载								
活载								
预应力 (如适用)								
实验压力								
试验温度								
持续负载								
运行负载								
工作温度								

表 2. 典型安全壳的负载组合和工程标准 (续)

带堆芯熔化 DEC								
DEC 无显著 性燃料损坏								
外部爆炸	X							
火	X							
飞机坠毁	X							
SL-2 及 DBA				X			X	X
DBA							X	X
外部压力	X		X					
SL-2 地震 ^a	X			X				
正常运行 加极风	X	X						
正常运行	X							
试验								
设计					X	X		
负载描述	管道反力	极风	外部压力	SL-2 地震	设计压力	设计温度	DBA 压力	DBA 温度

表 2. 典型安全壳的负载组合和工程标准 (续)

带堆芯熔化 DEC					X	X	
DEC 无显著 性燃料损坏							X
外部爆炸				X			
火			X				
飞机坠毁		X					
SL-2 及 DBA	X						
DBA	X						
外部压力							
SL-2 地震 ^a							
正常运行 加极风							
正常运行							
试验							
设计							
负载描述	DBA 管反应	飞机坠毁	火	外部爆炸	带堆芯熔化 (压力) 的 DEC	带堆芯熔化 (温度) 的 DEC	无明显燃料损坏 (压力) 的 DEC

表 2. 典型安全壳的负载组合和工程标准 (续)

带堆芯熔化 DEC																								
DEC 无显著 燃料损坏	X																							
外部爆炸																								
火																								
飞机坠毁																								
SL-2 及设计 基准事故																								
设计基准事 故																								
外部压力																								
SL-2 地震 ^a																								
正常运行 加极风																								
正常运行																								
试验																								
设计																								
加载描述	DEC, 无大量燃料 损坏 (温度)																							
钢质安全壳的工程标准:																								
结构完整性		I ^c	I	I	I	I	I	II ^d	II	II	n.a. ^e	II	n.a.	II	II	II	II	II	II	II	II	II	II	II
密封性		I	I	I	I	I	I	n.a.	II	II	n.a.	II	n.a.	II	II	II	II	II	II	I	I	I	I	II
预应力安全壳的工程标准:																								
结构完整性		I	I	I	I	I	I	II	n.a.	n.a.	II	II	II	II	II	II	II	II	II	I	I	I	I	II
密封性		I	I	I	I	I	I	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	II	II	II	II	II	II	II	II	I	I	I	I	II

表 2. 典型安全壳的负载组合和工程标准 (续)

带堆芯熔化 DEC	II
DEC 无显著 性燃料损坏	II
外部爆炸	n.a.
火	II
飞机坠毁	n.a.
SL-2 及设计 基准事故	n.a.
设计基准 事故	I
外部压力	n.a.
SL-2 地震 ^a	II
正常运行 加极风	I
正常运行	I
试验	I
设计	I
加载描述	衬里的工程标准 预应力混凝土墙体

注: DBA: 设计基准事故; DEC: 设计扩展工况; SL-2: 地震等级 2。

^a 与设计中要考虑的最大地震相关的地面运动水平, 通常称为“安全停堆地震”。

^b 徐: 应该考虑负载。

^c I: 应适用一级标准。

^d II: 应适用二级标准。

^e n.a.: 不适用。

局部应力和疲劳

4.41. 应评价局部应力—包括焊接区域，支撑附近和几何构型变化区域的应力—及其对包括泄漏率在内的结构机械性能的影响。

4.42. 对于预应力混凝土安全壳，应特别注意以下事项：

- (a) 低预应力区域，例如大贯穿件周围和筒体与安全壳底座之间的过渡区；
- (b) 贯穿件和锚固键附近的应力集中区；
- (c) 建造过程中的张拉顺序。

4.43. 对于设有钢衬里的安全壳，钢衬里与混凝土的锚固区以及钢衬里与其他金属结构的连接，例如贯穿件也是关键区域。应分析和考虑这些地区应力的局部影响。

最大能力和故障模式

4.44. 为了确定最大承载能力和约束能力，应对安全壳的结构性能进行全面评价。该评价应考虑静态负载（压力、温度和管道的作用）和动态负载（地震），并确定最具限制性的部分，以便评价裕度。

4.45. 还应考虑局部效应、热梯度和设计细节，以确定可能的大泄漏机理。在这方面，应特别注意管道贯穿、软密封材料、电气贯穿和结构奇点的特性。

4.46. 应分析衬砌撕裂、贯穿件故障、钢筋故障、局部混凝土故障和钢筋故障等各种故障模式。在可能的情况下，故障不应是灾难性的，也不应对滞留放射性物质的系统和部件造成额外损害。

安全壳内结构的结构设计

4.47. 应考虑安全壳内大量质量和能量排放的可能性，以及内部结构承受不同隔间之间可能产生压差的需要。对于每个隔间应考虑最不利的破口位置。隔间之间的开口应在设计阶段以保守的方法加以考虑，并应在建造完成后加以核实，确保没有意外的障碍物。

4.48. 应考虑到内部结构需要承受与事故工况相关的负载，从而承受由高能排放或管道断裂引起的动态负载（例如，从安全阀和排放阀的排放管线流入抑压池的水、池水涌浪、凝结水的振荡，阻塞和其他相关的水力现象）。

4.49. 在堆芯熔化的设计扩展工况下，安全壳内部结构负载取决于在特定设计中所采用的处理熔融堆芯的策略。

4.50. 在堆芯熔化的设计扩展工况下，应满足表 2 中给出的密封性和完整性的负载组合和工程标准，对于任何熔融堆芯滞留的设计策略（即容器内或容器外滞留），都应实际消除安全壳边界或底板熔穿的工况（见第 3.68 段）。

容器内滞留策略

4.51. 在该策略中，来自熔融堆芯的热量通过反应堆压力容器的壁排出。这需要对反应堆坑进行注水，以便能够对反应堆压力容器进行外部冷却。应考虑堆坑壁的机械和热负载。其特征应包括从堆腔中排出热量并避免堆腔和安全壳的加压。

4.52. 堆腔结构和用于容器内滞留策略的系统应被视为避免大量排放的最终必要项；因此，它们的设计应使设计裕度足够应对超过 SL-2 级地震的地震负载（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.21A 段）。

容器外滞留策略

4.53. 在该策略中，安全壳应配备容器外滞留结构，用于容纳和从反应堆压力容器外冷却熔融堆芯。

4.54. 容器外滞留结构的设计应尽量减少混凝土和熔融芯体之间相互作用产生可燃气体。

4.55. 容器外滞留策略所需的结构和冷却系统应恰当设计成稳定和限制熔融堆芯的内部。

4.56. 用于容器外保持策略的结构、部件和材料应可恰当承受熔融堆芯进入容器外滞留结构的不同元件所引起的不同负载差和影响。

4.57. 应将容器外滞留策略所需的结构和部件视为避免大量排放的最终必要项；因此，它们的设计应使设计裕度足以应对超过 SL-2 级地震的地震负载（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.21A 段）。

系统结构设计

4.58. 对于安全壳系统，应采用与安全壳结构设计类似的方法，建立一套具有代表性的负载和负载组合以及一套适当的工程标准同时考虑到所有相关的事故工况。

质能排放与管理

4.59. “质量和能量排放与管理”是一个术语，用于描述影响安全壳内能量平衡的那些设计特征的管理，从而在将压力和温度保持在可接受的限度内方面发挥作用。

运行状态下压力和温度的控制

4.60. 在核电厂正常运行期间，通风系统用以将安全壳内的压力和温度保持在运行限值范围内和电厂运行所规定的工况内。

事故工况下的压力和温度控制

4.61. 质量和能量排放和管理系统的设计性能应建立在这样的基础上：一旦发生事故，安全壳内的压力和温度可控制在规定的限值内，并且通过安全壳卸压在事故发生后的合理时间内（通常为几天）达到稳定状态。

4.62. 这些结构、系统和部件的设计应符合与其设计运行的电厂状态类别相关的规范。本“安全导则”第 3 部分提供了适用于其设计的建议。

4.63. 事故工况下的压力和温度控制策略依赖于固有安全特性，能动或非能动安全系统或安全特性的使用，或这些设计选项的组合。典型的设计方案见第 4.64—4.89 段。

固有质能排放及管理特征（具有大的干燥空间的安全壳）

4.64. 安全壳内空间的自由体积是确定假设管道破裂事件后的峰值压力的主要物理参数。因此，自由体积可作为固有安全特性以应对安全壳内大的质能排放。如果安全壳的体积被分隔为隔间，则应使用塌板或百叶窗。这些塌板或百叶窗应设计成在以预定压力排放能量的情况下迅速打开，以实现各个隔室中压力的快速均衡，以利用安全壳的全部自由体积。

