

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核电厂辅助和支持系统 的设计

特定安全导则

第 SSG-62 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，国际原子能机构授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。

核电厂辅助和支持系统的设计

国际原子能机构成员国

阿富汗	格鲁吉亚	挪威
阿尔巴尼亚	德国	阿曼
阿尔及利亚	加纳	巴基斯坦
安哥拉	希腊	帕劳
安提瓜和巴布达	格林纳达	巴拿马
阿根廷	危地马拉	巴巴亚新几内亚
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-62 号

核电厂辅助和支持系统的设计

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

Publishing Section

International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre

PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

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

© 国际原子能机构，2024 年
国际原子能机构印刷
2024 年 6 月·奥地利

核电厂辅助和支持系统的设计

国际原子能机构，奥地利，2024 年 6 月

STI/PUB/1885

ISBN 978-92-0-525623-8（简装书：碱性纸）

978-92-0-525423-4（pdf 格式）

EPUB 978-92-0-525523-1

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險的安全标准”。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險，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共同目的。安全措施和安保措施的制订和执行必须统筹兼顾，以便安保措施不损害安全，以及安全措施不损害安保。

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



图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

原子能机构安全标准的适用

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准的制定过程

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

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

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

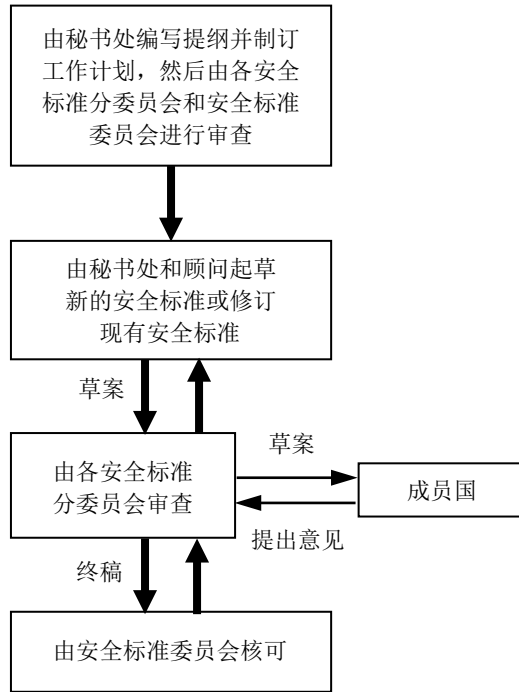


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

与其他国际组织的合作关系

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

文本的解释

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

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

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

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

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1, 1.2).....	1
目的 (1.3).....	1
范围 (1.4-1.7).....	1
结构 (1.8).....	2
2. 概述	2
辅助和支持系统的定义和功能 (2.1-2.4).....	2
辅助和支持系统的范围 (2.5, 2.6).....	4
安全功能 (2.7).....	5
3. 通用设计要求 (3.1)	5
设计目标 (3.2-3.7).....	5
设计基准 (3.8-3.79).....	6
4. 详细设计要求 (4.1-4.4)	17
通信系统 (4.5-4.24).....	18
热量传输系统 (4.25-4.44).....	21
加工和事故后取样系统 (4.45-4.72).....	24
加工辐射监控系统 (4.73-4.93).....	28
压缩空气系统 (4.94-4.107).....	30
供暖、通风和空调系统 (4.108-4.170).....	32
照明和应急照明系统 (4.108-4.170).....	42
起重设备 (4.171-4.179).....	43
放射性废物和放射性流出物处理和控制系统 (4.199-4.232).....	45
应急电源和可替代电源的支持系统 (4.233-4.267).....	51
其他系统 (4.268-4.289).....	57
参考文献	61
参与起草和审订的人员	65

1. 引言

背景

1.1. 本“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]相关核电厂辅助和支持系统设计的要求提出了建议。

1.2. 核电厂辅助和支持系统是指那些提供电力、服务气体、服务用水、压缩空气、通风与空调系统、通信手段，升降物项手段以及燃料和润滑剂的系统。所有这些系统对核电厂的运行和安全都很重要。这些系统的可靠性都应与该系统安全的重要性相适应。

目的

1.3. 本“安全导则”的目的是向设计人员、营运组织、监管机构和技术支持团队提供关于辅助和支持系统设计的建议，以满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 对这些系统规定的要求。

范围

1.4. 本“安全导则”为压水堆、沸水堆或加压重水堆核电厂的辅助和支持系统的设计提供了建议。

1.5. 本“安全导则”考虑的辅助和支持系统的清单列于第 2.5 段和第 2.6 段。但本“安全导则”的范围并不包含这些系统特定设备的详细设计，例如热交换器。

1.6. 本“安全导则”所提供的建议主要针对新的核电厂。对于按早期标准设计的核电厂，建议在对这些设计进行安全评定时，与现行标准进行比较（例如，作为核电厂定期安全评审的一部分），以确定核电厂的安全运行是否可以通过合理可行的安全改造进一步加以提高（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 1.3 段）。

1.7. 本“安全导则”使用的术语应理解为原子能机构《安全术语》[2]定义和解释。

结构

1.8. 第 2 部分给出了辅助和支持系统的定义，并描述了它们的功能和范围；第 3 部分描述了核电厂辅助和支持系统的通用设计概念和常用设计建议；第 4 部分就特定辅助和支持系统的特定设计考虑提供了建议。

2. 概述

辅助和支持系统的定义和功能

2.1. 核电厂主要由以下系统构成：反应堆堆芯、反应堆冷却剂系统、安全壳结构和安全壳系统，以及与之相关的安全系统和安全设施（见 SSR-2/1 (Rev.1)[1]要求 43—58。其余系统则被认为是辅助系统（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 59—82）。

2.2. 图 1 显示了定义辅助系统的渐进方法。正如其所定义的一样，辅助系统是保障核电厂运行的系统，其本身没有主要功能，但它必须向其他系统，包括主要系统提供可用性并保障其执行功能。

2.3. 或者，辅助系统可以是核电厂的运行提供服务的系统（例如，通信系统、压缩空气系统）。即辅助系统应该提供“基本服务”，以维持安全系统的可运行性所必需的资源。

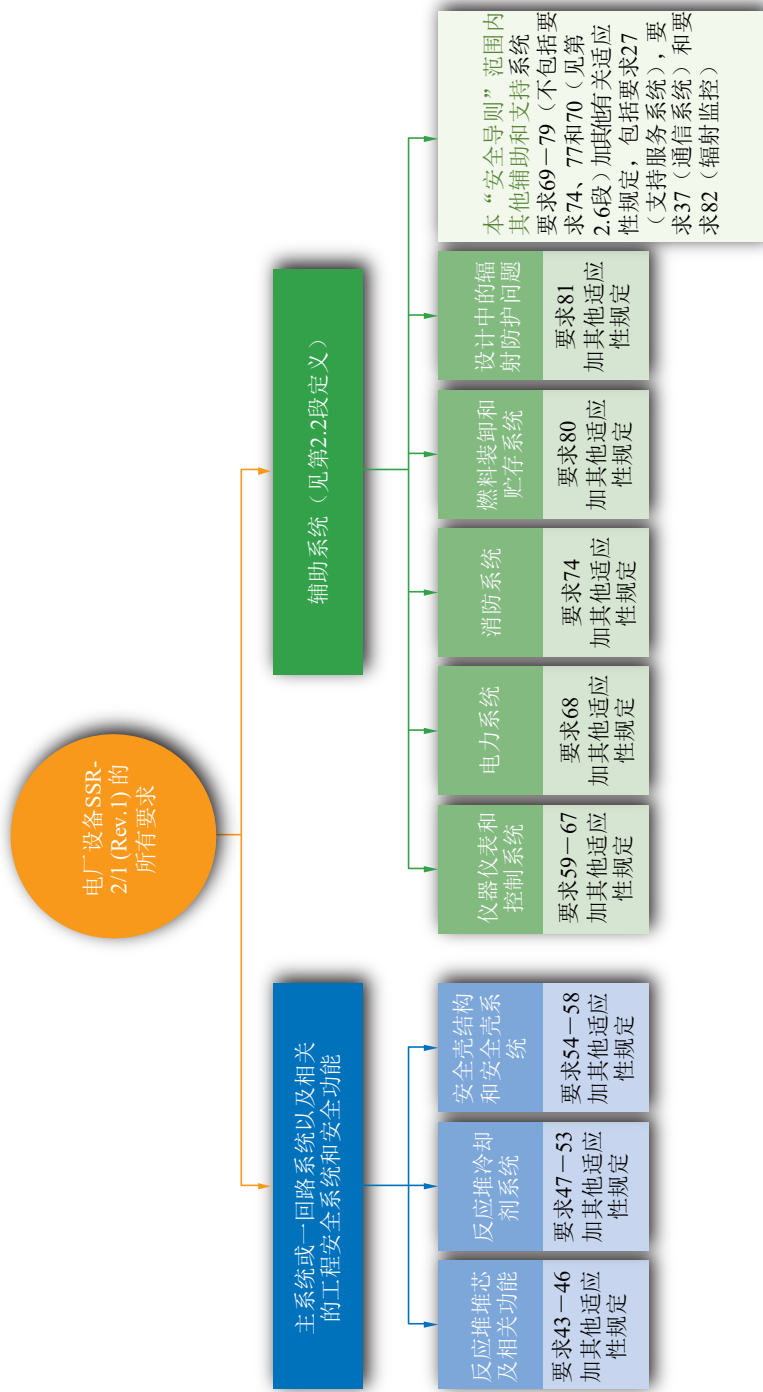


图.1. 本“安全导则”范围内的辅助系统和支持系统。

它们应能向安全重要系统提供支撑资源。这些支撑资源包括电、水、压缩空气、空调或燃料和润滑剂。

2.4. 在本“安全导则”，术语“支持系统”用于描述那些支持安全功能的辅助系统。

辅助和支持系统的范围

2.5. 本“安全导则”涉及的辅助和支持系统，如第 2.2 段所定义。不包括在其他安全导则中涉及（或有意涉及）的系统：

- (a) 余热排出的热量传输系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 70）。该系统在原子能机构《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》[3]进行了详细的论述；
- (b) 消防系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 74）。该系统在原子能机构《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》[4]进行了详细论述；
- (c) 蒸汽供应系统和给水系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 77）在 SSG-56[3]进行了详细论述；
- (d) 辐射防护系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 81）。该系统在原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.13 号《核电厂辐射防护设计》[5]进行了详细论述。

2.6. 根据第 2.2 段和第 2.5 段，并根据 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求，本“安全导则”考虑的辅助和支持系统如下：

- (a) 通信系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 37）；
- (b) SSG-56[3]未考虑的热量传输系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 70）；
- (c) 加工和事故后取样系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 71）；
- (d) 加工辐射监控系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 82）；
- (e) 压缩空气系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 72）；
- (f) 空调和通风系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 73）；
- (g) 照明和应急照明系统（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 75）；
- (h) 吊车设备（SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 76）；

- (i) 放射性废物以及放射性流出物的处理和控制系统 (SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 78 和 79)；
- (j) 应急电源和备用电源的支持系统 (SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 68)；
- (k) SSR-2/1 (Rev.1) [1] 未明确指出但 (取决于核电厂的设计) 通常被视为辅助系统或支持系统的其他系统，例如：
 - (i) 设备及地面排水系统；
 - (ii) 除盐水存储及相关系统。

安全功能

2.7. 辅助和支持系统通常对实现安全功能，有着直接或间接的贡献，例如，确保基本服务（例如电力、气动或液压的电源供应或润滑），为安全系统或者设计扩展工况的安全技术特点提供支持功能。与特定辅助和支持系统相关联的安全功能在第 4 部分中描述。

3. 通用设计要求

3.1. 本部分给出了辅助和支持系统的设计建议，在本“安全导则”，这些建议是通用并适用于所有水冷堆，旨在满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 对辅助和支持系统的要求。特别是关于辅助和支持系统性能的要求 69，其中规定：

“辅助和支持系统的设计，应确保这些系统的性能与所服务的核电厂系统或部件，在安全重要性上保持一致。”

设计目标

3.2. 辅助和支持系统的设计应有助于实现 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 4 所描述的基本安全功能。为确保做到这一点，所必需的特定措施将取决于核电厂的系统、反应堆类型、运行工况和场址条件。

3.3. 辅助和支持系统的设计应做到：(a) 统筹处理安全和安保问题；(b) 既不能让安全措施损害核安保，也不能让核安保措施损害安全。核安保措施应符合原子能机构《核安保丛书》第 20 号[6]确定的目标和基本要素，以及原子能机构《核安保丛书》第 13 号[7]提出的建议。

3.4. 辅助和支持系统或这类系统部件的安全级别应在适当考虑下列因素的情况下确定：

- (a) 其所支持的系统或部件的安全级别；
- (b) 其所支持的系统或部件应执行的安全功能，而为实现该功能，辅助和支持系统或部件的运行是必要的；
- (c) 辅助和支持系统故障的后果。

3.5. 每个提供某种基本服务的系统，应该在容量、自持性¹、可用率、稳健性和可靠性上，与相关的安全功能及其所支持系统的最大必要需求相对应，并具有适当的裕度。

3.6. 对于依靠浮力、重力或其他储蓄能源来执行安全功能并且含有较少活动部件的核电厂来说，可能只需对辅助和支持系统进行较少安全功能分级就能支持安全功能的执行。

3.7. 安全功能的性能不仅取决于确保其实现的主要系统的可靠性，而且还取决于支持主要系统所必需的辅助和支持系统，在执行这一功能时的可靠性。因此，辅助和支持系统的可靠性和设计要求应与所支持系统的可靠性相适应。所以，辅助和支持系统的设计应与它们所支持的主要系统设计一样，需要进行同等级设计评定。此外，SSR-2/1 (Rev.1) [1]关于结构、系统和部件的设计基准，应根据实际情况应用于辅助和支持系统的结构、系统和部件设计。

