

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核电厂反应堆冷却剂系统 和相关系统的设计

特定安全导则

第 SSG-56 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。

核电厂反应堆冷却剂系统和 相关系统的设计

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 | 巴布亚新几内亚 |
| 亚美尼亚 | 几内亚 | 巴拉圭 |
| 澳大利亚 | 圭亚那 | 秘鲁 |
| 奥地利 | 海地 | 菲律宾 |
| 阿塞拜疆 | 教廷 | 波兰 |
| 巴哈马 | 洪都拉斯 | 葡萄牙 |
| 巴林 | 匈牙利 | 卡塔尔 |
| 孟加拉国 | 冰岛 | 摩尔多瓦共和国 |
| 巴巴多斯 | 印度 | 罗马尼亚 |
| 白罗斯 | 印度尼西亚 | 俄罗斯联邦 |
| 比利时 | 伊朗伊斯兰共和国 | 卢旺达 |
| 伯利兹 | 伊拉克 | 圣基茨和尼维斯 |
| 贝宁 | 爱尔兰 | 圣卢西亚 |
| 多民族玻利维亚国 | 以色列 | 圣文森特和格林纳丁斯 |
| 波斯尼亚和黑塞哥维那 | 意大利 | 萨摩亚 |
| 博茨瓦纳 | 牙买加 | 圣马力诺 |
| 巴西 | 日本 | 沙特阿拉伯 |
| 文莱达鲁萨兰国 | 约旦 | 塞内加尔 |
| 保加利亚 | 哈萨克斯坦 | 塞尔维亚 |
| 布基纳法索 | 肯尼亚 | 塞舌尔 |
| 布隆迪 | 大韩民国 | 塞拉利昂 |
| 佛得角 | 科威特 | 新加坡 |
| 柬埔寨 | 吉尔吉斯斯坦 | 斯洛伐克 |
| 喀麦隆 | 老挝人民民主共和国 | 斯洛文尼亚 |
| 加拿大 | 拉脱维亚 | 南非 |
| 中非共和国 | 黎巴嫩 | 西班牙 |
| 乍得 | 莱索托 | 斯里兰卡 |
| 智利 | 利比里亚 | 苏丹 |
| 中国 | 利比亚 | 瑞典 |
| 哥伦比亚 | 列支敦士登 | 瑞士 |
| 科摩罗 | 立陶宛 | 阿拉伯叙利亚共和国 |
| 刚果 | 卢森堡 | 塔吉克斯坦 |
| 哥斯达黎加 | 马达加斯加 | 泰国 |
| 科特迪瓦 | 马拉维 | 多哥 |
| 克罗地亚 | 马来西亚 | 汤加 |
| 古巴 | 马里 | 特立尼达和多巴哥 |
| 塞浦路斯 | 马耳他 | 突尼斯 |
| 捷克共和国 | 马绍尔群岛 | 土耳其 |
| 刚果民主共和国 | 毛里塔尼亚 | 土库曼斯坦 |
| 丹麦 | 毛里求斯 | 乌干达 |
| 吉布提 | 墨西哥 | 乌克兰 |
| 多米尼克 | 摩纳哥 | 阿拉伯联合酋长国 |
| 多米尼加共和国 | 蒙古 | 大不列颠及北爱尔兰联合王国 |
| 厄瓜多尔 | 黑山 | 坦桑尼亚联合共和国 |
| 埃及 | 摩洛哥 | 美利坚合众国 |
| 萨尔瓦多 | 莫桑比克 | 乌拉圭 |
| 厄立特里亚 | 缅甸 | 乌兹别克斯坦 |
| 爱沙尼亚 | 纳米比亚 | 瓦努阿图 |
| 科威特 | 尼泊尔 | 委内瑞拉玻利瓦尔共和国 |
| 斐济 | 荷兰王国 | 越南 |
| 芬兰 | 新西兰 | 也门 |
| 法国 | 尼加拉瓜 | 赞比亚 |
| 加蓬 | 尼日尔 | 津巴布韦 |
| 冈比亚 | 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-56 号

核电厂反应堆冷却剂系统和 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（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