4.65. 安全壳及其内部结构以及贮存在安全壳内的水作为非能动热阱。在管道破裂事故的假想工况下，结构和构件的传热速率和热容是确定压力和温度的重要参数。传热的主要机理是蒸汽在外露表面的凝结，结构的导热系数对传热速率起着重要的决定作用。在设计中应以保守的方式考虑所有可能影响向结构传递热量的工况，如涂层或间隙的影响，并使用足够的裕度。

喷淋系统

4.66. 关于质量和能量的排放和管理，应设计一个喷淋系统以实现以下目标：

- (a) 在事故工况下，对具有大干燥空间的安全壳，限制安全壳内的峰值压力和高压持续时间；
- (b) 使用抑压池系统限制“干井”和“湿井”内的高压持续时间（见第 4.71 段）；
- (c) 对有抑压池系统的安全壳控制干井内的温度。

4.67. 喷淋系统的设计应使在事故中进入安全壳自由体积的大部分蒸汽能够喷淋水可达。

4.68. 喷淋集管和喷嘴的设计应使水滴分布均匀，水滴应足够小，以便在水滴落下时迅速与大气达到热平衡。

4.69. 安全壳喷淋系统的初始水源通常是一个大的储罐或抑压池。随后，喷淋系统可在再循环模式下运行，并从安全壳贮槽或抑压池中的适当收集点取水。

4.70. 对于设计成在再循环模式下运行的喷淋系统，喷嘴应设计成防止碎片堵塞，碎片可通过取水筛网和过滤器到达喷嘴。

抑压池系统

4.71. 设计成具有抑压池系统的安全壳被分成两个单一的隔室：干井和湿井。这两个隔间通常是相互隔离的。当干井中的压力充分高于湿井中的压力时，蒸汽和气体从干井流到湿井，并且蒸汽冷凝进入水池。在一些设计中，如果湿井中的压力高于干井中的压力，则干井和湿井之间也可以发生相互作用。在一些安全壳设计中，抑压池还用于收集从安全阀或泄压阀排出的蒸汽，或者为应急堆芯冷却系统，衰变热排出系统和安全壳喷淋系统再循环提供水源。当蒸汽和气体排入抑压池时会发生复杂的水力和压力瞬变。

4.72. 关于质量和能量的排放和管理，抑压池的设计应使干井和湿井设计压力在发生设计基准事故时都不超过。在实践中应考虑到以下几点：

- (a) 干井和抑压池之间的排气流区域的大小应可限制下泄时的最大压力；
- (b) 抑压池中的水量应足以冷凝在设计基准事故期间排放的所有蒸汽（例如，在冷却剂丧失事故工况下），并可从反应堆吸收足够长的时间内的衰变和潜热，直到正常，紧急或备用的衰变热排出系统能够恢复热平衡为止。

4.73. 干井和湿井的设计及连接特征应能通过分析和试验可靠地确定水力响应和负载响应。

4.74. 在设计中应确定和考虑在不同的电厂状态下抑压池的水力响应和施加在抑压池上的负载。

4.75. 抑压池系统的结构设计应确保水池以及整个安全壳和其他相关系统在所有电厂状态下，包括所有假想事故工况下都能正常运行。

4.76. 抑压池系统的设计应使蒸汽和气体在假想事故工况下从干井到湿井的路径是通过湿井水池中的浸没通风口。

4.77. 干井和湿井之间旁通浸没通风管道的任何泄漏都应最小化，并应在设计中加以考虑。

4.78. 使用抑压池系统中储水用于其他功能不应损害其主要功能的性能，即在发生事故的情况下提供控制干井中压力的手段。

4.79. 干井的设计应能承受，或应受到保护（例如通过自动真空截止阀），使其免受喷淋系统运行时蒸汽冷凝引起干阱过低压力的影响，无论是有意还是无意。

安全壳散热系统

4.80. 安全壳散热系统应设计成从安全壳中散热，并将热量传递到冷却链或直接传递到最终热阱（如大气、海洋、河流）。

4.81. 穿过安全壳壁的管道应被视为安全壳的扩展，并应符合结构完整性和密封性规范，这些规范应与应用于安全壳结构本身的规范相类似。

在事故工况下以再循环模式运行的系统

4.82. 在需要运行泵的任何事故工况下，再循环泵应具有最小和足够的净泵吸头。在计算最小净泵吸力时应考虑到过滤器表面可能积聚的碎屑。

4.83. 抽吸设备的设计应尽量减少空化现象，并防止可能堵塞或损坏再循环系统的异物（如绝热材料）进入。

4.84. 为避开地坑滤网或过滤器堵塞，在设计管道，部件绝缘和地坑滤网或过滤器本身时应特别小心。此外，还应考虑地坑或抑压池的水化学和温度所确定的化学效应，以及金属成分的腐蚀或侵蚀及其与碎片的相互作用。安全壳内使用的材料（如隔热材料、油漆）也应仔细考虑。设计应避免这些材料的某些组合导致地坑滤网或过滤器处产生更大的堵塞：见第 4.195—4.202 段。

4.85. 关于堆芯冷却，应考虑旁通地坑筛网或过滤器的碎片对燃料组件中流动通道堵塞的可能性的影响。

4.86. 穿过安全壳壁的管道应配备安全壳隔离设备和外部再循环隔离泄漏的必要装置，以隔离外部再循环回路中的泄漏，从而保持足够的冷却水装量。非隔离泄漏（例如安全壳贯穿件和隔离阀之间的泄漏）应通过设计（例如通过提供保护管）加以防止。

非能动特征的安全壳散热系统

4.87. 对于带有钢壳的安全壳，在事故工况下安全壳中排放的热量可以通过钢壳非能动地去除。还需要一个二级外部结构，该结构设计成通过为空气提供自然循环通道（烟囱效应）来排出热量。

4.88. 还可以通过在安全壳的内壁上安装多个热交换器从安全壳中排出热量，所述热交换器通过自然循环将热传递到安全壳外部至非能动冷却冷凝器。

4.89. 在采用非能动安全壳冷却的情况下应考虑以下方面：

- (a) 设计应确保冷却表面的面积足以排出安全壳内产生的热量，并冷却安全壳内的大气和结构。传热系数应保守地确定；
- (b) 应确保安全壳内和外部散热器的必要自然循环，以满足所有相关的电厂状态和场址评价中确定的任何需要这种非能动传导的环境条件（如大气温度、湿度）；
- (c) 对于所有电厂状态，都应考虑在外部条件下冻结的可能性；
- (d) 应进行全面的分析，以确定和消除可能的有害影响和故障模式，从而获得对满足安全功能的高水平置信度。

控制和限制放射性排放

4.90. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 55，安全壳及其相关系统的设计必须满足防止和限制为不同核电厂状态规定的放射性排放的目标。

4.91. 应通过可信的针对相应电厂状态的设计安排证明遵守了相关放射性排放限值。证明应使用适用的电厂状态类别的模式和分析规则进行。

4.92. 减少辐射照射和放射性排放所需的设计安排应考虑到每个电厂状态所特有的不同的源项（就放射性排放的大小、放射性核素的同位素组成及其物理化学形式而言）。

4.93. 对于设计基准事故和设计扩展工况，应对安全壳的潜在放射性排放进行评定，从而确定安全壳密封方面的任何潜在薄弱环节，并确定消除任何此类薄弱环节的方法。

安全壳源项

4.94. 为了设计总体安全壳性能，特别是放射性核素管理措施，应针对要考虑的各种事故工况，估算假设从安全壳中排放的放射性核素数量和同位素组成（即源项）。

4.95. 对于设计基准事故，应通过对堆芯和安全系统的预期性能进行保守分析来估算源项。相关参数的初始条件（例如清单的初始条件系统中的放射性核素和泄漏率）应以核电厂运行的运行限值和运行状态的较不利值为基础。

4.96. 应考虑到最新的知识（例如，已知某些油漆可促进有机碘的生产），评价安全壳中放射性核素的物理化学形式的预期演变。

4.97. 一旦碘被安全壳内的水池捕获，如果未保持适当的 pH 条件，它可能在中长期再次挥发。因此，应评定在事故期间可能改变水池 pH 值的所有条件，如有必要，应提供保持水池 pH 值为碱性的方法。

安全壳的密封性

4.98. 安全壳及其相关系统的设计应尽量减少泄漏，并尽可能避免形成未过滤的环境泄漏路径。

4.99. 限制向环境排放放射性物质的一个有效方法是在整个核电厂运行期间将泄漏率保持在保守的规定限值之下⁸。泄漏率应足够小，以确保满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 55 所述的目标。

4.100. 在设计阶段，应将目标泄漏率设定为远低于安全限值泄漏率限值（即远低于在评定事故工况下可能产生的放射性排放时假设的泄漏率）。应建立这一裕度，以减少在设计阶段或建造阶段进行的意外修改可能导致实际泄漏率接近安全限值泄漏率限值的可能性。

⁸ 在国家中应用的这种限值的示例是，对于具有钢衬里的钢容器或混凝土容器，在设计压力下，自由气体和蒸汽的所含质量每天的总泄漏量为 0.25—0.5%，对于没有钢衬里的预应力混凝土容器，每天的总泄漏量为 1.0—1.5%。