设计基准

概述

3.8. 对辅助和支持系统的安全级结构、系统和部件进行安全级别的设计基准应包括与正常运行相关的任何工况，预计运行事件和事故工况（设计基准事故和设计扩展工况），此时，辅助和支持系统的运行是必须的。

3.9. 应对所有设计工况和设计负载进行计算，同时，应根据实际情况，考虑每个相关电厂状态或危害工况所确定的包络情况。

¹ “自持运行时间”是指一个系统能够连续自主运行的时间段（例如，当其他系统不可用时）。

3.10. 辅助和支持系统的结构、系统和部件的性能需求应来自受支持系统的必须确保的安全功能要求。

3.11. 应为每一个结构、系统和部件确定设计基准，并应考虑到下列各项内容（见第 3.12—3.79 段）：

- (a) 由该结构、系统或部件执行的安全功能；
- (b) 该结构、系统或部件所必须承受的假想始发事件；
- (c) 该结构、系统或部件所必须承受的负载和负载组合；
- (d) 对内部危害防护；
- (e) 对外部危害防护；
- (f) 设计限值和验收标准（适用于结构、系统或部件的设计）；
- (g) 可靠性；
- (h) 为防范不同纵深防御等级的系统和系统之间出现共因故障的技术规定；
- (i) 安全分级；
- (j) 产品鉴定所考虑的环境条件；
- (k) 设计规范和标准；
- (l) 总体布置方面的考虑；
- (m) 接口考虑因素；
- (n) 多堆核电厂的考虑因素（如适用）；
- (o) 概率安全评定在设计中的应用。

安全功能

3.12. 辅助或支持系统要完成的安全功能，以及每个安全重要相关的部件安全功能的贡献，为了正确地进行安全分级，应以充分的详细程度进行描述。

假想始发事件

3.13. 电厂的设计应使辅助和支持系统的故障不会导致假想始发事件的发生。如果预计系统的故障会导致假想始发事件的发生，则设计应包括必要的

措施以缓解该事件的影响，同时应考虑该辅助或支持系统的故障对其他电厂系统的影响效应。

内部危害

3.14. 第 3.15—3.17 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 17，特别是第 5.16 段关于内部危害的要求提出了建议。

3.15. 应考虑的内部危害是指那些可能危及辅助或支持系统结构、系统或部件功能的源生于内部的危害。下文提供了通常考虑的典型内部危害清单以供指导，当然，必要时应对该清单进行补充，以包括对辅助或支持系统结构、系统和部件的特定设计危害：

- (a) 高能管道破裂；
- (b) 重物坠落；
- (c) 内部飞射物；
- (d) 火灾和爆炸；
- (e) 水淹；
- (f) 电磁干扰。

3.16. 应对总体布置和设计进行规定，以保护辅助和支持系统的结构、系统和部件免受第 3.7 段考虑的内部危害的影响。例如，在相关情况下，应为下列事项作出规定：

- (a) 辅助和支持系统的结构、系统和部件应受到保护，避免高能破坏（内部爆炸、内部飞射物、管道甩击、喷射、重物坠落）的影响，否则它们的设计应能承受这种破坏产生的负载；
- (b) 冗余系统应尽可能采用屏障分隔，或者根据需要采用适当的充分分隔和防护，以防止系统丧失应执行的安全功能；
- (c) 屏障分隔、充分分隔和防护措施应足以确保系统响应不受危害的牵连影响，正如假想始发事件分析时所模拟的一样；
- (d) 单一危害不应具有成为共因故障的潜在可能性。特别是那些用来支持安全系统的系统，这些安全系统主要控制设计基准事故与设计扩展工况的安全特性（尤其是堆芯熔化事故）。

3.17. 更详细的建议请见 NS-G-1.7[4]和原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.11 号《核电厂设计中除火灾和爆炸外的内部危害防护》[8]。

外部危害

3.18. 第 3.19—3.28 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]关于外部危害的要求 17 提出了建议。

3.19. 为确保缓解事故所必需运行的系统，其所必须的辅助和支持系统的设计应能承受或者防止设计基准外部危害以及这些危害可能产生的共因故障效应的影响。这些辅助和支持系统的设计应与此类缓解系统的设计一致，并应对辅助和支持系统的功能给予适当考虑。

3.20. 任何结构、系统或部件，当其故障可能危及第 3.19 段所述辅助和支持系统的运行时，其设计应能承受或防止，相同的设计基准外部危害以及这些危害可能产生的共因故障效应。

3.21. 辅助或支持系统的任何结构、系统或部件，如果其故障可能引发事故工况，其设计应能承受或者防止设计基准外部危害以及这些危害可能产生的共因故障效应。

3.22. 对于每种外部危害，在危害期间或之后，辅助和支持系统的哪些部件的可操作性或完整性是必须保证的，应在部件的设计基准中加以识别和规定。

3.23. 使用的设计方法、设计和建造规范应提供足够的裕度，以避免在外部危害的严重程度略有增加的情况下出现陡边效应。

3.24. 对于外部危害由辅助和支持系统执行的短期动作，以及在发生事故时为满足支持系统的限值和设计标准所必需采取的短期动作，应由现场系统完成，这些现场系统就是为拟采取的短期动作准备的，且应在相应的时间内做好准备（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.17 段）。

3.25. 支持安全功能的系统的自持时间应长于场外支援到达的时间。在确定这一时间时，应该考虑到在电厂和全场能够采取各种的措施，但更应该考虑该特定外部危害可能同时对几个机组或甚至全场机组造成影响（见 SSR-

2/1 (Rev.1) [1]第 5.15B 段)。关于外部支援，必要时应考虑外部危害造成的不利条件和破坏。

3.26. 对于符合 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.21A 段要求，为防止早期或大量放射性排放而最终必需的结构、系统和部件，在进行场址危害评价时，应该要求这些结构、系统和部件，即使在超设计基准自然灾害下，仍可保持运行。这一原则应适用于为此目的而必须具备可运行性的辅助和支持系统。

3.27. 关于外部洪水，对于承载第 3.26 段所述系统的所有构筑物，或者其设计标高应高于设计基准洪水位，或者在设计中提供足够的技术措施（例如水密门）来保护这些系统，并确保其安全功能能够得到维持。

3.28. 更详细的建议载于原子能机构《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》[9]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鉴定》[10]。

事故工况

3.29. 与辅助或支持系统设计相关的事故工况是那些对辅助或支持系统所保障的安全功能具有潜在危害的工况。

3.30. 根据设计的不同，某些辅助和支持系统的故障有可能导致事故工况恶化，包括堆芯熔化的设计扩展工况。因此，应特别注意确保此类系统的高可靠性，特别是那些与场外电源丧失相关联的事故序列、冷却功能丧失或最终热阱丧失相关联的事故序列。

3.31. 在考虑多重故障导致的设计扩展工况时，应考虑那些支持安全系统的辅助和支持系统的故障，或那些支持没有显著燃料破损的设计扩展工况安全设施的辅助和支持系统的故障。

3.32. 设计需要在事故工况下运行的辅助和支持系统部分时，事故工况应作为确定容量（能力）、负载和环境条件的输入。

3.33. 关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 18—20 的更详细建议载于原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2 号《核电厂确定性安全分析》[11]。

可靠性

3.34. 第 3.35—3.47 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 17、21—26、29、30 和 68 提出了建议。

3.35. 为了使支撑安全功能的辅助和支持系统达到必要的可靠性，应考虑以下因素：

- (a) 设计和制造的安全分级和相关工程要求；
- (b) 与系统相关的设计标准（例如冗余通道的数量、抗震鉴定、环境鉴定、电力供应）；
- (c) 通过实施适当措施，如实物分隔和功能独立，防止共因故障；
- (d) 保护系统免受内部和外部危害影响的布置设计规定；
- (e) 定期试验和视察；
- (f) 维护；
- (g) 使用被设计成故障安全的设备。

应对设计基准事故的系统

3.36. 设计基准事故中需要投入的辅助或支持系统，其安全级别为 1 或 2 的功能组成部分（按原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-30 号《核电厂结构、系统和部件的安全级别》[12]所定义），无论是发生了假想始发事件导致的严重事故，还是完成这些安全功能所必需的任意安全系统或安全系统组发生了单一故障，设计上都应该能够完成其安全功能。系统因维护、试验或修复而导致的不可用率应考虑在设计之中。

3.37. 现场应急电源的设计应具有足够的容量，以便在发生设计基准事故时向用电设备提供必要的电力执行安全功能。事故工况下，辅助和支持系统以及相关设备所需的电能，应由应急电源或备用电源供电。

3.38. 在适用的情况下，应对导致支撑安全系统的辅助与支持系统的冗余部分之间的共因故障加以识别，并通过实施设计或布置设计技术措施，使冗余部分之间尽可能相互独立。

3.39. 关于在内部危害、外部危害和环境条件影响下，相关系统可靠性的建议，第 3.15—3.17 段、第 3.19—3.28 段和第 3.58—3.65 段分别予以了叙述。

无显著燃料组件损坏的设计扩展工况下的安全设施

3.40. 对于支持特定安全功能的安全系统，应对其辅助和支持系统进行可靠性分析，以确定是否需要额外的安全设施来实现这些安全功能。

3.41. 应分析冗余安全系统中的假想始发事件和共因故障可能的组合。如果后果超出了设计基准事故的限值，则应设法消除此组合的可能性或采用额外的设施以应对此类情况。这些依赖反应堆技术和设计的安全功能，为其增加的设计功能和装置应能防止共模故障的发生。

3.42. 考虑到不需要满足单一故障标准，且导致用于缓解设计基准事故的系统故障的共因故障一般不会导致相关的额外安全设施故障，第 3.36—3.39 段中的建议也能适用于无显著燃料组件损坏的设计扩展工况。

3.43. 设计扩展工况下的任何额外安全设施应由备用电源提供电力。

用以缓解堆芯熔化设计扩展工况的安全设施

3.44. 缓解堆芯熔化事故所必需的辅助和支持系统必须能够由任何可用电源系统供电，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.44B 段。

3.45. 在实际可行的情况下，应在设计中保持安全系统与缓解堆芯熔化事故后果所必需的特定安全设施之间的相互独立。特别地，辅助或支持系统不应同时服务于一个安全系统和一个应对堆芯熔化设计扩展工况的安全设施。

3.46. 考虑到不要求满足单一故障标准，且导致用于缓解设计基准事故系统故障的共因故障一般不会导致相关的额外安全设施故障，第 3.36—3.39 段中的建议也应适用于堆芯熔化的设计扩展工况。

3.47. 关于辅助和支持系统在内部危害、外部危害和环境条件影响下，相关可靠性的建议，第 3.15—3.17 段、第 3.19—3.28 段和第 3.58—3.65 段分别予以论述。

纵深防御

3.48. 第 3.49 段和第 3.50 段给出了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 7 的建议。

3.49. 为了满足给定的安全功能，辅助和支持系统应根据纵深防御理解在电厂不同的状态下运行。

3.50. 以下建议有助于在纵深防御层级之间实现相互独立：

- (a) 对于某一特定的安全功能，应识别属于不同防御层级的且为执行该安全功能所必需的物项；
- (b) 应识别(a)点所述物项之间的共因故障的薄弱点，并评价其后果。当安全功能的故障会导致不可接受的后果时，应尽可能消除共因故障的薄弱点。特别是，为缓解堆芯熔化事故后果而设计的安全设施应尽可能独立于为缓解设计基准事故后果而设计的设备；
- (c) 系统之间实现的独立性不能被用于触发动作或系统监控的仪器仪表和控制系统的共因故障薄弱点影响。

安全级别

3.51. 第 3.52—3.56 段给出了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 22 的建议。SSG-30[12]提出的建议也应予以考虑。

3.52. 辅助和支持系统的任何部分的安全级别都应与安全功能的级别相称，以持设计用于实现安全功能的系统。如果支持系统的一部分是支持不同安全级别的安全系统或安全特点，则该部分的安全级别应与具有最高安全级别的系统或部件相称。

3.53. 结构、系统或部件事故的效应应从执行安全功能和放射性排放两方面加以考虑。对于这两个因素都相关的物项，应定义达到预期可靠性所必需的安全级别和相关质量要求，并适当考虑这两个因素。对于不含放射性物质的物项，安全级别和质量要求应直接从未执行安全功能的后果中得出。

3.54. 适用于执行安全功能所必需的一个完整系统或一组系统的工程要求（例如，与独立性或应急电源相关的要求）应从分配给系统的安全级别中得出。

3.55. 应以一致的方式建立安全级别，一种安全功能所必需的所有系统（包括支持系统）应都被分配给相同的安全级别。

3.56. 关于实施 SSG-30[12]所述的安全级别：

- (a) 在发生设计基准事故时，执行或支持某个安全功能所必需的系统应指定为安全级别 1 或安全级别 2；
- (b) 在设计扩展工况、没有显著的堆芯损伤工况下，为应安全系统丧失的系统，应将其分配到安全级别 2 或安全级别 3；
- (c) 在设计扩展工况、出现堆芯熔化的工况下，执行或支持安全功能所必需的系统至少应分配到安全级别 3。

环境条件鉴定

3.57. 第 3.58—3.65 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 30 提出了建议。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-48 号《核电厂的老化管理和长期运行计划的制定》[13]提出的建议也应该在考虑之中。

3.58. 辅助和支持系统的一部分的结构、系统和部件，是安全功能组成部分，应对其在，运行前或运行期间可能出现的全部环境条件下，执行其安全功能的能力进行鉴定，或对这些结构、系统和部件进行充分地保护，使其避免受到这些环境条件的影响（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 30）。