核电厂反应堆冷却剂系统和相关系统的设计

国际原子能机构，奥地利，2024 年 6 月
STI/PUB/1878
ISBN 978-92-0-522223-3（简装书：碱性纸）
978-92-0-522023-9（pdf 格式）
EPUB 978-92-0-522123-6
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）、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。

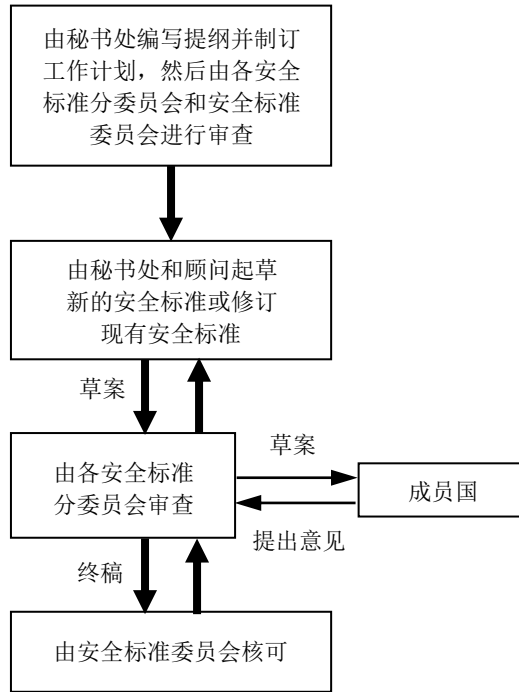


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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 (1.3-1.5)..... | 1 |
| 范围 (1.6-1.11)..... | 1 |
| 结构 (1.12)..... | 2 |
| 2. 反应堆冷却剂系统和相关系统的范围 (2.1) | 3 |
| 反应堆冷却剂系统 (2.2-2.4)..... | 3 |
| 停堆工况下排出热量的系统 (2.5)..... | 4 |
| 运行状态下冷却剂容量控制的系统 (2.6)..... | 4 |
| 运行状态下堆芯反应性控制的系统 (2.7)..... | 4 |
| 事故工况下堆芯冷却和余热排出的系统 (2.8)..... | 4 |
| 事故工况下用于堆芯反应性控制的系统 (2.9)..... | 4 |
| 所有电厂状态下的最终热阱和余热排出系统 (2.10-2.12)..... | 5 |
| 3. 反应堆冷却剂系统及相关系统的设计基准 (3.1) | 5 |
| 概述 (3.2-3.7)..... | 5 |
| 安全功能 (3.8)..... | 7 |
| 假想始发事件 (3.9-3.12)..... | 7 |
| 内部危害 (3.13-3.17)..... | 7 |
| 外部危害 (3.18-3.26)..... | 8 |
| 事故工况 (3.27-3.42)..... | 9 |
| 设计限值和验收标准 (3.43-3.45)..... | 12 |
| 可靠性 (3.46-3.56)..... | 12 |
| 纵深防御 (3.57-3.61)..... | 14 |
| 安全分级 (3.62-3.66)..... | 15 |
| 对安全重要物项的环境鉴定 (3.67-3.75)..... | 16 |
| 负载和负载组合 (3.76-3.86)..... | 17 |
| 材料 (3.87-3.96)..... | 18 |
| 制造和安装 (3.97, 3.98)..... | 20 |
| 校准、试验、维护、维修、更换、视察和监控 (3.99-3.115)..... | 20 |
| 超压保护 (3.116-3.120)..... | 23 |
| 布置 (3.121)..... | 23 |
| 辐射防护 (3.122-3.125)..... | 24 |
| 正常运行时可燃气体的积聚 (3.126)..... | 24 |
| 排气和排水 (3.127, 3.128)..... | 25 |