4.101. 如第 4.4 (f) 段指出, 为了限制泄漏路径的数量, 应优化安全壳壁的贯穿件数量。贯穿件的外部延伸部应至少安装在密封厂房中直到第一个隔离阀, 在放射性排放发生之前收集和过滤任何泄漏。

4.102. 应规定隔离设备、气闸和贯穿件的泄漏率, 同时考虑到它们对安全和安全壳整体密封性的重要性。

4.103. 设计应包括适当的隔离设备, 以确保在发生事故时安全壳的隔离, 如第 4.154—4.166 段指出。

二次密封厂房

4.104. 核电厂的一些设计包括一个二次密封厂房, 该厂房是一种将一次安全壳完全或部分包容在二次密封物内的布置。在这种设计中, 二次密封的目的不是在安全壳故障时替代安全壳的功能, 而是允许潜在地从安全壳收集泄漏物, 并允许通过烟囱过滤排放物。当实现这样的设计选项时, 二次密封结构也可以被设计为安全壳的屏蔽结构。

4.105. 当提供二次密封厂房时, 应尽可能防止直接泄漏(即从安全壳直接向外部的泄漏路径)。

4.106. 当采用部分二次密封厂房(即未完全密封一次安全壳的厂房)时, 应包容安全壳中更容易泄漏的区域(如贯穿区域)。

4.107. 应为控制直接泄漏和二次密封包容的密封性设定标准。应通过试验定期核实是否符合这些标准。

4.108. 与二次密封厂房相关的系统应设计成收集, 过滤和排放在事故工况下从一次安全壳泄漏的含有放射性物质的气体, 并将泄漏的液体泵回一次安全壳。

4.109. 为了最大限度地提高二次密封厂房的效率, 应提供和设计过滤通风系统, 以便在设计基准事故中保持负压。对于设计扩展工况, 如果不能在密封空间中达到和保持负压, 则在计算放射性后果时应考虑到由此产生的未过滤的环境泄漏。

4.110. 在正常运行中, 密封空间应保持负压, 以便能够监控二次密封厂房的密封性。

安全壳旁通

- 4.111. 当一次冷却剂和任何伴随的裂变产物未经处理逃逸到外部大气时，就发生了安全壳旁通事件。
- 4.112. 应采取适当的设计安排，以证明涉及安全壳旁通并导致早期放射性排放或大量放射性排放的工况实际上已消除。
- 4.113. 安全壳外循环高度污染液体或气体的任何管道应设计成在事故工况下密封。负载和加工条件应得到适当考虑和组合。
- 4.114. 应规定打开安全壳的条件（如设备舱门、燃料输送管），并应足以防止活性排放到安全壳大气中的事故发生。或者，安全壳应能够快速关闭。
- 4.115. 应尽可能通过将系统重新定位在安全壳中或通过增加低压系统的设计压力来防止失水事故接口系统中的可能路径。对于冷却剂丧失事故接口系统中任何存在的可能路径，应实施可靠的安排，以防止或阻止安全壳外部泄漏。
- 4.116. 在压水堆中，蒸汽发生器管破裂被认为是可能导致放射性排放的潜在安全壳旁通事件。应实施预防性设计特征，以确保此类事件的发生频率较低。电厂的设计应快速隔离受影响的蒸汽发生器，以最大限度地减少放射性排放，且不应超过为相关电厂状态规定的排放限值。
- 4.117. 许多安全壳设计包括直接或通过热交换器从安全壳内的收集点再循环水的系统，用于再注入反应堆容器或用于在事故工况下喷淋或排热系统的长期运行。这些再循环系统的部分可位于安全壳外部，因此增加了从安全壳外部的泵，阀或热交换器排放放射性物质的可能。如果采用这类设计，则应作出如此安排：(i) 尽量减少这种泄漏对环境造成的任何不受控制的放射性排放；(ii) 定期检测各部件的密封性；(iii) 用经鉴定的方法检测和隔离意外泄漏。

降低安全壳大气中放射性物质

概述

4.118. 作为纵深防御概念的应用，除了为确保安全壳的密封性而采取的措施外，还应采取措施减少安全壳大气中放射性物质的装量。

4.119. 一般而言，一个系统不足以降低气态放射性物质的浓度，应采用多个系统。对冷反应堆（现有设计和新设计）中降低气态放射性物质的方法如下：

- (a) 表面沉积；
- (b) 安全壳喷淋系统；
- (c) 抑压池；
- (d) 通风和通风系统。

4.120. 降低气态放射性物质浓度的有源系统应能在核电厂正常运行期间处于待机模式时可进行试验。

表面沉积

4.121. 安全壳及其内部部件提供了去除气态放射性物质的第一种机制，因为它们提供用于沉积的大表面积。安全壳结构具备的附着性和吸附系数应保守地建立在关于放射性核素在表面沉积的最佳可得知识的基础上。安全壳的表面及其内部结构应能尽可能可去污。

安全壳喷淋系统

4.122. 在控制放射性排放方面，安全壳喷淋系统的目的是通过从安全壳大气中除去气态放射性物质并将其滞留在安全壳地坑或抑压池的水中来减少气态放射性物质的量。这有助于限制安全壳泄漏到大气层所造成的放射性后果。

4.123. 安全壳喷淋系统设计中应考虑的重要参数包括喷淋覆盖率、喷淋液滴尺寸、液滴停留时间和喷淋介质的化学组成。此外，还应注意以下建议：

- (a) 通常应向喷淋水中添加化学品，以增强从大气中清除放射性核素的能力。放射性碘特别重要，因为它可能对个人剂量产生影响。添加化学品

的系统应设计成最大限度地溶解放射性碘，并保持贮槽或抑压池化学性质，使放射性碘不会在事故发生后长期从溶液中排放出来；

- (b) 在事故发生后的短期和长期内，添加到喷淋水中的任何化学品对于安全壳中的材料都应是无腐蚀性的。腐蚀不仅可能降低重要结构部件的强度，损害安全系统的运行，而且可能产生可燃气体或其他不希望有的物质。

抑压池

4.124. 水池或水箱，安全壳大气层通过水池或水箱鼓泡以进行蒸汽冷凝，应被视为清除放射性物质的一种有价值的手段。然而，在评价这种方法的效率时应谨慎，因为他取决于水和蒸汽的热力学工况。例如，水的过冷度和随后的蒸汽冷凝效率对抑压池的洗涤效率具有显著的影响。

通风和通风系统

4.125. 凡使用通风系统清洁废气，以减少事故工况下的职业照射和公众照射，过滤器的设计和维护应避免过滤器在使用前因意外而产生污染物超载。

4.126. 如有必要，通风系统应配备设备（如过滤器前的湿气分离器和预热器），以防止温度降至空气过滤器进口处的露点以下。

4.127. 碘过滤器中吸收材料的效率应酌情在模拟事故工况下进行的实验室试验中加以证明。应作出安排定期对过滤系统进行现场试验。

4.128. 通风系统常常用于收集，过滤和排放二次密封厂房的空气，在事故工况下，由于安全壳的泄漏，空气可能被气态放射性物质污染。对于这种情况适用第 4.154—4.166 段中的建议。

4.129. 如果安装了安全壳通风系统，该系统的设计应尽量减少对环境的放射性排放。系统设计可以包括过滤系统，例如沙子、多管洗涤器系统、高效微粒空气或木炭过滤器，或这些的组合。如果排放的气流在水池中洗涤，则可能不需要高效的颗粒状空气、沙子或木炭过滤器。

4.130. 惰性气体不能过滤掉，但应考虑使用系统来推迟它们的排放，直到发生进一步的放射性衰变。

可燃气体的管理

4.131. 第 4.132—4.150 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 58 提出了建议。

可燃气体的产生

4.132. 可燃气体的可能排放来源以及对安全壳和缓解此事故相关系统的威胁，使得有必要针对不同的电厂状态确定此类气体造成的相关事故工况。

4.133. 可燃气体的来源应考虑到以下现象：

- (a) 堆芯水的放射性分解；
- (b) 地坑水或抑压池水的放射性分解；
- (c) 堆芯部件和反应堆压力容器内部构件的金属—水反应；
- (d) 与安全壳中的材料发生化学反应；
- (e) 一回路冷却剂中溶解氢的排放；
- (f) 从控制一回路冷却剂化学成分氢罐的排放；
- (g) 熔融堆芯与混凝土之间的相互作用，产生氢和一氧化碳。

4.134. 对于设计基准事故和设计扩展工况，应计算可燃气体的生成量和生成体积与时间的函数。应考虑到各种气体产生机制的不确定性，为每种机制使用适当的裕度。对于堆芯熔化的设计扩展工况，与产氢相关的不确定性与下列现象相关：高温下部分损坏的堆芯淹没，堆芯退化的后期，熔融堆芯材料在反应堆压力容器的下封头中坍塌到残留水中以及熔融堆芯材料与混凝土之间的长期相互作用。