3.59. 在事故发生前、事故期间和发生后可能出现的相关环境和地震条件，以及在电厂整个寿命期内结构、系统和部件的老化过程，都应该在环境鉴定中予以考虑（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 30）。进一步的建议见 NS-G-1.6[10]和 SSG-48[13]。

3.60. 可利用试验、分析和运行经验等方式进行产品的环境鉴定，或必要时也通过组合方式进行鉴定。

3.61. 环境鉴定应包括酌情考虑温度、压力、湿度和放射性水平等因素，并考虑到放射性气溶胶的局部积聚、振动、蒸汽冲击、水淹和与化学品的接触等。还应考虑边际和协同效应。在可能产生协同效应的情况下，材料应满足最严重效应或最严重效应组合或顺序的鉴定要求。

3.62. 如果有充分的正当性，可以使用加速老化和鉴定试验技术。

3.63. 对于受各种老化机制影响的部件，应确定其设计寿命，如有必要，还应确定其更换频率。在这类部件的鉴定过程中，样品在相关事故工况下进行试验之前，应进行老化以模拟其设计寿期末的状态。

3.64. 已用于产品鉴定试验(对所提供设备的实际试验)的部件一般不应用于后续核电厂的建造,除非能够证明试验条件和方法本身不会导致产品在安全性能上有任何不可接受的退化。

3.65. 鉴定数据和结果应作为设计文档的一部分进行记录。

规范和标准

3.66. 第 3.67—3.69 段提出了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 9 的建议。

3.67. 对于辅助和支持系统中具有安全级别的结构、系统和部件设计,应使用被广泛接受或良好证明的规范和标准。选定的规范和标准应适用于详细的设计,并应形成一套综合、全面和一致的规范和标准。如果在同一结构、系统或部件的不同方面需要使用不同的规范和标准,则应清楚地证明这些规范和标准的一致性。

3.68. 对于设计和建造,最好考虑最新版本规范和标准的使用。但是,如果有适当的正当性,可以使用其他版本。

3.69. 各个国家和国际组织都制定了规范和标准,涉及以下领域:

- (a) 机械设计;
- (b) 结构设计;
- (c) 材料的选择;
- (d) 设备和部件的制造;
- (e) 结构、系统和部件安装和制造的视察;
- (f) 电气设计;
- (g) 仪器仪表及控制系统设计;
- (h) 环境和地震鉴定;
- (i) 防火;
- (j) 屏蔽和辐射防护;
- (k) 质量保证。

布置设计考虑

3.70. 辅助和支持系统的布置设计应确保:

- (a) 布置设计的规定应涵盖建造、组装、安装、装配、调试、运行、维护、退役和拆除；
- (b) 确保开展基本工作（例如视察、维护）的必要条件（例如容易进入，充足的照明）；
- (c) 在辅助和支持系统上执行任务的工作人员的辐照保持在合理可达尽量低；
- (d) 在所有电厂工况下，与其他结构、系统和部件之间的不利影响最小化；
- (e) 对于需要就地手动操作的辅助和支持系统需提供适当的进入方式；
- (f) 确保救援人员有一个安全进入和逃生通道，包括正常和应急照明。

3.71. 在设计中应包括防止未经授权进入或干扰辅助和支持系统（包括未经授权远程进入计算机系统）的措施。

3.72. 作为一般规则，所有辅助和支持系统的设计和布置应确保在发生故障或事故时，有足够的执行所支持的安全功能。

相互作用的考虑

3.73. 辅助和支持系统相互作用可提供重要支持服务，安全级别较低的系统与安全级别较高的系统之间，应该避免相互作用，特别是安全级别较低系统故障时可能影响安全级别高的系统执行安全功能的互联，更应该避免。除非能够证明这种相互作用在安全方面是有益的。如果建立了这种相互作用，则应采取措施以便必要时将系统的基本服务与其他服务隔离。

多堆核电厂的考虑

3.74. 设计上要求，用于设计扩展工况下，为支持安全系统或支持安全设施的辅助和支持系统不能在多堆核电厂的不同机组之间共用，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 33。

3.75. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.63 段指出：“为进一步提高安全性，应在设计中考虑允许多堆核电厂各机组之间进行相互连接。”

概率安全评定在设计中的应用

3.76. 第 3.77—3.79 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]关于使用概率安全评定的要求 10 提出了建议。

3.77. 使用概率安全评定不应取代确定性安全评定的设计方法，而应作为识别安全改进和判断其有效性过程的一部分。

3.78. 概率安全评定可以补充确定性安全评定，特别是在检查和调整涉及辅助和支持系统的多重故障工况清单方面，以及为实现平衡设计在确定新增安全设施等方面具有重要的作用。在这方面，概率安全评定应被视为一种良好的评价工具，用于评价辅助和支持系统丧失的可能性，以及这种丧失对被支持系统或功能所产生的后果。当然，概率安全评定的局限性也应该考虑进去。

3.79. 作为与制造、试验和视察相关的调查以及对运行经验的评定的补充，概率安全评定应与确定性安全评定一起使用，以证明在堆芯熔化的设计扩展工况下，早期放射性排放或大量放射性排放的可能性是非常低的。这应包括考虑支持安全功能的辅助和支持系统（例如供暖通风与空调系统）相关部分的可靠性，以及通常在 2 级概率安全评定中考虑的其他方面。

4. 详细设计要求

4.1. 本部分为针对一个通用设计的辅助和支持系统，选定一个特殊示例提供建议。对于其他非通用的设计，包括依赖非能动安全设施的核电厂，系统的配置可能是不同，因此，有些建议可能并不适当，或者在解释和适应这些系统时可能需要作出一些判断和调整。

4.2. 所选示例包括 SSR-2/1 (Rev.1) [1]明确指出的所有辅助和支持系统，以及由于安全的重要性而被选中的其他辅助和支持系统。对于本部分中未包括的辅助和支持系统，可适用第 3 部分中描述的一般设计考虑。

4.3. 对于选定的示例，建议是按照下列标题提供的：

- (a) 系统或设备功能；
- (b) 特定设计基准。

4.4. 本部分中提供的建议旨在确保那些辅助和支持系统的高可靠性，这些系统用于支持安全系统或支持设计扩展工况下的安全特点。

通信系统

4.5. 第 4.6—4.24 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 37 提出了建议，其中指出：

“应在整个核电厂提供有效的通信手段，以便在正常运行状态时所有运行模式的安全运行，并在所有假想始发事件和在事故工况下可供使用。”

4.6. 通信手段通常包括以下几种：

- (a) 警报系统，设计为广播系统，可从主控室或辅助控制室发出全厂警报或机组警报。系统能提供不同类型的警报，例如火灾警报、急救警报、撤离警报和一般警报；
- (b) 用于与电厂内人员沟通的语音通信系统。该系统通常包括以下内容：
 - (i) 有线通信系统，用于主控室(或在控制室不可用时的辅助控制室)与就地控制站之间进行直接语音通信；
 - (ii) 寻呼系统，可在全厂范围内对人员进行寻呼；
 - (iii) 在噪音区域向人员发出警报的特殊方式(扩音器系统)。
- (c) 电话通信系统。这些系统包括：
 - (i) 用于一般通信的主要电话系统。该系统的容量与电厂的正常运行需要相一致；
 - (ii) 辅助电话系统，构成备用电话系统，在主电话系统不可用的情况下使用；
 - (iii) 无线系统，可以在正常和紧急情况下使用。
- (d) 场外通信系统，提供与外部组织和设施，包括应急准备和响应当局的通信联系；
- (e) 监控主要部件(如反应堆冷却剂泵、安全壳内设备控制位置)或主控室外的维护活动的视频监视系统。

系统或设备功能

4.7. 应为不同地点之间的信息流动和指令传递提供适当的通信系统，以便在核电厂的现场人员在正常运行、预计运行事件和事故工况下能够得到警告和指令。该系统还应在移动工作执行期间，为通信提供适当的手段。

4.8. 主控室应设置通讯设施，以利于电厂安全高效运行。为与核电厂内或附近地区负责管理和监督电厂运行的工作人员保持联系，应提供两个独立的系统，如下所示：

- (a) 扬声器系统；
- (b) 专用寻呼系统，允许全厂范围内的人员寻呼。

4.9. 应急准备和响应设施必须包括多样化通信系统，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.67 段和第 5.43 段。见《安全标准丛书》第 GRS Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[14]。这些系统应提供主控室、辅助控制室和其他应急设施之间的通信（见 GSR Part 7[14]第 6.25 段），以及与场外应急组织之间的通信。

详细设计基准

4.10. 通信系统对于核电厂的安全运行是至关重要的，其设计和部署应能在正常运行，预计运行事件和事故工况下，以及在相关的内部或外部危害情况下，为电厂内部（内部通信系统）以及电厂与场外组织（外部通信系统）之间通过有效的通信。

4.11. 内部通信系统和外部通信系统必须有备用电源。

4.12. 对电厂安全运行至关重要的通信系统应具有适当的安全级别。

4.13. 有效的通信不应被来自其他电子或电气设备的干扰所阻碍。同样，无线通信设备也不应产生干扰，而影响到安全重要物项（另见第 4.20 段）。

4.14. 电厂正常运行期间和事故早期阶段，主控室应设计为全厂的通信中心。

4.15. 警报系统设计应提供以下功能：

(a) 对影响整个场址的事故工况发出现场警报。这些警报应广播到场址的所有地点；

(b) 事故工况下的局部警报，其影响仅限于电厂的一个部分。

4.16. 声响警报系统（例如警报器）的音响强度应高于电厂背景噪音，并应与个人防护装备的使用兼容。除了声响警报系统外，还应在嘈杂区域使用灯光警报信号。

4.17. 寻呼系统应能到达电厂的所有区域，并应能在整个场区，无论厂房内外都听到。设计上应保证主控室和辅助控制室都能使用该系统，其中主控室相比于其他可用控制点更有优先权。

4.18. 主电话系统应有必要数量的接入点，以满足运行要求。其容量应足以满足在全厂工作人员的需要。

4.19. 在主电话系统不可用的情况下，备用电话系统应在电厂所有相关部分之间提供电话链接。该备用电话系统应该独立于主电话系统。

4.20. 应提供一个无线系统，确保现场人员和非现场人员在正常和紧急情况下进行通信联络。无线系统应独立于主电话系统和备用电话系统，并进行试验，以确定现场是否存在无法接收信号的位置（‘死区’）。电厂内无线电传输可能造成严重电磁干扰并对电厂产生影响的区域，例如电厂跳闸，应在电厂内明确标示为无线电禁区。

4.21. 应急准备和响应需要有一个外部通信系统，见第 4.9 段。应向场外当局提供保密、可靠、永久、声学 and 双向语音链接。在可行的情况下，这些连接可以是直接的“端到端”电话连接，而无须拨号。即使在电力供应或互联网等大规模中断期间，这一通信系统也必须保持运行（见 GSR Part 7[14]第 5.69 段）。每个地点的电话或其他通信设备的数量应与系统上的预期需求相称。

4.22. 内部通信系统和外部通信系统应有足够的容量，足以协调应急准备和响应活动，包括应急演练。

4.23. 应提供其他通信设施，包括视频监视系统，以便能够监控难以进入的特定区域，例如反应堆冷却剂泵所在的区域或安全壳内的关键位置。

4.24. 相关通信系统多样性的详细建议请见原子能机构《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》[15]第 8.39—8.46 段。

热量传输系统

4.25. 第 4.26—4.44 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 70 的建议,要求 70 涉及在运行状态和事故工况下从系统和部件中排出热量的过程。特别是,第 4.26—4.44 段还考虑了 SSG-56[3]除原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.4 号《核电厂燃料处理和贮存系统的的设计》[16]所论述以外的热量传输系统。

4.26. 以下系统是本“安全导则”考虑的热量传输系统的一部分:

- (a) 水冷部件,例如由设备冷却水系统冷却的部件(例如反应堆冷却剂泵热屏,化学和容积控制系统的非再生热交换器,泵电动机和轴承)。设备冷却水系统可以是闭式冷却水系统,也可以是开式冷却水系统,这取决于设计;
- (b) 用于冷却供暖、通风和空调系统的冷冻水系统;
- (c) 通过新风或冷却盘管进行冷却的通风与空调系统。

设备冷却水系统和冷冻水系统在第 4.27—4.44 段中考虑;供暖、通风和空调系统见第 4.108—4.170 段。

热量传输系统的总体要求

系统或设备功能

4.27. 热量传输系统必须确保系统和部件得到充分冷却且持续执行其设计功能,并能够在所有运行状态和事故工况下执行其安全功能,见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 70。

详细设计基准

4.28. 热量传输系统的设计应考虑每个可能影响工艺设计的各种热负载形式。通过提供热交换器和冷却器(轴承、油冷却器、电机)等热量传输设备对相关结构、系统和部件进行充分冷却,使其不超过设计温度限值。

4.29. 除热负载外，热量传输系统的设计还应考虑到热阱的设计基准温度，该基准温度应基于适当保守的计算，并适当考虑不确定因素。

4.30. 如果热量传输系统是用来确保对实现某个安全功能的设备进行必要的冷却，则应遵守下列规定：

- (a) 热量传输系统的安全级别应与其安全功能相称，并应满足相应的设计要求（即冗余性、应急电源配置、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证等）。特别是，对于位于厂房外部的热量传输管，应考虑提供伴热以保护其免受极端低温天气影响，或保护其免受其他外部危害影响的措施；
- (b) 评定输热系统的可靠性时应考虑到共因故障；如有必要，应在冷却水系统的相关部分采用多样化的热量传输方式。

4.31. 应考虑反应堆冷却剂或冷却介质通过边界泄漏的风险，并应评定这种泄漏的后果，包括可能丧失冷却功能，以及潜在放射性危害和硼水与清水混合引起的稀释。

4.32. 支持安全功能的热量传输系统应包括监控冷却介质水位和/或直接泄漏检测的手段，以便于冷却剂丧失的早期检查。在检测到冷却介质丧失时，应使用备用冷却介质以进行补充。应提供充足的水量保证在事故工况各种情况下都有足够的冷却能力，并应提供各种办法以补充冷却介质总量并确保长期热量排出。另外，安装完全独立的安全通道，包括为每个通道安装一个补充系统，是在短期和长期提供充分冷却的另一种手段。

冷冻水系统

4.33. 通常，冷冻水系统提供冷冻水来冷却供暖、通风和空调系统负载（例如，在功率运行期间的冷却主控室的通风，电气厂房通风或安全壳通风）和其他加工负载。冷冻水系统的冷却器由设备冷却水系统或空气冷却。

系统或设备功能

4.34. 电厂的设计应包括一个冷冻水系统，为特定区域提供足够数量的冷冻水，以冷却电厂在所有状态下的供暖、通风和空调系统（如电气厂房通风，主控室通风）和加工负载。

详细设计基准

4.35. 在发生设计基准事故时，支持执行安全功能（安全级别 1 或 2）的系统的部分冷冻水系统应具有适当的安全级别，且满足相应的设计要求（如冗余要求、应急电源、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证），并应按照可接受的设计规范进行设计和制造。

4.36. 穿过安全壳的冷冻水系统管线应以适当方式具备能动或非能动的安全壳隔离功能，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 56。进一步的建议见原子能机构《安全标准丛书》SSG-53 号《核电厂反应堆安全壳和相关系统的设计》[17]。冷冻水系统的这些部分应进行安全级别（基于其安全级别 1 的安全功能），并应满足相应的设计要求。

4.37. 冷冻水系统中的冷水机组性能应基于以下条件：

- (a) 设备冷却水系统的极端设计温度或极端场址设计工况（采用空气冷却的情况下）；
- (b) 最大冷负载。

4.38. 对于一些电厂设计，为安全重要物项服务的热量传输系统与为非安全重要物项服务的热量传输系统是独立的。则当没有采用独立的热量传输系统时，对为非安全重要物项服务的热量传输系统部分应能够通过适当安全级别的手段加以隔离，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.46 段。

4.39. 应评定热量传输系统到最终热阱的可靠性。如果这种可靠性不足，则应酌情实施多样化设计来完成（例如，最初由设备冷却水系统执行的冷却功能，可通过采用空气对冷水机进行冷却增加可靠性，反之亦然）。

4.40. 出于冷凝问题的考虑，除用于维护目的需要接近的部分外，冷冻水系统的所有冷部件都应在喷漆后进行保温。

4.41. 与室外空气接触的设备应进行防腐蚀（特别是在靠近海洋的电厂）和防冻保护。

设备冷却水系统（除余热排出外）

系统或设备功能

4.42. 部件冷却水系统应执行以下功能：

- (a) 在正常运行和事故工况下，从设备中排出热量并将其传输到最终热阱；
- (b) 防止放射性物质排放到最终热阱中。

详细设计基准

4.43. 事故中设备冷却水系统的传热容量在 SSG-56[3]有论述。

4.44. 在设备冷却水系统的冷却对象含有反应堆冷却剂系统的部件（例如反应堆冷却剂泵热屏）时，应确保下列各项：

- (a) 设备冷却水系统应为闭式回路，以防止一回路冷却剂泄漏到最终热阱中；
- (b) 应控制设备冷却水系统的化学条件以防止腐蚀；
- (c) 应配备监控系统，以检测设备冷却水系统中的放射性；
- (d) 应保护设备冷却水系统，防止因与在高压下运行的冷却剂系统接口的热交换器中发生泄漏而引起的超压。在这种情况下，设备冷却水系统应设计成通过设备冷却水系统的加压部分隔离来防止一回路冷却剂泄漏到安全壳外部。

加工和事故后取样系统

4.45. 第 4.46—4.72 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 71 提出了建议。

4.46. 加工和事故后取样系统必须在正常运行期间或事故发生后提供所有要分析的样品。根据分析的需要，这些样品可以输送至不同的设备，包括辐射监控加工系统。

系统或设备功能

4.47. 加工和事故后取样系统应能提供正常运行时所需的各种液态和气态样品，用于分析反应堆冷却剂和相关辅助和支持系统（例如应急堆芯冷却系

统，余热排出系统，化学和容积控制系统，沸水堆的反应堆水净化系统）以及安全壳大气和二次侧系统的化学和放射化学特征。

4.48. 加工和事故后取样系统应对所有正常运行的加工系统和主要部件进行取样，包括必需的辅助和支持系统，监控样品是否符合运行限值和条件（例如，对压水堆安注箱中的硼浓度的取样）。

4.49. 加工和事故后取样系统应有能力在正常运行期间取样、提供信息，以便识别可能危及反应堆冷却剂压力边界完整性的工况。

4.50. 加工和事故后取样系统应确保当取样线连接到含有放射性流体的系统时能够密封放射性物质。系统应收集、处理有代表性的流体（液态和气态），并将其输送到一个或多个取样设备。

4.51. 对于乏燃料水池，加工和事故后取样系统应该有检测可能导致放射性水平超标的工况。该系统应为燃料组件包壳的完整性，乏燃料水池内部结构和乏燃料水池冷却水系统所必需的水化学控制提供信息。

4.52. 加工和事故后取样系统应能在运行状态和事故工况下监控可溶性中子吸收剂的浓度。

详细设计基准

4.53. 加工和事故后取样系统的设计应能提供正常运行所需的样品，以确保满足设计要求和运行需要。设计应提供监控，以证明反应堆冷却剂和相关辅助和支持系统（例如重水堆的慢化剂及其辅助系统）以及安全壳大气和二次侧系统中的水和气体特征处于正确状态。

4.54. 设计上，加工和事故后取样系统应能在设计基准事故和设计扩展工况中运行，如相关的取样或监控是必须要有的（例如在严重事故期间对反应堆安全壳内的气体和水进行取样）。

4.55. 采样点的选择取决于设计。对于每种类型的样品，应根据其重要性，决定是否有必要使用安装在取样管线上的在线监控器进行连续分析，还是手动采集间歇样品进行分析就足够了。

4.56. 在正常运行状态下，样品分析应由位于电厂内的实验室进行。然而，对于频率低的分析，使用位于场内或场外的实验室也是可以接受的。在切实

可行的范围内，加工和事故后取样系统的设计和布置应尽量缩短取样和分析之间的时间，这可以通过缩短距离或优化布置来实现快速输送。

4.57. 应作出规定，以确保来自加工流体和储罐中的液态和气态样品具有代表性。例如，应从再循环回路中抽取储罐内的样品，以避免从低点或潜在的沉积区取样。对于加工流体样品，取样点应位于紊流区。必要时应在分析前对流体样品进行冷却和减压。

4.58. 在正常运行状态下，加工和事故后取样系统应监控确保安全的电厂参数和系统，包括可能影响裂变过程和反应堆堆芯完整性以及反应堆冷却剂压力边界的参数和系统。取样系统应提供信息，用于评价安全系统和其他安全重要系统是否受到保护，没有发生异常故障，以及运行工况是否与确保这些系统执行其预期的安全功能相一致。

4.59. 加工和事故后取样系统应酌情执行以下功能：

- (a) 提供核实，保证一回路和二回路水化学（包括氯、氢和氧浓度等关键参数）在规定限值内的，确保腐蚀过程被抑制且不会对反应堆冷却剂压力边界产生不利影响；
- (b) 对于压水堆，允许在正常运行时，对硼浓度进行核实（例如，换料水池和安注箱中水的硼浓度），确保在发生相关事故时堆芯处于次临界；
- (c) 提供样品以检查化学喷淋添加罐中的化学浓度是否在限值范围内，以确保在事故工况下，安全壳内碘的充分去除并保证物质相容性。

4.60. 排放样品、清洗样品和排水样品应尽可能返回被取样的系统或适当的废物处理系统中。压水堆反应堆冷却剂系统（或加压重水堆的慢化剂）进行样品回收时，取样部件的物质应符合 SSG-56[3]关于反应堆冷却剂系统物质的建议。

4.61. 如果取样管线装有动力驱动阀，这些阀应该在故障时安全关闭，以防止放射性物质的排放。

4.62. 应作出规定，在反应堆冷却剂取样管线破裂的情况下限制放射性物质的排放（例如非能动限流、经过鉴定的且可以自动关闭的冗余隔离阀）。

4.63. 取样管线，从取样点到第二个隔离阀，其安全级别和抗震要求应与被取样系统的安全级别和抗震要求一致。

4.64. 加工和事故后取样系统的一些部件处于反应堆冷却剂系统压力边界的隔离阀下游，应视为执行了安全功能，并应具有适当的安全级别。

4.65. 连接到安全壳内系统的取样管线必须具备相应的功能，以便自动隔离安全壳，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 56。反应堆冷却剂系统的取样管线必须至少有两个隔离阀，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.22 段。这些安全壳隔离功能应进行安全级别（基于其安全级别 1 的安全功能），并应满足相应的设计要求（例如，在冗余性、应急电源提供、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证方面），并应按照可接受的设计规范进行设计和制造。事故发生后，可能需要对一回路冷却剂进行取样以检查硼浓度，以测量放射性并确定裂变产物的组成。为了能够进行这种取样，一旦取样地点的放射性条件允许（如有必要，视特定预防措施的实施情况而定），应能够重新打开一回路冷却剂取样管线。

4.66. 该系统的设计和建造应保证电厂工作人员的辐射照射尽可能低。

4.67. 应落实适当的电厂布置和设计功能（如实物屏蔽、辐射和放射性警报、通风），以减少加工和事故后取样系统使用人员或在附近工作人员的放射性照射。特别是为确保对运行人员的保护，输送高放射性流体的管道应置于实物屏蔽后。应显示经常用到的信息，驱动设备应可在实物屏蔽之外操作。

4.68. 为减少辐射照射，在系统设计上应采取以下措施：

- (a) 加工和事故后取样系统部件周围，需要定期维护的工作区域应进行屏蔽，以防止来自其他系统的高水平放射性；
- (b) 应提供足够的工作空间，以便对加工和事故后取样系统的部件进行维护；
- (c) 应采取措施避免放射性杂质在取样线中沉淀（如进行冲洗、或限制低点的数量）。

4.69. 加工和事故后取样系统的设计应允许在事故发生后收集和分析高放射性样品。这些样品来自反应堆冷却剂、安全壳地坑和安全壳大气，例如提供循环水的 pH 值、安全壳大气的氢气的浓度和裂变产物浓度等。

4.70. 具有放射性或潜在放射性的样品应与非放射性样品分开。分隔的程度应考虑需要的设备和地面疏水系统，以及处理废水的安排。

4.71. 在安全壳外进行放射性分析时，一旦电厂出现对高放射性样品放射性废物管理能力不足的风险时，则应将高放射性样品重新注入安全壳。

4.72. 放射性液体样品应在手套箱中处理，手套箱由不锈钢等材料制成，表面应易于去污。手套箱应特别加固，应保持负压并通过通风系统与永久性碘过滤器相连，以确保对样品处理人员的保护。此外，如有必要，应提供样品除气手段以降低液体样品中的放射性水平。

加工辐射监控系统

4.73. 第 4.74—4.93 段提出了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 82 的建议。

系统或设备功能

4.74. 在正常运行，预计运行事件、设计基准事故和（尽可能）设计扩展工况下，加工辐射监控系统应执行以下功能：

- (a) 确保对辐射安全屏障进行辐射监控；
- (b) 确保监控放射性排放，并提供诊断电厂放射性所需的信息；
- (c) 必要时，提供辐射照射风险警告；
- (d) 提供必要的信息，以便采取自动或手动操作，对放射性物质进行密封，以限制放射性后果。

4.75. 加工辐射监控系统应酌情执行以下功能：

- (a) 监控蒸汽发生器的活度，以检测任何不可接受的蒸汽发生器传热管泄漏，并确定对受影响的蒸汽发生器执行隔离操作的必要性；
- (b) 在冷停堆期间，监控安全壳、燃料厂房和任何可能发生燃料装卸事故厂房内的活度和事故，在必要时，发出疏散警报和采取行动限制放射性物质；
- (c) 监控气态流出物的活度，以核实是否遵守放射性排放监管限值；
- (d) 提供必要的信息，以确保将放射性物质限制在安全壳外的控制区。

4.76. 应安装间歇性监控的采样点，进行实验室分析，特别是对于那些在正常运行时停运的系统。

详细设计基准

4.77. 应通过测量在所有电厂状态下与安全屏障接触的流体（例如反应堆冷却剂和安全壳大气中的流体）的放射性，持续监控第一道和第二道安全屏障的完整性。对于第二道屏障，应连续监控反应堆冷却剂管道附近大气中的放射性。

4.78. 对于通常不具有放射性，但在安全屏障完整性丧失时，可能被含有放射性物质（如：反应堆冷却剂泵热屏或安全壳喷淋系统的热交换器）的系统泄漏污染的流体（液态或气态），应监控其放射性。

4.79. 应对反应堆厂房、燃料厂房、核辅助厂房、安全系统辅助厂房和废物处理厂房等厂房大气中的放射性水平进行持续监控。

4.80. 为了检测来自安全屏障的泄漏，应该监控来自设备冷却水系统的液体（对于压水堆和重水堆，来自蒸汽发生器二次侧的液体）的放射性。

4.81. 对于某些后事故工况，如丧失冷却剂事故或严重事故后，辐射监控系统应提供监控，以便能够评价放射性排放到安全壳大气中的情况。对于沸水堆，这种监控和评价应扩大到包含反应堆冷却剂系统管线的其他区域。