4.135. 应评价气体燃烧对安全壳和缓解相关事故工况所需系统的可能影响。应尽可能防止或限制这种影响，或在无法缓解这些影响的情况下实际消除发生燃烧的工况。

堆芯熔化设计扩展工况下可燃气体的威胁

4.136. 对安全壳的威胁取决于反应堆技术和设计，但通常是由大量不凝性气体产生的高压和热负载以及可燃气体的各种燃烧状态引起的。这两个原因都应予以考虑且应评定其对安全壳和缓解这种状况所必需的系统的影响。

4.137. 即使可以证明不满足气体混合物可燃性的工况（例如，在低氢浓度、高蒸汽浓度或低氧浓度的情况下），由于不凝性气体引起的超压仍然是需要考虑的。例如，对于惰性气体安全壳，由于在正常运行中存在惰性气体和没有氧气，氢燃烧的概率较低；对于这种类型的安全壳，主要威胁是由于在小体积内大量生产不凝性气体而引起的快速超压。

4.138. 应考虑燃烧（静压负载、动压负载和热负载）对安全壳的整体和局部影响，以及为缓解堆芯熔化设计扩展工况影响所需的安全特性。

4.139. 设计可燃气体管理所需各种手段的性能和效率的一般办法应以气体浓度限值为基础，同时考虑到下列建议：

- (a) 当可燃性工况超过时（例如，干燥空气中的氢浓度大于 4% 体积），应假设氢燃烧；
- (b) 只要没有达到火焰加速现象和高动态压力负载的工况，就应使用在慢火焰区计算的所有氢气燃烧的绝热一等容完全燃烧压力曲线来确定整体和局部压力边界负载；
- (c) 在可能积聚氢的地区，应尽可能防止可能导致爆燃向爆轰转变或爆轰的火焰加速现象的工况。对于可能达到这种工况的地区，应进行详细的分析和计算，以证明爆轰、爆燃向爆轰的过渡或快速燃烧状态不会对安全壳或其相关系统的结构完整性构成挑战；
- (d) 为了达到安全壳内的安全工况，去除可燃气体设备的性能和效率应设计成降低此气体在安全壳自由容积中的平均浓度，即在干燥空气中低于气体可燃限值（例如，氢气低于 4%）。

4.140. 计算和分析应包括气体生成，气体生成时间历史和气体浓度分布，以评定各种燃烧状态发生的可能性：慢火焰状态下的燃烧，具有火焰加速的快速燃烧状态，或爆燃到爆震过渡状态。

4.141. 应理解当蒸汽浓度降低时氢气燃烧的威胁，安全壳排热系统的运行应予以考虑。

4.142. 在评价燃烧威胁时，还应考虑到安全壳中可燃气体的泄漏和排放。

缓解氢燃烧和防止氢燃烧对安全壳完整性挑战的措施

4.143. 应采取各种措施，如材料的选择，安全壳内的自由空间、拆除、运输、均化和通风，以最大限度地减少氢的产生、缓解氢的燃烧，并切实消除可能对安全壳完整性构成挑战的燃烧状态。

4.144. 当需要采取措施限制和除去氢时，在堆芯熔化的设计扩展工况下限制氢浓度所需的手段应设计成独立于设计基准事故所需的手段。第 4.143 段指出措施的性能和效率，应设计成确保遵守第 4.139 段指出浓度限值。此外，这些措施的性能和布置应使安全壳完整性和密封性保持在安全论证限值内。

排出

4.145. 应提供足够数量的非能动方式（例如氢复合器）和能动方式（例如点火器）。考虑其在降低可燃气体浓度的效率，这些非能动和能动装置应适当地分布在安全壳内，（例如在排放区域、安全壳内部隔间之间预期对流流动路径、穹顶区域以及安全壳周边，以及安全壳中不同高度处的）。

4.146. 氢复合器或点火器的数量和位置应根据对可燃气体分布的充分详细分析来确定。

4.147. 布置的安排应使热负载（由于燃烧火焰或来自氢复合器的热废气）不能损坏缓解和监控堆芯熔化事故所需的任何安全壳衬里（或安全壳钢壳）、安全壳贯穿件，或部件和电缆。

均质化

4.148. 该设计应包括能动方式（例如，合格的可燃气体混合物中运行的喷淋和搅混风扇），或应促进整个安全壳的自然循环，以通过确保有足够的开口来加强隔间内和隔间之间大气的氢均化，并尽可能防止死角区。

惰性化

4.149. 避免燃烧的一种可能的方法是在反应堆运行期间在安全壳内保持惰性气体（通常是氮气）。这种方法主要适用于小型安全壳。

4.150. 应防止氧进入惰性气体安全壳，例如通过在安全壳中维持过压，通过限制减压或通过提供额外的氮气供应来防止氧进入惰性气体安全壳。

安全壳的机械特点

4.151. 安全壳的机械特点包括最外层屏障的机械部件和该屏障的延伸部分的机械部件（即管道、阀门、导管和贯穿件）。与安全壳结构一起，这些特点共同形成安全壳的边界。

4.152. 安全壳及其延伸部分的机械特点的密封性标准应与事故工况的放射学分析中使用的假设相一致。

管道和导管系统安全壳隔离安排

4.153. 第 4.154—4.166 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 56 提出了建议。

4.154. 每一条非闭环⁹的安全壳管线贯穿，且 (a) 在正常运行期间或事故工况下直接与反应堆冷却剂连通；或 (b) 在正常运行期间或事故工况下直接与安全壳大气连通的每条管线应串联设置两个隔离阀。每个阀门应该常闭，或者应该有自动关闭的安排。如果管线直接与反应堆冷却剂或安全壳大气连通，安全壳内应设置一个阀门，安全壳外应设置一个阀门。每一个阀门都应该被可靠和独立地驱动。隔离阀应尽可能靠近安全壳。

4.155. 接近安全壳内部或外部的回路在每次贯穿时至少应有一个安全壳外部的隔离阀。此阀应为自动阀、常闭阀或者遥控阀¹⁰。如果闭环的故障被假设为假想始发事件或假想始发事件的结果，则本建议将适用于闭环的每条管线。

⁹ “闭环”是贯穿安全壳的管道或导管系统，其被设计成在安全壳内部或外部，或在运行状态和事故工况下在安全壳内部和外部形成闭合回路。

¹⁰ “自动阀”是一种阀或阻尼器，它可以由保护系统或其他仪器仪表和控制来驱动，而无需运行人员或过程介质本身的动作。例如，某些类型的止回阀被认为是自动阀。“常闭阀”是指在能动管理控制下关闭的阀（例如被锁定，关闭或连续监视以显示阀处于关闭位置），但出于监视、试验或取样等特定目的而间歇打开的阀除外。“遥控阀门”是一种阀门或阻尼器，运行人员可以从控制室，有时也可以从辅助控制点启动。

4.156. 接近安全壳边界内外的回路应位于安全壳外部，至少有一个隔离阀、一个自动阀、一个常闭阀或遥控阀，并在每次贯穿时尽可能靠近安全壳。

4.157. 贯穿安全壳的小型死端仪器仪表管路应在安全壳外部至少有一个隔离阀。

4.158. 仪器仪表管路关闭（即不与大气连通）时不需要安全壳隔离阀，条件是管路的设计要能承受需要密封的事故工况。这些管线出现的房间应配备过滤一通风系统，以维持低于大气压的压力。这些房间及其内的设备应设计成能够承受由于这些管路可能泄漏而引起的温度和湿度的升高。

4.159. 事故工况下所需的安全壳自动隔离阀，不应妨碍缓解这些事故所需的系统实现其预期功能。

4.160. 应为贯穿安全壳的密封系统和管道隔离部分提供超压保护，以防止在事故工况下可能因安全壳大气内温度升高而过压。

4.161. 安全壳的延伸部分应设计和建造成至少相当于安全壳本身的性能水平。

4.162. 对于特定的运行状态（例如安全壳打开或安全壳被禁止自动隔离的工况），应评定安全风险，并在必要时实施临时安排，以确保安全壳隔离功能能够及时完成。

4.163. 应特别考虑以下系统的安全壳隔离特征，这些系统可能会旁通安全壳：

- (a) 设计用于在事故工况下从堆芯排出热量的系统，从堆芯碎片或安全壳中将放射性物质运出安全壳的系统；
- (b) 能够在事故工况下将气态放射性物质从安全壳大气输运到安全壳外部的系统（例如，在一些设计中用于混合安全壳内的大气以防止氢点火的系统）；
- (c) 支持系统或辅助系统（安全壳内）在发生泄漏时，具有高活度的流体可被排放到安全壳外（在一些设计中，设备冷却水系统、安全壳地坑净化系统或取样系统）。

4.164. 在正常运行中连接到一回路的系统（即一回路过滤系统，或在某些设计中连接到化学和容积控制系统）和连接到安全壳大气的系统，当它们不是安全所必需时，应在事故工况下自动隔离。