4.82. 为保护运行人员，应持续监控安全壳和可能发生放射性排放的其他厂房的大气，以便采取行动并触发疏散警报，特别是在发生燃料装卸事故时。此外，应在所有含有大量放射性液态和固态放射性废物的地区监控表面污染。

4.83. 如果需要采取行动保护运行人员和公众，加工辐射监控系统应提供所有可能的相关放射性排放的各种信息。

4.84. 如适用，应在主蒸汽管、蒸汽发生器排污管和冷凝器中进行放射性测量，以便连续监控二次侧的放射性，为运行人员提供警报，并在必要时自动启动安全系统。

4.85. 加工辐射监控系统应具有监控放射性废物储罐中气体放射性的能力，以检测放射性废物处理设施中的异常放射性水平。

4.86. 为确保在受到场址放射性污染时主控室的可居住性，加工辐射监控系统应监控主控室进气口，并启动主控室通风系统的碘吸附器和粒子过滤器（见第 4.160—4.167 段）。

4.87. 应在主要通风管道上监控空气中的放射性，这些风管来自可能发生放射性污染的空间（例如燃料厂房和核辅助厂房）。在检测到发生空气污染时，应隔离正常通风系统的相关部分并启动高效粒子过滤器（HEPA）和碘吸附器（见第 4.109—4.170 段）。

4.88. 事故工况下因反应堆冷却剂系统泄漏，所有可能包容放射性流体的水箱和储罐，都应该进行监控，以避免排放到液态废物处理系统的可能性，并协助电厂人员决定是否将流出物回注到安全壳中。

4.89. 液态放射性废物排放系统在进行排放时，应提供对液体排放中放射性核素活度的连续测量。如果测量结果表明可能超过允许的排放限值，则应自动隔离排放管线并应同时发出警报。

4.90. 所有气态排放物应通过通风烟囱排放。烟囱内惰性气体的放射性应在大活度浓度的量程范围内进行监控，如果可能超过允许的排放限值，监控系统应触发警报。此外，还应监控通过烟囱排放的放射性碘、氙和碳-14 的水平。

4.91. 应为每个可能收集高度污染水的污水池提供剂量率的连续测量。此外，如果剂量率超过预先设定的阈值，则应自动隔离向放射性废物处理系统排放的污水池。

4.92. 加工辐射监控系统应能提供执行应急计划所需的电厂内辐射状况的所有信息。

4.93. 关于核电厂设计中辐射防护方面的更详细建议见 NS-G-1.13[5]。

压缩空气系统

4.94. 第 4.95—4.107 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 72 提出了建议。通常，压缩空气系统简称空压系统（下同），将压缩空气提供给公用压缩空气系统以及气动仪器仪表和气体驱动设备。在第 4.95—4.107 段重点将放在向气动仪器仪表和气体驱动设备供应压缩空气的空压系统上。

系统或设备功能

4.95. 压缩空气系统应向气动仪器仪表和气体驱动设备提供连续的压缩空气供应，所述气动仪器仪表和气体驱动设备应在所有电厂状态下，对执行安全功能的设备或部件提供支持。系统供应的压缩空气应具有足够的品质、清洁度、体积流量和压力。

详细设计基准

4.96. 压缩空气系统中用于在正常运行、预计运行事件、设计基准事故或设计扩展工况或事故期间执行安全功能设备驱动或控制时，应具有与该安全功能一致的安全级别，并应满足相应的设计要求（例如冗余、应急电源、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证的条款）。

4.97. 如果压缩空气系统同时向安全重要物项和非安全重要物项提供压缩空气，则向安全重要物项提供压缩空气的系统部分应能与向非安全重要物项提供压缩空气的系统部分进行隔离。

4.98. 压缩空气系统中向安全重要物项提供压缩空气的部分，其设计应确保其在不利环境情况、预计运行事件（包括丧失场外电源）和事故工况（特别是冷却剂丧失事故或主蒸汽管线断裂）下继续运行。如果备用空气供应罐位于安全壳内，则在设计这些储气罐时，应考虑到在设计基准事故期间安全壳内的高温引起的内部压力增加。

4.99. 如果在事故工况下需要操作气体驱动设备，压缩空气系统的自持时间（例如通过储气罐的方式）应与需要确保安全功能的时间长度一致，否则，应考虑设置备用压缩空气系统。

4.100. 如果空压系统的自持能力是通过空压储罐保证的，则上游充压管道应配备止回阀，防止通过非安全级的上游管道泄压，并因此保持安全重要物项的空气供应。应定期视察这些止回阀的密封性。

4.101. 在设计扩展工况下，如果需要空压系统来支持安全系统或安全设施，则空压罐的容量应与可移动空压罐充气设备的时间一致。

4.102. 压缩空气系统的设计应避免安全壳旁路或安全壳升压。在事故发生后，全壳内长期需要压缩空气的系统，不应依赖压缩空气系统来执行其安全

功能。应避免因压缩空气系统泄漏而导致安全壳逐渐升压，所以需考虑安装专用的事故后空压系统向安全壳内的仪器仪表供气，从安全壳排出废气。

4.103. 贯穿安全壳的压缩空气管路必须具备自动隔离功能，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 56。这些安全壳隔离特点应进行安全分级（基于其安全级别 1 的安全功能），应满足相应的设计要求（例如，冗余要求、应急电源、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证方面），并应按照可接受的标准规范进行设计和制造。

4.104. 压缩空气的品质受进气品质的影响：因此，应选择合适的进气位置（例如，远离有害或有害气体的无尘环境）。

4.105. 应确保在所有电厂状态下的压缩空气供应点都是满足品质要求的（包括露点，固体颗粒含量和粒度分布，最大含油或碳氢化合物含量，湿度和化学污染）。因此，应定期对压缩空气进行采样和分析。

4.106. 压缩空气系统的管道系统的路径应方便可冷凝气体和蒸汽的排放。空压系统的管道路径上应有适当的坡度来避免管道中液体栓塞的可能性。

4.107. 为了提高仪器仪表使用压缩空气的可靠性，应采用环形拓扑结构和空气分配器（空气联箱）供气。如果使用空气联箱、冗余阀门应由不同的空气联箱提供。

供暖、通风和空调系统

4.108. 第 4.109—4.170 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 73 提出了建议。

供暖、通风和空调系统的一般考虑

4.109. 供暖、通风和空调系统的设计要求取决于其安全功能。供暖、通风和空调系统有两个主要功能：控制放射性排放和维持安全重要物项环境条件（例如温度、湿度、气载放射性水平），包括房间的无障碍性和可居住性。因此，通常将供暖、通风和空调系统分为以下两类：

- (a) 参与放射性排放控制的供暖、通风和空调系统（或这些系统的一部分），特别是特定区域的空气过滤。这一类包括受控区域具有工程安全特点

的通风系统，如燃料厂房通风系统，放射性废物流出物处理厂房通风系统，安全壳扫气通风系统以及（如适用）环廊通风系统；

- (b) 用以维持安全重要相关的系统和部件所需的环境条件，控制室及现场应急设施房间宜居性的供暖、通风和空调系统。该类包括电气厂房、柴油发电机厂房、泵站厂房和主控制室区域的通风系统。

系统或设备功能

4.110. 核电厂的设计应包括供暖、通风和空调系统，这些系统将用于执行密封放射性物质和减少放射性意外排放的基本安全功能。

4.111. 供暖、通风和空调系统应根据实际情况执行下列一项或多项功能：

- (a) 根据温度、湿度和空气中放射性物质的情况，保持房间的环境条件；
- (b) 在正常运行期间、预计运行事件和事故工况下，监控和减少的气态放射性排放；
- (c) 保护运行人员和设备避免来自厂房内外的风险（如危害物质的排放，极端天气条件）。

4.112. 房间的环境条件（例如温度、湿度和空气中的放射性物质）应保持在安全重要物项可接受的范围内，见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 73。此外，环境条件必须符合人员进出的需要，见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.48(b)段。为了维持这种状况，供暖、通风和空调系统应提供足够的最低空气更新率。

4.113. 在正常运行期间、预计运行事件和事故工况下，应对气态放射性排放进行监控和限制，并考虑到以下几点：

- (a) 在正常工况下，位于控制区内的房间的压力应保持负压，以防止放射性物质扩散到大气中（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.49 段）。这可以通过确保进气流量小于排气流量来实现；
- (b) 在事故工况下，空气流应尽可能保持从污染风险较低的房间流向污染风险较高的房间；
- (c) 受污染地区（或潜在受污染地区）的空气在排放到环境之前应进行过滤，以确保排放量合理可达尽量低，并在正常运行工况和预计运行事件时保持在允许限值以下，在事故工况下保持在可接受限值以下；
- (d) 应对控制区排出空气的放射性进行监控，这些空气应该排到通风烟囱。

4.114. 供暖、通风和空调系统应有助于保护人员和设备免受内部假想事件（例如内部火灾和爆炸）和外部假想事件（例如极端天气条件、窒息性气体或有毒气体）引起的相关风险。

详细设计基准

4.115. 对于有可能暴露于放射性碘的区域，特别是含有放射性液体的系统在事故工况下可能排放大量放射性碘的房间，在设计中应考虑在各种事故工况下为这些房间的密封功能，应制定充分的设计标准。

4.116. 有放射性碘照射危害的地区的通风设计应有助于减少放射性排放。

4.117. 用于限制放射性物质排放的供暖、通风和空调系统的设计应确保这些系统在正常运行、预计运行事件和事故工况下控制和减少放射性物质的排放。

4.118. 用于限制放射性排放的供暖、通风和空调系统的设计应在通过烟囱排放之前，使用预过滤器、高效空气过滤器和必要时使用碘吸附器对排出的空气进行过滤。高效空气过滤器和碘吸附器的效率应与正常运行和预计运行事件的允许排放限值相称，并与事故工况下的可接受排放限值相称。

4.119. 为确定换气次数，应考虑以下条件：

- (a) 内照射风险显著的区域；
- (b) 内照射风险可忽略的区域；
- (c) 内照射风险不可忽略，但放射性碘排放风险可忽略的区域。

4.120. 用于限制放射性排放，特别是放射性碘排放的供暖、通风和空调系统的设计应达到充分的防护等级，并应考虑到室外大风的影响。

4.121. 用于维持安全重要物项运行，以及房间可达性和宜居性所需环境条件（温度、湿度、可接受的空气放射性水平和新鲜空气）的供暖、通风和空调系统，设计上应考虑到核电厂设计中确定的基本环境条件和极端环境条件（例如，温度和湿度以及这些条件的持续时间）。

4.122. 在发生设计基准事故时，当供暖、通风和空调系统的一部分是用于支持安全系统执行其安全功能（安全级别 1 或 2）时，该系统应划分适当的安全级别并满足相应的设计要求，例如：

- (a) 在设计中应采用冗余，以满足单一故障标准；
- (b) 系统应由应急电源供电；
- (c) 该系统应受到保护避免内部和外部危害的影响。特别是冗余通道要进行实物分隔，部件要能抗震。更具体地说，除非有适当正当性，通风系统的设计应能防止来自外部的爆炸性气体，有毒气体和热量进入包容安全重要物项的房间，并且应保护进气和排气通风管道免受外部爆炸破坏；
- (d) 该系统应接受定期视察和试验。详细建议见原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.6 号《核电厂的维护、监控和在役检查》[18]；
- (e) 零部件应按照可接受的质量标准进行设计、制造、调试和试验；
- (f) 零部件应按照可接受的设计规范进行设计和制造。

4.123. 关于供暖、通风系统和空调系统与消防系统的相互作用，应考虑 NS-G-1.7[4]第 2.19 段、第 4.14 段、第 5.10 段、第 5.13 段、第 5.48 段、第 6.8 段和第 6.9 段中的建议。

控制区安全专设通风系统

系统或设备功能

4.124. 控制区安全专设通风系统至少包括：

- (a) 位于安全壳外的应急堆芯冷却系统房间；
- (b) 余热排出系统房间，如果该系统安装在安全壳外；
- (c) 位于安全壳外部的安全壳喷淋系统房间。

4.125. 控制区安全专设通风系统的功能应是维持必要的环境条件，在正常运行、预计运行事件和事故工况下，供人员进入并完成安全重要物项的操作。

4.126. 控制区安全专设通风系统应直接用于密封放射性物质，以确保不超过电厂可接受的辐射防护限值。

详细设计基准

4.127. 控制区安全专设通风系统，既支持安全功能（安全级别 2），又直接执行安全功能的（安全级别 1 或 2），类似这样的系统应具有适当的安全级别，并应满足相关设计要求（例如，在冗余性、应急电源、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证方面），且应按照可接受的设计规范进行设计和制造。

4.128. 控制区安全专设通风系统的设计应使气流从非控制区域流向控制区域。

4.129. 应急堆芯冷却系统房间，余热排出系统房间和安全壳喷淋系统房间应视为在事故工况下放射性碘内部照射风险显著的区域。

4.130. 如果余热排出系统安装在安全壳外部，应确保以下各项：

- (a) 控制区安全专设通风系统设计应考虑到安全壳外余热排出系统管线可能的断裂；
- (b) 在停堆状态下，余热排出系统房间应保持在比非控制区专设安全设施所处的房间更低的压力。

4.131. 控制区安全专设通风系统中非安全重要部分应能够在发生事故时自动隔离。

燃料厂房通风系统

系统或设备功能

4.132. 燃料厂房通风系统的功能应是保持适宜的环境条件（如温度、湿度、空气中气载放射性物质水平）以便人员进入，必要时，也为各运行状态下厂房内安全重要部件提供环境条件。

4.133. 燃料厂房通风系统应有助于密封放射性物质，以帮助确保不超过电厂可接受的辐射防护限值。

详细设计基准

4.134. 燃料厂房通风系统的设计应能控制乏燃料水池设备区气载放射性物质的浓度，以便在正常运行期间、预计运行事件以及发生涉及燃料装卸的设计基准事故后允许人员进入。

4.135. 燃料厂房的控制区应视为放射性碘内部照射风险显著区域，除非分析表明某些房间不受这种风险的影响。

4.136. 在发生涉及燃料装卸的设计基准事故时，为确保放射性物质（安全级别 1 或 2）的密封，或安全部件（支持安全级别 2 的功能）的运行所必需的燃料厂房通风系统设备或部件应具有适当的安全级别，并满足相应的设计要求（例如，在冗余性、应急电源配置、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证方面）。

4.137. 燃料厂房通风系统的设计应使气流从燃料厂房中非控制区域（如有）流向控制区域。

4.138. 燃料厂房通风系统的设计应执行以下功能：

- (a) 检测是否需要隔离系统中专门用于非控制区的任何部分设备和部件（如有）；
- (b) 必要时，有能力对系统中非安全重要部分进行隔离；
- (c) 启动正常工作中不使用但在事故工况下必需的设备或部件。

4.139. 燃料厂房通风系统的设计应执行以下功能：

- (a) 在发生燃料装卸事故时减少放射性物质向环境的排放，以达到核电厂的安全目标；
- (b) 在正常运行和预计运行事件时，将向环境排放的气态放射性水平保持在规定的限值以下，并保持在合理可达尽量低的水平。

流出物处理厂房通风系统

系统或设备功能

4.140. 流出物处理厂房的通风系统功能应是维持适当的环境条件，以便人员进出并在正常运行期间保证设备正确运行。

4.141. 流出物处理厂房通风系统应确保在事故工况下，包括在 SL-2 设计基准地震所造成事故工况下，密封流出物处理厂房内的放射性物质。根据安全分析的结果，放射性物质的密封可以采用静态密封或动态密封。

详细设计标准

4.142. 流出物处理厂房通风系统的设计应能控制厂房控制区内气载放射性物质的浓度，使人员在正常运行时能够自由出入。

4.143. 流出物处理厂房的通风系统应设计成在正常运行时，排放到环境中的气体放射性水平低于规定限值，且合理可达尽量低。保证控制放射性排放的、流出物处理厂房的、通风系统设备或部件应划分适当的安全级别（根据其安全功能至少为安全级别 3）。

4.144. 流出物处理厂房的通风系统应设计成使气流从厂房非控制区域流向控制区域。

4.145. 如果需要通过静态密封措施确保在发生 SL-2 设计基准地震时，将放射性物质限制在厂房受控区域内，则应作出设计规定，例如采用隔离手段或采用抗地震的进、排气管道。

安全壳通风系统

4.146. 安全壳通常分为两个单独的区域，如下所示：

- (a) 在反应堆功率运行时，人员可以进入的服务区；
- (b) 包含反应堆冷却剂系统主要设备隔间的区域。当反应堆处于功率运行时，人员无法进入该区域。

4.147. 安全壳的供暖、通风和空调使用了几个系统。根据设计，这些系统由以下部分组成：

- (a) 为安全壳提供闭式循环通风的系统，用于维持仪器仪表和设备正常运行所需的环境条件，并通过降低反应堆厂房内气溶胶和放射性碘的浓度来减少放射性排放。这些系统用来确保反应堆内环境的冷却；
- (b) 安全壳清洗通风系统，在冷停堆期间运行，用以保持人员可接受的环境条件。在安全壳内发生燃料装卸事故时，该系统也可以减少放射性

物质排放到环境中。在正常运行期间，在人员进入安全壳内部之前，该系统应降低服务区大气中放射性气体的水平。

系统或设备功能

4.148. 安全壳清洗通风系统应确保在安全壳内发生燃料装卸事故时密封放射性物质。

4.149. 安全壳清洗通风系统的设计应能控制气载放射性物质的浓度，并有助于保持安全壳内的环境条件，使人员在冷停堆状态下，或者发生涉及燃料装卸的设计基准事故之后，可以进入安全壳厂房。特别地，安全壳清洗通风系统应减少在停堆状态下由惰性气体和氟化水蒸气引起的气载放射性。

详细设计基准

4.150. 安全壳清洗通风系统中保证放射性物质（安全级别 1 或 2）密封的部分应划分适当的安全级别，并满足相应的设计要求（例如，在冗余性、应急电源配备、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证等方面），并应按照可接受的设计规范进行设计和制造。特别是系统的这一部分应能在发生 SL-2 设计基准地震时继续发挥其安全功能。

4.151. 安全壳清洗通风系统应限制放射性物质排放到环境中，以满足安全壳内发生燃料装卸事故时的安全目标。在该系统设计时需要考虑的假想方案，应包括安全壳开口状态下的停堆工况。

4.152. 安全壳清洗通风系统的设计应考虑到，在燃料贮存池中转移乏燃料期间，损坏的燃料包壳可能会在安全壳的某些区域造成放射性气体和气溶胶的排放。此外，安全壳清洗通风系统的设计应做到以下几点：

- (a) 确保在正常冷停堆状态下，排放到环境中的气态放射性水平低于允许限值，并且应合理可达尽量低；
- (b) 应有助于安全壳的隔离（安全级别 1）。隔离设备应根据事故工况下安全壳内的高放射性水平划分适当的安全级别；
- (c) 保护安全壳，防止负压过大；
- (d) 提高安全壳内氢气控制系统的效率。

供暖、通风和空调系统维持环境条件的特殊考虑

含有安全重要设备的非控制区通风系统的要求

4.153. 本部分所述的这类通风系统，其唯一功能是为人员进出、以及安全重要系统和部件维持必要的环境条件。根据布置设计，这些系统可能包括用于电气厂房的通风系统、柴油发电机厂房通风系统、泵房和通常包含应急给水系统和设备冷却水系统的安全辅助厂房的通风系统。

系统或设备功能

4.154. 非控制区通风系统的设计应使房间的温度、湿度和空气清洁度方面的环境条件保持在人员进出以及安全重要部件可接受的限值内。

详细设计基准

4.155. 非控制区通风系统的任何部件，如果是系统在发生设计基准事故时实现安全功能（安全级别 1 或 2）所必需的，则应划分适当的安全级别，并满足相应的设计要求（例如，冗余性、应急电源配备、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证等），并应按照可接受的设计规范进行设计和制造。

4.156. 在全厂失电的情况下，应确保电气厂房主要区域的供暖、通风和空调系统的运行。

4.157. 在为装有蓄电池的电气房间设计通风系统时，应考虑氢气爆炸的危害。

4.158. 在电气房间中，通风系统引入的空气应具有足够的质量，应防止灰尘、污垢、沙子、砂砾和潮湿对电气设备造成损坏。

4.159. 更详细的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-34 号《核电厂电力系统的设计》[19]。

主控室、辅助控制室和场内应急响应设施通风系统

系统或设备功能

4.160. 主控室的通风系统的功能是维持安全设备的运行，并在所有电厂状态下保持主控室的可居住性。这包括在外部环境存在烟雾、爆炸、有毒气体或放射性污染期间。这些功能是通过调节环境条件（温度、湿度、清洁和新鲜的空气）和控制气载放射性浓度使之达到与主控室的可居住性和设备的运行工况相适应的水平来确保的。

详细设计基准

4.161. 主控室通风系统的设计应确保安全设备的运行（安全级别 2），并应划分适当的安全级别，满足相应的设计要求（例如在冗余性、应急电源配备、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证方面等），并应按照国家可接受的设计规范进行设计和制造。

4.162. 主控室的通风系统应设计成在运行状态和事故工况下自动将主控室维持在高于大气压力的压力下，以避免在现场受到放射性污染的情况下出现放射性物质的进入。

4.163. 主控室的通风系统应设计成在全厂受到放射性污染的情况下，使用适当的碘过滤器和空气粒子过滤器过滤供应到主控室的空气。

4.164. 主控室的通风系统的设计应能使主控室隔离，以避免任何可能对人员或设备运行有害的物质进入。

4.165. 主控室的通风系统或相关系统应能在控制室发生火警时清除烟雾。

4.166. 辅助控制室的通风系统不应是与主控室共用。在本文第 4.161—4.165 段中关于主控室通风系统的建议也适用于辅助控制室的通风系统。

4.167. 场内应急响应设施的通风系统不应与主控室或辅助控制室的通风系统共用。通风系统的设计应确保场内应急响应设施的可居住性，在各种危害条件下，包括在核电厂设计中未考虑的极端条件下，具有合理的置信度。

沸水堆汽轮机厂房的供暖、通风和空调系统

4.168. 在沸水堆中，汽轮机厂房的供暖、通风和空调系统应确保，在正常运行期间，预计运行事件以及在设计基准事故之后，环境条件的温度、湿度和气载放射性水平均在结构、系统和部件的可接受的限值内，并与运行人员相适应。

4.169. 沸水堆中的汽轮机厂房排出的空气应排到电厂主烟囱。应监控气态放射性物质的排放，并将其控制在允许的限值以下。

4.170. 汽轮机厂房的供暖、通风和空调系统的设计应使气流从污染程度较低的房间流向污染程度较高的房间。

照明和应急照明系统

4.171. 第 4.173—4.179 段提出了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 75 的建议。

4.172. 照明系统通常由以下部分组成：

- (a) 正常照明系统，在正常运行期间提供执行任务所需的照明；
- (b) 应急照明系统，用于在火灾、预计运行事件（包括丧失场外电源的情况等）和设计基准事故期间提供照明；
- (c) 全厂断电照明系统，在场外电源和场内电源完全丧失的情况下提供照明；
- (d) 在应急出口为方便人员撤离提供的照明系统。

系统或设备功能

4.173. 照明系统及其电源应能够提供足够的光照，使电厂人员能够在电厂的所有状态下进入区域并执行所有必要的人工操作（如维护操作、应急运行程序中规定的操作），以及从疏散区域安全撤离。

详细设计基准

4.174. 应急照明系统应在正常照明系统发生故障或丧失场外电源的情况下立即可用，并应保持运行直到应急电源可用。

4.175. 在极端情况下，应急照明系统至少应安全重要物项所在区域，以及这些区域的进入通道和救援路线上提供足够的光照。应特别地包括以下领域：

- (a) 主控室；
- (b) 辅助控制室；
- (c) 场内应急响应设施；
- (d) 应急发电机区；
- (e) 设有应急开关设备、电机控制中心、直流电电池和交流—直流电逆变器的区域；
- (f) 在应急操作程序中确定必须进行人工操作的电场区域。

4.176. 主控室内的应急照明应独立于主控室内可用的任何其他照明系统。应调整主控室的平均光照水平，同时考虑到指示灯和显示屏幕的设计，以减少反射和眩光以及与照明不足相关的其他影响。此外，主控室应设置若干照明区，这些照明区可手动调节，以提供适合电厂人员执行任务的光照。

4.177. 在电厂停电时，至少应在主控室、辅助控制室、应急响应设施和需要运行人员采取行动的位置提供足够的光照水平。

4.178. 全厂断电照明系统应由容量充足的直流蓄电池供电，以提供与内部或外部电源恢复时间一致的照明时间。

4.179. 应急出口照明系统应提供必要的最低光照水平，使工作人员能够安全地撤离房间和厂房。该照明系统应由具有充足容量的直流蓄电池供电，以保证在所有情况下（包括火灾）人员疏散的照明时间。

起重设备

4.180. 第 4.182—4.198 段提出了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 76 要求的建议内容。

4.181. 起重设备主要包括用于吊运安全重要物项（即质量大于一个燃料组件及其吊具之和）以及在安全重要物项附近区域吊运其他物项的起重设备。环吊和乏燃料容器吊车属于本“安全导则”起重设备的一部分，换料机不在本“安全导则”的考虑范围内。

系统或设备功能

4.182. 起重设备使用时应制定电厂内吊运重物的计划。

4.183. 起重设备搬运的重物包括下列设备：

- (a) 干井顶盖（沸水堆）；
- (b) 堆内构件；
- (c) 压力容器顶盖；
- (d) 反应堆冷却剂泵电机。

详细设计基准

4.184. 应采取保守的设计手段防止可能影响安全重要物项的意外坠落（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.55(b)段）。这些措施包括限制起重设备的活动区域（通过设计或者联锁），使其远离燃料贮存区域和执行安全功能的设备，或通过重物坠落评价保证不会出现不可接受的后果。

4.185. 应明确重物搬运的安全负载路径，以最大程度地减小重物坠落到下述物项位置的可能性，如反应堆压力容器或乏燃料水池中的乏燃料组件，以及实现或维持安全停堆的必要设备。

4.186. 在吊运额定负载工况下，起重设备的结构、系统和部件（如传动链、钢丝绳等），与屈服强度相关的设计，应有足够的安全裕度。

4.187. 在 SL-2 设计基准地震时，起重设备的设计应能够持续保持住最大危险负载。

4.188. 在可能造成意外放射性泄漏的事故工况下（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.55(d)段），起重设备应禁止使用。例如，当燃料厂房与外界连通的大门处于开启状态时，乏燃料容器吊车的联锁装置可以防止吊车投入使用。

4.189. 起重设备的设计应当保证在丧失电源、丧失电机扭矩或机械故障的情况下可以手动下降重物（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.55(d)段）。