隔离阀

4.165. 为了实现限制安全壳外任何放射性排放的目标，隔离设备的设计应具有规定的密封性和关闭时间。

4.166. 泄漏试验的设计安排（例如喷嘴、仪器仪表试验管路）应使每个隔离阀都能进行试验。

贯穿件

4.167. 第 4.168 段和第 4.169 段就如何满足 GSR Part 2[1]第 6.21 段的要求提出了建议。

4.168. 安全壳贯穿件应设计成至少能承受与安全壳相同的负载和负载组合。

4.169. 安全壳贯穿件应具备可达性，以便在密封性试验中检测单一贯穿件的泄漏。

管道贯穿件

4.170. 在包括隔离阀在内的管道贯穿件的机械设计中，应考虑来自管道系统的负载以及来自安全壳的负载。

电气贯穿件

4.171. 电力电缆和仪器仪表电缆穿过安全壳的贯穿件应是密封的。确保这些贯穿件密封性的方法应基于以下几点：

- (a) 压力玻璃贯穿件：压力玻璃设计包括埋入法兰连接安全壳的加压玻璃盘中的螺柱。电缆连接到柱螺栓，柱螺栓在玻璃盘的两侧延伸并为电力提供连续性。玻璃可确保螺柱之间的电气隔离，并用作密封。设计应包括法兰上的双密封件，以确保总体的密封性。这些贯穿件应是可拆卸的，并可在设计压力下单一试验密封性；

- (b) 加压和连续压力监控贯穿件：对于加压贯穿件，加压通常应高于事故工况下安全壳内可能发生的内压，以便可连续试验密封性。无论如何，压力不应低于安全壳泄漏率试验中使用的压力。在贯穿件设计中，应评定和考虑温度升高对贯穿件内流体设计压力的影响；
- (c) 注入密封贯穿件：这种类型的贯穿件应可在整体泄漏试验中试验。

4.172. 应优先考虑安全壳单一试验每个贯穿件的电气贯穿件设计。

4.173. 在选择电气贯穿件材料时，应考虑电缆产生的热量。所用材料应耐热、不易燃。使用密封注入的贯穿件至少应该是阻燃的。

气闸、门及设备闸门

4.174. 第 4.175—4.180 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 57 的建议。

4.175. 供人员或设备进入安全壳（安全壳气闸）的贯穿件应为连锁密封闸，以确保至少一个门在反应堆运行期间以及在事故工况下关闭。此外，这种贯穿件的设计应能防止工作人员在核电厂的运行状态中受到任何不适当的辐射照射。

4.176. 两个密封闸门的设计应能承受与安全壳相同的电厂工况。外门不需要考虑局部瞬态内部影响，例如暴露于氢气燃烧引起的明火中。

4.177. 两个密封闸门之间的隔室的尺寸应允许必要的维护设备和足够的人员通过，以避免在电厂停堆和维护期间过于频繁地打开气闸。

4.178. 密封门的内门应为压力密封型。每个门上应设置双密封，并应安排对门和密封间隙的密封性进行试验。如果使用充气密封件应提供低压报警。

4.179. 设备闸门是安全壳中常闭的大开口。它们通常设计有螺栓法兰，通过软弹性体密封确保其密封性。在设计设备闸门时应考虑压力和温度效应引起的负载和变形。

4.180. 安全壳开口（即贯穿件、气闸和设备闸门）通常应关闭。除非因运行原因而有需要，并应迅速而可靠地关闭，以符合所确定的事故工况的工程标准。在打开设备闸门之前应规定并满足允许打开设备闸门的工况。

材料

混凝土

4.181. 混凝土的质量和性能特征（强度、密度和孔隙率）应与其用途相一致。安全壳结构所用混凝土的质量应相应提高，与安全壳的安全功能相一致。设计考虑将取决于安全壳的概念。例如，预应力混凝土安全壳可以提供结构支撑和密封性，而钢筋混凝土安全壳结构提供结构支撑，但依靠钢衬里来实现密封性。

4.182. 混凝土应设计为具备应对事故工况产生的负载（压力负载和热负载）和环境条件（热、湿和辐射）的能力。这将对混凝土在强度和密封性方面带来严格的要求。

4.183. 混凝土规范还应确保采取措施，避免可能导致老化效应的材料脆弱性（如氯化物侵蚀、碱骨料反应、钙矾石形成延迟）。

4.184. 所有电气贯穿件、设备闸门等大贯穿件以及与底座的连接均应使用具有适当刚度，热膨胀和抗压缩性的混凝土。

4.185. 在无钢衬里密封的预应力安全壳中，混凝土即使在事故工况下也应保持受压状态。应使用长期有限蠕变或收缩并具有低孔隙率的混凝土材料。在设计中，应评价和考虑安全壳预应力筋在设备使用寿命期可能出现的预应力损失。

4.186. 套管-混凝土界面的设计应避免通过界面的直接路径，从而最大限度地减少泄漏。

4.187. 设计和建造过程应能防止裂缝或高渗漏区的发展。

4.188. 在选择和设计混凝土类型时应评价老化效应，并应制定一个监控老化效应随时间变化的计划：见 SSG-48[18]和 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 31。

金属材料

4.189. 用于安全壳及其相关系统的金属材料，包括焊材，应具有高质量；使用符合国家安全标准的合格认证材料。

4.190. 在选择金属材料时，应考虑以下因素：

- (a) 热负载和机械负载；
- (b) 化学相互作用，包括与安全壳喷淋系统所用化学品的相互作用；
- (c) 对老化影响的敏感性；
- (d) 抗脆性断裂；
- (e) 耐腐蚀性。

4.191. 与水或蒸汽接触时有可能产生氢的金属材料，如锌和铝，不应在安全壳内使用。如果这类材料对设计至关重要则应限制其使用，并应分析产氢的影响。

软密封材料

4.192. 软密封材料通常用于多重密封应用中，例如用于通风阀的密封或空气锁的可充气密封。虽然这些材料在正常情况下具有很高安全壳的密封性，但它们在事故工况下的行为应得到适当证明。对软密封材料的潜在破坏性影响包括由于高温和辐照引起的脆化和开裂，由于湿气和蒸汽引起的溶解，以及由于温度波动引起的膨胀或收缩。应特别考虑保护这些材料免受氢燃烧和累积放射性气溶胶的直接影响。在极端条件下，这种材料可能退化到其机械性能改变的程度。

4.193. 应评价软密封材料的预期寿命和影响其性能的老化机制，并应确定适当的更换间隔。密封部件的设计应便于视察和更换。

覆盖、衬垫、隔热和涂层材料

4.194. 第 4.195—4.202 段就满足 GSR Part 2[1]第 6.30 段的要求提出了建议。

4.195. 覆盖、衬垫、隔热和涂层材料性能恶化时，不应承担任何安全功能。它们应安装和固定，以防止其松动和可能堵塞筛网和阀门。

4.196. 特别是用于隔离安全壳内的管道和储罐的材料应选择和设计成：

- (a) 尽量减少可能在安全壳底板上积聚并堵塞地坑滤网或直通过滤器或损坏再循环泵的碎片的产生；

- (b) 确保在有需要时容易去污；
- (c) 避免引起火灾危害；
- (d) 尽量减少在电厂启动时加热这些材料时有毒气体的排放。

4.197. 应评价高能管道断裂时产生并输入地坑的碎片数量，过滤器表面的尺寸应相应确定，以避免影响为缓解事故后果所需的泵的正常运行。

4.198. 应安装过滤器的清洁系统，考虑可能堵塞过滤器的较大不确定性的碎片类型和数量。

4.199. 如果应用有机衬里来增加安全壳的密封性，则应选择良好的粘合性和低的空气（气体）渗透性的有机衬里，并在承受热负载和压力负载以及安全壳中的环境条件下不丧失其安全功能（例如，有机材料应具有良好的跨越裂纹的能力和热老化后抗起泡的能力）。应为管理这些有机衬里的老化包括维护和监视进行安排。

4.200. 应选择油漆和涂层材料，以免造成火灾危害，并避免地坑堵塞。

4.201. 在选择涂料和涂层材料时，应考虑这些材料中使用的溶剂溶解在地坑的影响（如对碘挥发性的影响）。

4.202. 应评价影响覆盖、衬垫、隔热和涂层材料的老化机制，并应确定适当的更换间隔。

仪器仪表

4.203. 第 4.204—4.241 段就满足 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 59 提出了建议。

4.204. 应为下列目的提供适当的仪器仪表：

- (a) 监控安全壳的稳定性；
- (b) 监控偏离正常运行工况；
- (c) 定期试验；
- (d) 监控相关系统的可用性；
- (e) 触发系统的自动运行；
- (f) 事故后监控。

4.205. 仪器仪表的不同用途可导致对不同防御水平的相同参数进行测量。应考虑为不同目的共用传感器的后果，以便在不同的纵深防御层次之间保持充分的独立性。应尽可能执行下列建议：