4.190. 在丧失电源或发生 SL-2 设计基准地震时，起重设备应避免对燃料组件或安全重要物项产生冲击破坏。

4.191. 为避免超载,起重设备应配备负载测量设备,该设备的显示器应始终对操作人员可见。负载测量设备应同时包括过载保护系统。

4.192. 丧失电源时,起重设备的所有机电部件都应自动置于安全状态。当电源恢复时,设备应始终处于安全状态直到操作人员干预。

4.193. 起重设备除了应配备上部高度限位开关和正常的设备停止运动方式外,还应配备急停按钮(即停止设备一切动作)。

4.194. 对于可能破坏安全重要物项的起重设备,应配备安全机构,该安全机构可以通过作用于卷筒的安全制动器或冗余的升降机构来实现。该机构应通过冗余的超速检测设备或者冗余的起升机构故障探测设备来触发。探测设备应完全独立于操作人员的指令和控制。

4.195. 位于安全壳内的起重设备(特别是吊车梁和吊车轨道)的设计应考虑,由冷却剂丧失(LOCA)事故引起的周围环境变化所产生的额外负载。

4.196. 起重设备正式可用之前应进行负载试验。正常运行时应实施定期视察和试验,以确保并核实安全设备可正常使用,包括上部限位开关、超速保护、超载保护和限制区域连锁。

4.197. 设计应当规定可能受到污染的吊车应采用可剥离或光滑的表面涂装,或有助于潜在污染表面去污的涂料。

4.198. 在初始退役计划中列入的重要起重系统应具备相应的设计寿命和特殊设计要求以满足未来的退役需求。

放射性废物和放射性流出物处理和控制系统

4.199. 第 4.200—4.232 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 78 和 79 提出了建议。

总体考虑

4.200. 核电厂的设计必须具备有助于安全装卸、贮存、处理、移动和运输放射性废物以及控制流出物排放的特点,见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 78。中转废物的贮存和废物解控也应该在设计中考虑。

4.201. 设计应包括安全处理的规定，以及对设施排放的液态和气态放射性流出物的控制规定见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 79。

4.202. 设计应尽可能减少核电厂寿期内所有运行阶段，包括退役阶段的放射性废物的产生（另见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 12）。

4.203. 放射性废物和放射性流出物的处理和控制在系统正常运行期间，因排放、疏水、清洗、排气或泄漏所产生的放射性废物以及运行中产生的其他放射性废物进行收集、处理、处置或排放。

4.204. 设计措施应便于放射性废物管理（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 12），包括以下内容：

- (a) 与放射性物质接触的部件，特别是与反应堆冷却剂接触的部件，其材料的选择必须使放射性废物的数量在实际可行的范围内减至最低，并便于放射性污染的去，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 4.20(a)段；
- (b) 反应堆冷却剂和其他系统的化学条件应设计成有助于尽量减少腐蚀产物产生（例如通过控制氢浓度，锌注入的可能性和 pH 值控制）；
- (c) 应在设计上作出规定，对那些在通过反应堆堆芯时活化或能被活化的腐蚀产物，要最大限度地减少其腐蚀产物的沉积，特别是，应尽量减少这种腐蚀产物在燃料组件和反应堆堆芯周围结构上的沉积；
- (d) 应明确区分非放射性废物区（即废物未被放射性污染的区域）和放射性废物区（即废物可能被放射性污染的区域）。应作出规定尽量减少放射性废物区；
- (e) 在设计阶段应作出充分的规定，以便以后的拆除操作。应包括大型部件的安装、移除和运输以及管理，为拆除操作提供处理装备，为便于安全拆除提供辐射屏蔽以及现场去污的规定。

4.205. 核电厂运行期间，设计应限制放射性废物所产生的辐射照射，措施如下（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 5 和 18）：

- (a) 减少核电厂内产生、运输或排放到环境中的放射性废物的数量和浓度；
- (b) 放射性废物与工作人员和公众隔离。还需要作出规定，根据潜在的放射性污染和辐射照射将核电厂分区，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.73 段；
- (c) 在流出物排放之前，进行探测、收集和处理的的规定；

(d) 人员和设备去污设施，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.76 段。此外，还应
对去污活动产生的放射性废物处理作出规定。

4.206. 处理和控制放射性废物和放射性流出物的系统应根据风险的性质和
程度，保护这些系统不受内部和外部危害，特别是极端气候条件和洪水的影响。例如，在压水堆中输送浓硼酸的回路应位于有加热的房间或应提供伴热
以防止硼结晶。

4.207. 处理和控制放射性废物和放射性流出物系统的设计应包括允许安全
重要部件进行适当定期视察和试验的措施，为辐射防护提供适当的屏蔽并
配备适当的包容和过滤系统。

4.208. 确保密封放射性废物和放射性流出物的结构、系统和部件的设计应
能承受 SL-2 设计基准地震。

气态流出物处理系统

系统或设备功能

4.209. 气态放射性流出物处理系统的设计应解决以下问题：

- (a) 对气态流出物进行处理和监控，应保证在最短的滞留时间，以便在流
向公共排放点之前，完成放射性衰变；
- (b) 测量排放污水的容积和放射性；
- (c) 当超过排放限值时，具有隔离排放路径的措施。

4.210. 第 4.209 段的规定，可通过以下方式实现：将气态流出物收集到缓冲
罐中，然后加压将其输送到衰变装置，或通过滞留管线（例如活性炭滞留床）
在线排放，然后通过核辅助厂房的通风系统，进一步排放到排放点（例如烟
囱）。

4.211. 排放低放射性气态废物的烟囱以及对这些排放进行取样和监控的手
段等技术措施，应在设计阶段就作出规定。

详细设计基准

4.212. 气态流出物贮存系统的设计，应使气态流出物贮存箱的数目及容量足以让短半衰期气体在排放到环境中之前衰减到低于允许排放限值的水平。

4.213. 气态流出物贮存系统的设计应使任何气态流出物储罐，在发生破裂的时候，都不会对场内或场外造成（或仅有轻微的）放射性后果，并且不需要采取任何场外保护行动。

4.214. 设计应包括以下内容：

- (a) 防止爆炸危害，例如在装有含氢气态流出物储罐的房间里。例如，对于吹扫气体回流系统中的氢气引燃，可以通过保持对连接部件连续的氮气吹扫和复合来防止；
- (b) 应对气态流出物处理系统进行保护，防止管道破裂。可通过遵循 NS-G-1.11[8]提出的相关建议来实现这一点。

4.215. 气态流出物处理系统的设计应包含限制放射性气体排放的措施。要做到这一点，就必须使用可靠性高的设备和结构，并通过放射性检测和密封来实现。

4.216. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.63 段给出关于气态放射性流出物净化设备的规定：

“过滤系统的设计应使其效率能被试验，其性能和功能能在其使用寿命内被定期监控，并能在保持通风量的情况下更换滤芯。”

4.217. 贯穿安全壳的气态流出物处理管线必须具备自动隔离功能，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 56。这些安全壳隔离功能应划分安全级别（基于其安全级别 1 的安全功能），并满足相应的设计要求（例如在冗余性、应急电源配备、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证等方面）。

液态流出物处理系统

系统或设备功能

4.218. 液态流出物处理系统包括反应堆冷却剂处理系统和硼回收系统、液态放射性废物处理系统，以及液态放射性废物监控和排放系统。

反应堆冷却剂处理系统和硼回收系统

4.219. 反应堆冷却剂处理系统和硼回收系统的设计应包括以下内容：

- (a) 通过提供具有排放功能的系统（即用于压水堆设计的化学和容积控制系统，或用于沸水堆设计的反应堆水净化系统）对排出的反应堆冷却剂进行处理，以实现冷却剂净化处理的功能；
- (b) 处理，包括脱气以除去惰性气体和氢气、净化、将硼和水分离、回收硼酸和进行水的补充；
- (c) 监控处理后的产物，根据实际情况，将其送至反应堆硼和水补给系统进行再循环，或送至液体废液处理系统，废液排放系统或固体废物处理系统。

液态放射性废物处理系统

4.220. 处理液态放射性废物的系统可在电厂的不同机组之间共用。应在转移到排放系统之前，对从设备和地面疏水系统收集的各种可再利用和不可再利用的废液进行贮存，并进行适当的处理和监控（见第 4.269—4.285 段）。

4.221. 液态放射性废物处理系统的设计应包括下列措施：

- (a) 根据各种废物流出物的化学成分和放射性水平，有选择性的在前端贮存所有可能受到污染的液态流出物；
- (b) 对每个储罐的废液进行分析并进行充分的后续处理，以便使经处理的废液达到可接受的要求，可在电厂内循环利用或符合排放到环境的条件；
- (c) 及时转移到排放系统中相应的贮存设施进行监控；
- (d) 将产生的所有固体废物（例如浓缩物、用过的离子交换树脂、用过的过滤器）转移到固体废物处理系统。

液态放射性废物监控和排放系统

4.222. 液态放射性废物监控和排放系统收集来自每个机组和其他场址设施的液态放射性流出物，监控和记录放射性水平以及化学和物理成分，并以受控方式将流出物排放到环境中。排放到环境中的流量应根据流出物的放射性水平和环境的稀释能力来决定，以符合允许的排放限值。

4.223. 在设计阶段应考虑下列关于液态放射性废物监控和排放系统的规定：

- (a) 测量排放的液态流出物的体积；
- (b) 确定或调整排放流量，以确保符合排放许可；
- (c) 如果可能超过排放的允许限值，则自动隔离排放管线。

详细设计基准

4.224. 液态流出物处理系统的设计应能监控、控制、收集、处理、转运、贮存和处置液态放射性废物，并使向环境排放的液体合理可达尽量低，低于允许的排放限值。

4.225. 液态流出物处理系统不应与含有非放射性液体的系统安装在同一位置，以避免在发生非液态放射性泄漏的情况下需要处理的流出物体积增加。否则，应执行设计规定以避免此类泄漏或将其与放射性流出物分开收集。

4.226. 所有含有放射性液态流出物的储罐都应有一个液位控制设备，并在就地和控制室报告高液位警报，以便采取行动避免储罐溢出。

4.227. 为避免污染地下水，含有放射性液体的回路和设备应安装在有足够容量容纳和保持任何液体泄漏的房间内，或应采用其他方法滞留此类液体。

4.228. 液态流出物处理系统的设计应对任何液态流出物储罐进行保护，保证其破裂不会对场内或场外造成（或仅有轻微的）放射性后果，并且不需要采取任何场外保护行动。

固体废物处理系统

系统或设备功能

4.229. 固体废物处理系统的设计应解决以下问题：

- (a) 收集、贮存和处理固体废物（例如废树脂、过滤器），包括分类、减少体积（例如粉碎、使用压实机、使用焚化炉），将压缩的废物或灰烬固定在货包中，将低放废物包装，以及对固体废物进行封装和包装（例如在桶中）；
- (b) 包装好的固体废物在运往许可的放射性废物处置设施之前，在现场临时或长期贮存。应规定最低现场贮存容量；
- (c) 监控和清除废物货包外表面的表面污染；
- (d) 确定废物货包库存的测量方法（例如在放射性和质量方面）；
- (e) 货包标识；
- (f) 数据记录。

详细设计基准

4.230. 固体废物处理系统的设计应包括，正常运行期间，处理产生的固体废物，控制固体废物处理过程中产生的放射性液态流出物的排放。

4.231. 固体废物处理系统的设计应能探测到可能导致放射性水平过高的情况，并能在预计运行事件和事故工况下提供充分的防护和安全。

4.232. 进一步的建议见 NS-G-1.13[5]，此外，原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-4.6 号《研究堆设计与运行中的辐射防护与放射性废物管理》[20]关于研究堆的建议也是适合的。

应急电源和可替代电源的支持系统

4.233. 第 4.234—4.267 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1)[1]要求 68（特别是第 6.45 段）提出了建议。

应急电源的支持系统

4.234. SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 68 规定:

“核电厂的设计应设有应急电源，以在任何预计运行事件或设计基准事故下一旦丧失场外电源时提供必要的动力供应。”

4.235. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.45 段指出 (脚注省略):

“为安全重要物项提供应急电力供应的任何柴油发动机或其他原动机的设计基准应包括:

- (a) 相关的燃油贮存及供应系统在规定时间内满足需求的能力;
- (b) 原动机在所有规定的工况下和在要求的时间范围内成功启动和运行的能力;
- (c) 原动机的辅助系统, 如冷却水系统。”

应急电源支持系统的总体考虑

4.236. 每个应急电源都应该有完全独立的支持系统。这些系统包括:

- (a) 储油和输油系统;
- (b) 润滑油系统;
- (c) 冷却水系统, 该冷却水系统通常集成到应急电源中, 但也可以位于电源外部;
- (d) 空气启动系统或直流电机启动系统;
- (e) 燃烧进气和排气系统。

系统或设备功能

4.237. 每个应急电源应配备其运行所需的专用系统。这些系统包括用于燃油贮存和输送系统, 润滑油、冷却水、燃烧进气和发动机排气启动的系统, 以及电力系统。此外, 应急电源要做好防火保护。

详细设计基准

4.238. 应急电源运行所必需的必要辅助和支持系统应视为支持实现安全级别 1 级的安全功能系统。这些辅助和支持系统应具有与应急电源相同的安全级别，并应满足相应的设计要求，具体如下：

- (a) 在设计中要应用冗余，以满足应用于系统的单一故障标准；
- (b) 系统应由应急电源供电；
- (c) 应保护系统不受内部和外部危害的影响。特别是，冗余的序列应适当隔离，必要的辅助和支持系统在 SL-2 设计基准地震后仍应正常工作，并应得到保护防止风暴和洪水；
- (d) 这些系统应接受定期视察和试验；
- (e) 部件应按照可接受的质量标准进行设计、制造、安装和调试；
- (f) 部件应按照可接受的设计规范进行设计和制造。