- (a) 应为系统的自动启动和电厂的事故监控提供独立的传感器；
- (b) 应为反应堆自动停堆系统和为加强防止堆芯熔化事故而实施的安全系统（包括其备用系统）的运行提供单一的传感器；
- (c) 应提供不同的专用传感器，为缓解堆芯熔化事故。

4.206. 仪器仪表应具备抗震能力和应对不同环境条件的能力，这些条件在仪器仪表运行之前或运行期间可能普遍存在。

4.207. 设备鉴定的试验顺序应符合国际公认的惯例。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-39 号《核电厂仪器仪表和控制系统的的设计》[22]提供了更详细的建议。

监控安全壳的稳定性

4.208. 安全壳结构或安全壳墙的变形（径向、竖直或周向）或移动应在安全壳的整个寿期受到监控（例如，厂房沉降和差异沉降的监控）。

4.209. 对于预应力混凝土墙体，应提供检测预应力损失的手段。应确定混凝土的压缩和刚度参数（如杨氏模量），并通过声学测量等手段进行核实。还应测量混凝土不连续面的温度，以帮助解释耐压试验的结果。

4.210. 监控安全壳稳定性和变形随时间变化的测量值应记录下来，以显示趋势。

4.211. 应在适当位置（例如安全壳底板和适当楼层）安装适当的地震测量仪器仪表。

检测偏离正常运行的情况

4.212. 安全壳内应装有适当的仪器仪表，以便及早发现偏离正常运行的情况，包括：

- (a) 放射性物质泄漏；
- (b) 异常放射性水平；

- (c) 高能泄漏；
- (d) 一次冷却剂泄漏；
- (e) 火灾；
- (f) 部件故障。

4.213. 检测偏离发展所需的仪器仪表灵敏度和测量范围应通过适当的分析方法估算。

4.214. 为了充分检测不同的异常工况，可以通过单一的仪器仪表或仪器仪表组合来提供信息。第 4.215—4.229 段说明了通常监控的参数。

安全壳大气温度

4.215. 需要监控安全壳大气温度，以视察其是否在正常运行规定的范围内，如下所示：

- (a) 应安装足够数量的温度传感器来测量安全壳大气温度；
- (b) 来自安全壳空气冷却器的测量可用于估计安全壳内的温度。

4.216. 应记录安全壳大气温度的测量结果以显示趋势。

安全壳压力

4.217. 应建立对安全壳压力的监控，以视察压力是否在为正常运行规定的范围内（压力的微小变化可由气动阀的运行，安全壳温度的变化或诸如压缩空气或氮气的流体泄漏引起）。

4.218. 对于二次密封厂房或双层的安全壳，应建立对二次密封厂房内或环形空间¹¹内的压力的监控，以视察压力是否在为正常运行规定的范围内（应保持小的负压）。

4.219. 安全壳压力的测量结果应予以记录以显示趋势。

¹¹ “环形空间”表示两层安全壳之间的自由体积。

安全壳大气气体组成

4.220. 安全壳大气的气体成分应在可能存在高浓度可燃气体的地方进行监控。

不同位置的湿度

4.221. 湿度是监控工作状态中泄漏的一个非常重要的因素。以下参数可用作测量湿度的基础：

- (a) 安全壳大气露点温度；
- (b) 电参数，如传感器的阻抗或电阻；
- (c) 安全壳空气冷却器中的冷凝液量。

4.222. 应记录测量结果以显示趋势。

排水贮存箱及地坑的水位

4.223. 每个安全系统的排水储罐和地坑以及每个空气冷却器的冷凝水收集器应配备水位指示器。

放射性水平和放射性测量

4.224. 应测量安全壳内不同位置的放射性水平，以保护工作人员的辐射，并及早发现任何异常工况。

4.225. 应测量安全壳大气和水中（排水、贮存和贮水池）的放射性水平，作为检测泄漏的补充手段。

可见异常

4.226. 安全壳内应安装视频监控系統，以检测可能发生泄漏或其他故障或人员难以进入的相关位置（如反应堆冷却剂泵、设备闸门、人员气闸、反应堆水池）的异常工况。

4.227. 如有必要，应使用移动摄像机。

噪声和振动

4.228. 应考虑测量和分析来自安全壳的音频信号，以检测异常工况（例如，使用频谱分析和傅立叶变换分析声学噪声信号）。

火灾

4.229. 在可能有火灾危害的每个隔间内应安装烟雾和火焰探测器，作为及早发现火灾的附加手段。

安全壳泄漏率的定期试验

4.230. 安全壳内应装有用于进行定期泄漏试验的适当仪器仪表。温度、压力和湿度以及流量的测量应结合起来，以便定期计算安全壳大气的质量和估计泄漏率。对于钢安全壳，还应测量钢壳的温度，详情见第 5 部分。

监控系统的可用性

4.231. 应使用适当的仪器仪表监控用于质量和能量排放和管理，放射性排放控制和可燃气体管理的系统的可用性。

4.232. 应通过以下方式核实系统的可用性：

- (a) 连续监控安全重要主参数，并在主控室中显示（建议对关键安全参数采用单一集成监视器）；
- (b) 根据需要定期进行试验和视察；
- (c) 对于质量和能量排放和管理系统、监控阀门的位置、运行状态中部件的状态和流量；
- (d) 放射性物质管理系统，隔离阀、气闸、门位置监控，充气式气锁密封件的的压力，以及这些系统运作所需的不同水箱的水位。

系统自动运行的触发

4.233. 如果质量和能量或放射性物质大量排放到安全壳内，需要考虑不同类型的信息，以确保对安全壳内排放的质量和能量，放射性物质和可燃气体进行全面和有效的管理。这一管理过程应自动触发，或可由运行人员启动，条件是运行人员有足够的时间采取行动。

4.234. 通过监控各种参数获得的信息应能提供证据，证明安全壳内发生了大量能量排放或放射性物质的大量排放。根据反应堆技术或设计，以下因素可能是相关的：

- (a) 安全壳内高压；
- (b) 安全壳大气高放射性水平；
- (c) 反应堆冷却剂系统低压；
- (d) 反应堆冷却剂系统过冷裕度小（用于压水堆）；
- (e) 反应堆压力容器低水位。

4.235. 除了要求对安全壳内排放的质量和能量，气体和放射性物质进行全面有效管理的条件外，还有其他一些事件，对于这些事件，仅需单一隔离受影响的管线，以限制放射性物质从安全壳排放到环境中¹²。隔离设备的启动工况应根据适当参数的值得出，例如：

- (a) 放射性水平和气态放射性污染水平；
- (b) 受影响系统的压力变化；
- (c) 受影响系统的温度变化；
- (d) 受影响系统的水位。

事故和事故后监控

4.236. 为了在发生事故时确定电厂的状态和管理事故，主控室和应急设施中应提供适当的仪器仪表显示器和记录，以便人员诊断情况并实施应急运行程序或严重事故管理导则中规定的行动。此类仪器仪表提供的信息应包括以下内容：

- (a) 安全壳内的条件和气体组成（安全壳压力和温度、放射性水平、气态放射性水平、蒸汽、氧气或氢气浓度（如相关））；

¹² 这样的事件可以是发生在穿过安全壳并携带放射性物质的管道的安全壳外部的断裂，或者是两个相关系统之间的界面的断裂（例如部件冷却水系统的热交换器管的断裂），其导致放射性物质从安全壳内部的系统排放到外部的系统。

- (b) 加工参数，用于视察所需的安全措施是否正在进行中，并显示设计扩展工况下所需安全系统的运行和安全特性（例如流速、储罐和地坑中的水位、系统中的运行压力）；
- (c) 指示安全壳密封性降低或丧失可能性的工艺参数（例如安全壳隔离阀的位置、设备闸门和门的状态、安全壳压力、周围厂房中的气态放射性活度）；
- (d) 用于执行应急程序或严重事故管理导则中规定的运行加工参数（用于控制压力并将安全壳内的条件保持在规定限值以下的加工参数）；
- (e) 及时评定放射性后果和协助就保护公众的长期行动（场外应急措施）作出决定的资料。用于评定放射性后果的仪器仪表可包括以下设备：
 - (i) 安全壳和周围厂房中气态放射性活度的剂量率监控仪器仪表和探测器；
 - (ii) 用于监控安全壳地坑水条件（例如温度、pH）的传感器；
 - (iii) 烟囱和安全壳通风管道中惰性气体，放射性碘和气溶胶的放射性监控器；
 - (iv) 安全壳通风阀门的位置指示器。

4.237. 应提供专用仪器仪表，使主控室人员能够启动必要的长期行动，以维护发生堆芯熔化事故时的安全壳完整性。此类仪器仪表应提供相关以下过程参数的信息：

- (a) 启动反应堆冷却剂系统快速降压（堆芯熔化前）和确定降压阀开启位置的参数；
- (b) 用于确认反应堆坑淹没（对于容器内策略）或容器外滞留结构的淹没（对于容器外滞留策略）的参数；
- (c) 熔融堆芯定位参数（用于容器外滞留策略）；
- (d) 启动和确认安全壳喷淋运行的参数；
- (e) 启动和确认安全壳散热系统运行的参数；
- (f) 启动安全壳排气的参数（如果相关）；
- (g) 氢风险管理参数。

4.238. 安全壳内应设置监控或取样系统，以便能够评定可燃气体爆炸的风险。系统的设计应考虑以下因素：

- (a) 可燃气体的可能来源，例如包壳材料与水之间的相互作用，或熔融堆芯与混凝土之间的相互作用，或由于辐射分解而产生的可燃气体；
- (b) 氧气和惰性气体的存在或不存在；
- (c) 惰性气体和气溶胶的存在；
- (d) 氢复合装置，以及装置的类型（非能动或能动）；
- (e) 安全壳气氛的充分混合以避免局部氢积聚。

4.239. 监控可以通过直接气体浓度测量或采样来实现。另一种方法是通过温度测量来评定复合体的复合活性。

4.240. 在设计中应安排在适当位置对安全壳大气和地坑水进行取样。取样设备应符合预期的安全壳工况，并应加以安装，以避免在其破裂时出现安全壳旁通。取样设备的设计应确保运行这些装置的工作人员不超过职业照射的剂量限值。

4.241. 将放射性物质运输到安全壳外部的监控或取样管线应被视为安全壳的延伸部分，并应遵守与安全壳结构本身所适用的结构完整性和密封性规范。

5. 试验和视察

5.1. 为了证明安全壳及其相关系统满足设计和安全要求，在建造、调试和运行期间应根据经过证实的规范和标准并考虑基础建议进行试验和视察。还应考虑原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.6 号《核电厂的维护、监视和在役检查》[23]提出的建议。

5.2. 第 5.3—5.30 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 29 的建议。

建造期间的视察

5.3. 应在建造的不同阶段进行视察，以确保符合设计和建造规范。应跟踪和报告缺陷，偏离标准和不符合项。应在建造期间进行视察的结构、系统和部件的典型示例如下：

- (a) 垂直钢束锚固区；

- (b) 底板钢筋安装及混凝土工作；
- (c) 水平钢束锚固区；
- (d) 钢束套管布置；
- (e) 衬板工作；
- (f) 大开口周围的钢筋布置。

5.4. 建造和视察应由合格人员进行。

调试试验

5.5. 安全壳及其相关系统的调试试验应在反应堆首次临界之前进行，以证明安全壳结构的完整性，确定安全壳的泄漏率，并确认系统和设备的性能。

结构完整性试验

5.6. 应进行压力试验以证明安全壳的结构完整性，相关系统的密封和保持压力边界的完整性。

5.7. 压力试验应在至少为设计压力的确定压力下进行，并应考虑到所用材料的适用规范。试验温度不应接近金属材料的韧脆转变温度。

安全壳的整体泄漏率试验

5.8. 应进行整体泄漏率试验，以证明安全壳的泄漏率不超过规定的最大泄漏率。（在切实可行的范围内）试验应在部件的可覆盖事故工况的代表工况下进行，以证明在这种事故工况下不会超过规定的泄漏率。

5.9. 为了确定未来在役泄漏试验的参考点，调试期间执行的泄漏率试验应在一个或多个试验压力下进行，该试验压力应与为在役泄漏试验选择的压力一致，符合以下建议：

- (a) 如果要在低于设计压力的压力下进行在役试验，则应在选定用于在用泄漏试验的压力与正设计压力之间的压力下进行调试期间的泄漏率试验；

(b) 如果要在设计压力下进行在役试验，安全壳调试期间的泄漏率试验应在该压力下进行。

5.10. 在选择试验压力时，应考虑到在计算的整个压力范围内，需要可靠地验证在整个装置运行寿期的安全分析中假设的泄漏率。有两种验证方法，如下：

(a) 绝对法：可通过测量压力下降或干燥空气质量作为时间的函数来验证泄漏率。在该方法中，安全壳大气的温度和压力，外部大气的温度和压力以及安全壳大气的湿度应连续测量并计入评价中。所采用的方法应确保安全壳大气的温度和湿度均匀；

(b) 参考容器法：参考容器法根据安全壳大气和参考容器大气之间的压差确定空气质量。压力差由压力计确定，压力计的一个支腿对加压（和泄漏）安全壳开放，而另一个支腿连接到放置在整个安全壳内的密封加压管道系统。假设参考容器温度和安全壳温度相等。

5.11. 设计中应考虑初始试验和定期试验的需要，并应确定试验过程中可能损坏的所有部件。设计中应包括对安全壳进行加压和减压的必要手段和适当的试验仪器仪表。

5.12. 安全壳中应提供适当的仪器仪表。为了确定安全壳不同区域的代表性大气条件，应永久或在必要时适当放置和安装该仪器仪表。

5.13. 对于双层安全壳，确定从安全壳到环境的直接泄漏率（即，如果泄漏的水或气体没有在内安全壳壁和外安全壳壁之间的环形空间中收集）的一种方法是通过计算。该计算应确定 (a) 由内部安全壳的泄漏试验确定的安全壳的总泄漏率（这包括从主安全壳流入环形空间和从主安全壳流入大气）；和 (b) 在环形空间的通风停止后从主安全壳壁到环形空间的泄漏率之间的差值（这通常通过在环形空间的泄漏试验期间减去从环形空间的排气孔流出的正常流量来计算）。

隔离设备、气闸和贯穿件的局部泄漏率试验

5.14. 应进行局部泄漏率试验，以确定每个隔离设备，气闸和贯穿件的基线泄漏测量值。以下部件是安全壳包络最敏感的部分，应特别注意：

(a) 对安全壳大气开放的系统隔离设备；

- (b) 贯穿安全壳流体系统管路中的隔离设备；
- (c) 具有弹性或充气密封和膨胀波纹管的贯穿件，如：

- 人员气闸；
- 设备气闸；
- 设备闸门；
- 燃料输送管；
- 用螺栓密封的备用贯穿件；
- 具有弹性密封件的电气贯穿件；
- 在与安全壳的连接中带有柔性膨胀波纹管的管道贯穿件。

5.15. 设计应允许对隔离设备、气闸、贯穿件和安全壳延伸部分进行泄漏率试验。

5.16. 设计应通过提供接进贯穿件孔的通道并结合必要的连接和隔离阀来便于局部试验。

5.17. 为了能够更精确地测量泄漏率并改进泄漏阀的检测，应提供对单一阀进行试验的能力。

安全壳内设备和布线的功能试验

5.18. 应进行试验，以核实相关系统的性能符合设计规范，除非试验会对安全产生不利影响。

5.19. 应对相关系统的所有电缆进行试验，以证明没有偏离设计，并且所有连接均符合设计。

在役试验和视察

5.20. 应定期进行在役整体漏泄率和局部漏泄率试验和视察，以证明相关系统在电厂整个运行寿期持续满足设计和安全要求。

5.21. 应规定在役试验的试验方法和间隔，以反映相关项目对安全的重要性。在设计试验方法和确定试验频率时，应考虑到各个系统和整个系统的必要性能和可靠性水平。

5.22. 应对安全壳压力和密封性进行调试和在役试验提供适当的特征，并在结构设计中考虑相关负载。

5.23. GS-G-3.5[9]提供了在役检查的一般指导。

结构完整性试验

5.24. 应定期进行结构试验，以证明安全壳持续符合设计要求。试验压力应与调试试验相同，并符合适用的设计规范的要求。在设计中，应注意试验产生的附加应力，并在建立试验压力时防止试验对安全壳产生过大应力。在任何结构完整性试验期间都应包括泄漏试验。在一些国家，用钢束监控替代对无粘结预应力混凝土安全壳的压力试验，尽管如此，仍需进行泄漏试验。

安全壳边界的整体泄漏率试验

5.25. 设计应提供泄漏率的定期在役试验能力，以核实安全分析中假设的泄漏率在电厂整个运行寿期保持不变。在用泄漏率试验可在以下任一项进行：

- (a) 可通过安全分析中考虑的事故工况下压力测量的泄漏率充分精确地外推到某压力下的泄漏率；
- (b) 安全壳设计压力。

5.26. 还有一些方法可用于在电厂运行期间提供整体安全壳泄漏率的连续估计，并排出事故工况下安全壳泄漏率的近似值。这种方法通常基于电厂正常运行期间安全壳压力或质量平衡的变化。在某些情况下，使用这些方法，加上在停堆期间加强局部漏泄率试验，就有理由减少整体泄漏率试验的频率。