4.239. 应急电源运行所需的辅助和支持系统应设在抗震 1 类的厂房内（见 NS-G-1.6[10]第 2.14 段）。

燃油储运和输送系统

4.240. 通常，每台应急柴油发电机都装有一个短期燃油储罐（也称为‘日用燃油储罐’），由主燃油储罐供油。相反，若使用燃气轮机。则每个燃气轮机通过燃油输送泵直接由燃油存储系统供油。每台应急柴油发电机的短期燃油箱应具有足够的容量，使其能够在满负荷下运行足够长的时间，直到与运行人员干预以恢复油位。

4.241. 主燃油储罐应能独立提供燃油，以便在设计基准事故下，在足够的一段时间内保证应急电源满负荷运行。此外，主储罐的设计应是可以补油以确保长期运行。

系统或设备功能

4.242. 每个应急电源应配备独立可靠的燃油贮存和输送系统，以确保在丧失场外电源的情况下，在预计运行事件和设计基准事故中供应其运行所需的燃油。

4.243. 每个储油罐应具有在设计基准事故期间补油的能力，以确保应急电源的长期运行。还应考虑是否有足够和可接受的场外燃油来源，以及运输和燃油储罐补油的手段。

4.244. 场内贮存的燃油数量应足以确保核电厂所有应急电源在地震造成场外电源丧失（即可能长时间内无法恢复场外电源）的工况下运行。贮存的燃油数量应根据恢复场外电源所需的时间或重新供应燃油所需的时间计算。

详细设计基准

4.245. 应定期核实燃油的质量，以确保油的品质满足最低运行要求。

4.246. 燃油贮存和输送系统应防止场址的相关危害，如地震和极端天气条件。

4.247. 每个燃油储罐应配备位于外部的燃油加注和通风管。这些部件应受到保护，以最大限度地减少车辆或外部危害造成损坏的可能性。此外，燃油加注点和通风口的位置应高于可能的最高洪水位。

4.248. 应采取措施尽量减少燃油贮存和输送系统引起的火灾和爆炸。特别是，设计应包括以下措施：

- (a) 检测和控制燃油从系统泄漏的能力，包括在过度泄漏的情况下将系统各部分隔离的能力；
- (b) 油箱防火堤，以便在油箱破裂时保持燃油不至于漫流；
- (c) 将油箱放置在与主控室有足够远的地方，以防止油箱爆炸或火灾对主控室人员或设备造成任何危害。

4.249. 应急柴油发电机的设计应包括在短期油箱上的溢流管线，以将输送泵输送的多余燃油返回主油箱。

4.250. 应急柴油发电机的短期油箱应位于可以为发动机驱动的燃油泵提供足够正压头的标高上。如果需要增压泵在发动机接收到启动信号后立即启动，则应由可靠的动力源提供动力，并一直工作到发动机驱动的燃油泵建立稳定的系统燃油压力为止。

4.251. 如果使用双壁储罐（如地下储罐），则两壁之间的环廊应设置有检漏系统。

冷却水系统

4.252. 每个应急电源应配备冷却水系统。这种冷却通常是由一个与应急电源集成安装的闭环回路来执行的。每个冷却水系统中包括一个缸套加热器和泵，一个三通温度调节阀和一个润滑油冷却器以保持发动机处于暖机状态。

系统或设备功能

4.253. 每个应急电源应配备冷却水系统，该系统将热量传递到最终热阱以将应急电源的温度保持在制造商规定的限值内。

4.254. 冷却水系统应设置加热器和循环泵，以便在备用条件下保持发动机温度，在应急电源启动时不会造成机械损坏。

详细设计基准

4.255. 设计中应包括防止长期腐蚀和有机污染的措施，这些腐蚀和污染会降低冷却水系统的性能。应采取预防措施，确保任何缓蚀剂或防冻化合物与部件材料的相容性。

4.256. 当应急电源收到启动信号时，冷却水系统应自动提供所需冷却（从备用工况切换到所需冷却工况）。

润滑油系统

4.257. 应急动力源的润滑油系统由机架内的油罐、润滑油冷却器、润滑油滤网和过滤器组成。

系统或设备功能

4.258. 每个应急电源应配备润滑油系统，该润滑油系统包含以下内容：

- (a) 润滑油过滤系统，用于在发动机运行期间保持所需的润滑油品质；
- (b) 润滑油冷却水系统，以保持油温在制造商规定的限值内；
- (c) 当应急电源处于备用模式时，保持润滑油通道温度和充满状态的系统。

详细设计基准

4.259. 润滑油系统应装有防止爆炸和缓解爆炸后果的措施（如泄压口）（见 NS-G-1.7[4]）。

4.260. 润滑油系统的油容量应足以确保在地震造成丧失场外电源时应急电源的运行。此外，场内的润滑油贮存能力应足以确保长期运行，直至恢复对场内的润滑油供应。

可替代电源的支持系统

系统或设备功能

4.261. 每个可替代电源都应配备专用辅助系统和必要的支持系统，以便在场外电源和应急电源丧失的情况下运行该电源。这些辅助和支持系统包括用于燃油贮存和输送，润滑油、冷却水、发动机进气和排气、空气启动和电力的系统。特别地，空气启动系统应这样设计，即可以在不重新给压缩空气罐重新充气的情况下多次启动。

详细设计基准

4.262. 应尽量减少应急电源的辅助和支持系统与可替代电源的辅助和支持系统之间的共因故障。

4.263. 设计应确保可替代电源的必要辅助系统免受外部危害（包括极端天气）和内部危害的破坏。

4.264. 可替代电源的辅助和支持系统的设计应确保这些系统在必要的时间内正常工作，以恢复场外电源，或在无法恢复场外电源时，恢复应急电力供应。贮存的燃油数量应根据恢复场外电源所需的时间或重新恢复燃油供应所需的时间计算。

4.265. 可替代电源的必要辅助和支持系统应能抵抗 SL-2 设计基准地震。

4.266. 在对可替代电源进行定期试验时，应核实辅助和支持系统的可用性，燃油质量也应核实。

4.267. SSG-34[19]提供了更详细的建议。

其他系统

4.268. 第 4.269—4.289 段为 SSR-2/1 (Rev.1) [1]未明确提及的辅助和支持系统的设计提供了建议,但通常认为与本“安全导则”所述系统类似的设计考虑是适当的。

设备及地面疏水系统

4.269. SSR-2/1 (Rev.1) [1]没有对设备和地面疏水系统提出特定要求,然而,SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 79 与这一系统相关,要求采取适当的手段,将向环境排放的液态放射性物质保持合理可达尽量低的水平。

系统或设备功能

4.270. 设备和地面疏水系统应有选择地收集反应堆冷却剂系统、辅助和支持系统,换料水池和乏燃料水池产生的液态和气态流出物,以及厂房内潜在污染的各种液体(例如来自地漏、洗衣和去污活动),并根据实际情况,将这些液体输送到贮存和废物处理系统。对于重水堆,应对含有重水的系统的任何泄漏进行收集并将其泵回系统。

4.271. 正常运行期间,设备和地面疏水系统应有助于以下方面:

- (a) 监控反应堆冷却剂系统的密封性并测量安全壳内的泄漏;
- (b) 通过回收废水和优化废水处理与废水排放之间的平衡,限制向环境排放放射性物质。

4.272. 在事故工况下,如果流出物中的放射性水平太高而无法在短期内处理(即在处理之前需要贮存)或如果流体体积超过废物处理能力,设备和地面疏水系统应具有将来自辅助厂房或第二道安全壳内的高度污染液体重新注入安全壳的能力。

4.273. 设备和地面疏水系统应有助于减少核岛厂房内的放射性滞留,并通过在正常运行期间监控的放射性水平,限制其排放到环境中。设备和地面疏水系统可直接有助于实现安全功能,通过防止内部水淹和爆炸的影响(例如防止含氢流体的氢气爆炸)来实现这些功能。

详细设计基准

4.274. 在设计上，设备和地面疏水系统应执行以下功能：

- (a) 收集液态流出物并根据是否回收或其放射性特征将其转移到各种系统；
- (b) 从一回路系统收集含氢或含气液态流出物，用于硼的回收和再循环（例如在冷却剂贮存和处理系统中）；
- (c) 收集不可复用的液态流出物，必要时将其转移到处理系统，然后进行监控并将其排放到环境中；
- (d) 对一回路系统进行吹扫，例如，在打开一回路系统进行卸料和排气之前。

4.275. 设备和地面疏水系统应有足够的收集、处理和处置所有电厂工况下的放射性和非放射性废水，放射性和非放射性液体应分别收集。

4.276. 设备和地面疏水系统的部件应根据其功能和作为安全屏障的作用进行分类，并应满足相应的设计要求（例如，在冗余性、应急电源配备、内部和外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证方面）。以下设备通常是有安全级别的：

- (a) 监控反应堆冷却剂系统泄漏的设备，如果这是为此目的实施的唯一手段；
- (b) 用于分析水淹的监控设备（见 NS-G-1.11[8]）；
- (c) 安全壳隔离所需的设备。

4.277. 贯穿安全壳的设备管线和地面排水系统必须具备适当的安全壳自动隔离功能，满足单一故障标准，见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 56。该部分设备和地面疏水系统应进行划分安全级别（基于其安全级别 1 的安全功能），并应满足相应的设计要求（例如在冗余性、应急电源配备、内外部危害防护、定期视察和试验、维护和质量保证等方面）。

4.278. 设备和地面疏水系统中含有放射性物质的部件，如果其故障会导致场外放射性后果，应视为安全重要物项，并应划分相应的安全级别。安全重要系统部件应能够与非安全重要系统部件隔离。

4.279. 设备和地面疏水系统的排水能力应足以确保在管道破裂，储罐泄漏和其他潜在来源（如地震导致非抗震设计储罐泄漏）发生水淹时继续执行安全功能。

4.280. 设备和地面疏水系统中的地坑应设置封盖，以防止污染流体进入大气中，并避免污染其他可复用的流体。地坑封盖的设计应能防止，在正常运行时，污染的污水滞留在厂房的地板上。

4.281. 浸没在地坑中的、设备和地面疏水系统的泵，应进行低频率维护设计。应提供保护防止可能损坏或阻塞泵的各种物体掉落到坑中。

4.282. 浸没在地坑中的、设备和地面疏水系统的泵，应配备过滤器以保护它们不受污水坑可能含有的颗粒和碎片的影响。

4.283. 设备和地面疏水系统中的地坑应配备液位仪器仪表，在出现高液位时触发警报以警告运行人员厂房内有水淹风险。必要时，系统中的每个地坑和储罐都应配备液位测量手段。

4.284. 在可能出现污染的区域，设备和地面疏水系统的设计应防止污染扩散到其他区域。

4.285. 在相邻防火隔间发生火灾时，应保持设备和地面疏水系统的运行性，设备和地面疏水系统应尽可能独立于其他防火隔间的类似设备（见 NS-G-1.7[4]）。

除盐水存储及相关系统

4.286. 除盐水的存储是必须的，例如，向压水堆的应急给水系统供水，特别是在丧失最终热阱的情况下。

系统或设备功能

4.287. 除盐水存储系统应能向应急给水系统供水，以便在丧失最终热阱时或外部危害事件发生时，由蒸汽发生器提供长期冷却。

详细设计基准

4.288. 除盐水存储的设计应能在丧失最终热阱或发生外部危害的情况下为应急给水系统提供补给水。至少应考虑以下外部危害的组合：

- (a) 风暴导致丧失场外电源和丧失最终热阱；
- (b) 地震导致丧失场外电源和丧失最终热阱。

4.289. 除盐水存储和相关系统应被视为执行安全级别 3 的安全功能，并应划分适当的安全级别。如果要在发生地震时执行这种安全功能，除盐水存储和相关系统应具有抗震能力。

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）。
- [4] 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）。（修订版编制中）
- [5] 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）。
- [6] 国际原子能机构《国家核安保制度的目标和基本要素》，国际原子能机构《核安保丛书》第 20 号，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。
- [7] 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）。
- [8] 国际原子能机构《核电厂设计中除火灾和爆炸外的内部危害防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.11 号，国际原子能机构，维也纳（2004 年）。（修订版编制中）
- [9] 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）。（修订版编制中）
- [10] 国际原子能机构《核电厂的抗震设计和鉴定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.6 号，国际原子能机构，维也纳（2003 年）。（修订版编制中）

- [11] 国际原子能机构《核电厂的确定性安全分析》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。（修订版编制中）
- [12] 国际原子能机构《核电厂结构、系统和部件的安全分级》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-30 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [13] 国际原子能机构《核电厂老化管理和长期运行计划制定》，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）。
- [14] 联合国粮食与农业组织、国际原子能机构、国际民用航空组织、国际劳工组织、国际海事组织、国际刑警组织、经济合作与发展组织核能署、泛美卫生组织、全面禁止核试验条约组织筹备委员会、联合国环境规划署、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织、世界气象组织，《核或辐射应急的准备与响应》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号，国际原子能机构，维也纳（2015 年）。
- [15] 国际原子能机构《核电厂仪器仪表和控制系统的设计》，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）。
- [16] 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）。（修订版编制中）
- [17] 国际原子能机构《核电厂反应堆安全壳和相关系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-53 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [18] 国际原子能机构《核电厂的维护、监控和在役检查》，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）。（修订版编制中）
- [19] 国际原子能机构《核电厂电力系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-34 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。

[20] 国际原子能机构《研究堆设计与运行中的辐射防护与放射性废物管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-4.6 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。

参与起草和审订的人员

Amri, A.	国际原子能机构
Bertrand, R.	顾问（法国）
Dugay, I.	法国电力公司
Krutzler, J.	匈牙利原子能管理局
Ramaswamy, K.	加拿大核安全委员会
Shaw, P.	国际原子能机构
Villalibre, P.	国际原子能机构
Wheeler, L.	美国核管制委员会

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