5.27. 在有抑压池的安全壳中，为了确保池的旁通速率与安全分析中考虑的值一致，应提供定期评定可能导致池旁通任何泄漏的特征。

目视视察

5.28. 目视视察对于监控和检测老化效应以及对于检测裂纹和监控裂纹的发展非常重要。目视视察可强化结构监控和仪器仪表测量的结果。

5.29. 在技术上可行的情况下,设计应安排对安全壳结构(包括预应力混凝土安全壳的预应力钢束)、贯穿件和隔离设备进行全面的目视视察。

5.30. 应结合第 5.24 段和第 5.25 段中规定的每项试验进行安全壳目视视察。应采用目视视察技术,该技术特别适合于检测对泄漏和结构完整性有重要影响的裂纹和其他缺陷的类型和大小。

附 录

早期设计的电厂标准

A.1. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 1.3 段指出：

“将本安全要求出版物的所有要求适用于已经在运行或在建的核电厂可能不可行。此外，修改监管机构已经批准的设计可能是不可行的。在对这些设计进行安全分析时，预计将与现行标准进行比较，例如作为电厂定期安全评审的一部分，以确定是否可以通过合理可行的安全改进措施进一步加强电厂的安全运行。”

A.2. 这意味着，应系统地评定现有电厂适应其最初设计基准中未考虑到事故工况的能力，以进一步提高目前的安全水平，特别是安全壳及其相关系统的总体效率。

A.3. 现有电厂的大部分安全壳和相关系统是为设计基准事故（如冷却剂大量损失事故）而设计的，没有考虑到发生更严重事故的可能性。然而，安全评定表明，最初在设计中采用的保守确定性方法已使其能够承受比最初在现有电厂的设计基准中包含工况更严重的工况。

A.4. 应根据一套设计扩展工况进行评定，并对其后果进行分析，以便通过实现以下目标进一步改善核电厂的安全：

- (a) 提高电厂的能力，以抵御比设计基准中所考虑的更具挑战性的事件、工况和危害；
- (b) 在合理可行的情况下尽量减少对人类和环境有害的放射性排放。

A.5. 虽然要评定的设计扩展工况取决于反应堆技术和设计，但所选的一组设计扩展工况应系统地包括堆芯熔化工况，可能导致安全壳完整性丧失的现象和超出初始设计基准的外部事件。

A.6. 对可能的后装设备进行评定时应采用综合办法，考虑已安装设备，非永久性设备和应急安排对保护公众安全所作的贡献。

A.7. 评定的目的应是以正当的信心证明相关设备可用于履行预期职能。如果没有陡边效应仍然是合理的，则评定可以使用现实的模式和假设，以及与设计基准事故不同的验收标准。

A.8. 可通过应用确定性方法、概率方法或两者的组合来执行对结构或机械设备稳健性的评定。

A.9. 在评定结构和部件的密封性、完整性或可运行性时，应考虑到负载和结构或部件响应中存在合理的不确定性。

A.10. 防止早期放射性排放或在短期内采取行动的后装措施不应依赖于场外移动设备的使用。

A.11. 虽然使用永久性设备以避免大量放射性排放是可取的（就新的电厂而言），但在电厂具有适当连接特征的情况下，在使用非永久性设备方面采取更灵活办法可能是可以接受的。

A.12. 应根据最新的方法以及气象和地质数据重新评价设计基准中涉及的所有自然灾害。不仅要考虑设计基准可能对安全壳产生的影响，其效应的影响也应予以评价。应评价安全壳及其相关系统在超出原设计基准条件的事故工况下的设计，以了解它们在新的工况下是否能够以足够的裕度履行其功能。

A.13. 避免需要长期保护行动的放射性排放所需的结构和部件的抵抗力，应针对超过设计考虑的严重性的自然灾害进行评价。

A.14. 关于安全壳完整性面临的挑战，应实现以下目标：

- (a) 应确定导致直接安全壳加热的工况，并可靠地加以防止；
- (b) 应查明蒸汽爆炸的可能性，并评价这种爆炸的影响；
- (c) 在各电厂状态下，应采用不同的和多样的方法来控制安全壳内的压力累积；
- (d) 在不同的电厂状态下，应采用多种方法从安全壳中排出热量；
- (e) 如果安全壳通风系统对于超出原始设计基准的某些事件是必需的，则该系统应足够可靠和稳健，以承受危害（如地震）和事故工况下的负载，并承受安全壳通风管道运行时存在的动态和静态压力负载；
- (f) 应实施特定的安全特性和系统，以确保熔融堆芯的冷却和稳定。

A.15. 关于放射性排放的控制，应做到以下几点：

- (a) 贯穿安全壳的所有管道都应隔离，除非属于缓解事故工况所需系统的管道；
- (b) 在发生堆芯熔化的事故时安全壳应尽可能保持密封；
- (c) 在事故工况下，应采取不同的措施减少安全壳大气中放射性物质的数量；
- (d) 应确定意外安全壳旁通的机理和潜在路径，并评价其后果；
- (e) 如果安全壳大气需要通风，则应该能够可靠地关闭安全壳通风管道；
- (f) 对于发生严重事故时的预期排放（如安全壳排气），应考虑在向环境排放之前提供高效过滤器过滤。

A.16. 关于可燃气体的管理，应评价各种氢气燃烧的风险，并在必要时实施适当的安排，以防止氢气燃烧对安全壳完整性提出挑战，并控制安全壳内可燃气体的浓度。

A.17. 关于仪器仪表，应实现以下目标：

- (a) 应评价仪器仪表的可运行性，可靠性和充分性（例如测量范围、环境合格性和电源），以确保运行人员在不同电厂状态下获得安全壳状态的基本和可靠信息；
- (b) 安全壳应配备测量和监控仪器仪表，对堆芯熔化事故的发展和对安全壳完整性的威胁提供充分信息，以使运行人员能够根据“严重事故管理标准”采取必要行动。任何用于监控严重事故进展的新仪器仪表都应通过堆芯熔化的相关事故工况的鉴定。

A.18. 关于非永久性设备，应实现以下目标：

- (a) 对于电厂预定能力无法缓解的事件后果所必需的非永久设备应贮存和保护，以确保在必要时及时提供这些设备，同时考虑到外部事件（如洪水、损坏的道路）可能造成的可达限制；
- (b) 依靠非永久性设备可能是正当的，当证明避免安全壳故障的应对时间足够长，可以利用这些设备。

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《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）。
- [3] 国际原子能机构《核电厂燃料装卸和贮存系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.4 号，国际原子能机构，维也纳（2003 年）。（修订版编写中）
- [4] 国际原子能机构《乏燃料的贮存》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-15 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。（修订版编写中）
- [5] 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）。
- [6] 国际原子能机构《国际原子能机构核电厂设计安全要求适用的考虑》，国际原子能机构《技术文件》第 1791 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [7] 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）。
- [8] 国际原子能机构《设施和活动管理系统的适用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [9] 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）。
- [10] 国际原子能机构《关于核材料和核设施实物保护的核安保建议》（《情况通报》第 INFCIRC/225/Revision 5）号，国际原子能机构《核安保丛书》第 13 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。

- [11] 国际原子能机构《核电厂设计中的内部火灾和爆炸防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.7 号，国际原子能机构，维也纳（2004 年）。（修订版编写中）
- [12] 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）。
- [13] 国际原子能机构《核电厂抗震设计和鉴定》，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）。（修订版编写中）
- [14] 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）。
- [15] 美国机械工程师学会《压力容器建造规则》，《美国机械工程师学会锅炉与压力容器标准》，美国机械工程师学会，纽约（2013 年），第 3 节，第一部分。
- [16] 法国核岛设备设计和建造规则协会《压水堆核岛机械设备设计和建造规则（RCC-M 2012）》，法国核岛设备设计和建造规则协会，巴黎（2012 年）
- [17] 日本机械工程师学会《核电厂发电设施规范：核电厂设计和建造规则》，日本机械工程师学会，东京（2009 年）（日文）。
- [18] 国际原子能机构《核电厂的老化管理和长期运行计划的制定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-48 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [19] 国际原子能机构《核电厂的辐射防护设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.13 号，国际原子能机构，维也纳（2005 年）。
- [20] 国际原子能机构、国际劳工组织，《职业辐射防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。

- [21] 国际原子能机构《核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-47 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [22] 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）。
- [23] 国际原子能机构《核电厂维护、监视和在役检查》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.6 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。

参与起草和审订人员

Asfaw, K.	国际原子能机构
Azarian, G.	顾问（法国）
Barbaud, J.	法国电力公司
Bettle, J.	美国核管制委员会
Fukazawa, M.	日本核监管局
Gasparini, M.	顾问（意大利）
Koski, S.	芬兰工业部
Poulat, B.	国际原子能机构
Sairanen, R.	芬兰辐射与核安全局
Shaw, P.	国际原子能机构
Takii, T.	日本通用日立核能公司
Tarallo, F.	法国辐射防护与核安全研究所
Tardivel, J.P.	法国辐射防护与核安全研究所
Titus, B.	美国核管制委员会
Toth, C.	国际原子能机构
Uhrig, E.	德国阿海珐
Yllera, J.	国际原子能机构

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