| | |
|--|-----------|
| 反应堆冷却剂系统和相关系统之间的接口 (3.129, 3.130)..... | 25 |
| 安全壳隔离 (3.131, 3.132)..... | 25 |
| 仪器仪表 (3.133-3.136)..... | 25 |
| 一个场址的多个机组 (3.137)..... | 26 |
| 规范和标准 (3.138-3.140)..... | 26 |
| 概率分析在设计中的应用 (3.141-3.143)..... | 27 |
| 4. 最终热阱和余热排出系统 (4.1)..... | 28 |
| 最终热阱 (4.2-4.19)..... | 28 |
| 余热排出系统 (4.20-4.46)..... | 31 |
| 5. 反应堆冷却剂系统设计中的特定考虑因素 (5.1, 5.2)..... | 34 |
| 结构设计 (5.3-5.10)..... | 35 |
| 设计基准负载和负载组合 (5.11-5.16)..... | 36 |
| 运行状态下冷却工况的控制 (5.17-5.19)..... | 37 |
| 压力控制和超压保护 (5.20-5.43)..... | 37 |
| 反应堆冷却剂压力边界的隔离 (5.44-5.53)..... | 40 |
| 假想始发事件 (5.54)..... | 41 |
| 内部危害 (5.55, 5.56)..... | 42 |
| 外部危害 (5.57-5.60)..... | 42 |
| 布置 (5.61-5.63)..... | 43 |
| 设计限值 (5.64)..... | 43 |
| 安全分级 (5.65, 5.66)..... | 44 |
| 环境鉴定 (5.67, 5.68)..... | 44 |
| 压力试验 (5.69, 5.70)..... | 44 |
| 排气 (5.71-5.79)..... | 45 |
| 专项设计要求 (5.80-5.130)..... | 46 |
| 6. 压水堆相关系统设计的特定考虑..... | 52 |
| 运行状态下冷却剂体积和堆芯反应性控制系统 (6.1-6.9)..... | 52 |
| 运行状态下的热量排出系统 (6.10-6.40)..... | 53 |
| 事故工况下堆芯冷却和余热排出系统 (不包括堆芯熔化的 设计扩展工况) (6.41-6.99)..... | 56 |
| 事故工况下堆芯反应性控制系统 (6.100-6.106)..... | 63 |
| 7. 沸水堆相关系统设计时的特定考虑..... | 64 |
| 运行状态下冷却剂容量和堆芯反应性控制系统 (7.1-7.4)..... | 64 |
| 运行状态下的热量排出系统 (7.5-7.16)..... | 65 |
| 事故工况下堆芯冷却和余热排出系统 (7.17-7.26)..... | 66 |
| 事故工况下堆芯反应性控制系统 (7.27-7.31)..... | 68 |

| | |
|---|-----------|
| 8. 压水重水堆相关系统设计中的特定要求 (8.1) | 68 |
| 运行状态下堆芯反应性控制系统 (8.2-8.4) | 69 |
| 运行状态下的热量排出系统 (8.5-8.40) | 69 |
| 事故工况下堆芯反应性控制系统 (8.41-8.49) | 73 |
| 事故工况下堆芯冷却和余热排出系统 (8.50-8.117) | 74 |
| 参考文献 | 83 |
| 参与起草和审订人员 | 87 |

1. 引言

背景

1.1. 本“安全导则”可用于核电厂反应堆冷却剂系统及相关系统设计，为满足原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂安全：设计》[1]相关核电厂冷却系统的相关要求，本“安全导则”提供了建议。

1.2. 本“安全导则”是对原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.9 号《核电厂反应堆冷却剂系统与相关系统的设计》¹ 的修订，是对原版本文件的取代。

目的

1.3. 正如本文第 2 部分所述，为满足在 SSR-2/1 (Rev.1) [1]确立的，对这些系统的要求。本“安全导则”目的是为了向反应堆冷却剂系统和相关系统设计提供建议。

1.4. 本“安全导则”提供的建议主要是针对监管机构、核电厂设计人员和核电厂许可证持有人的。

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

范围

1.6. 本“安全导则”主要适用于陆基固定式核电厂设计，此类核电厂都带有水冷反应堆，主要用于发电目的。人们必须很清楚地认识到，对于其他类型的反应堆，包括未来水冷反应堆系统的创新发展，本“安全导则”的某些部分可能将不再适用，或可能需要进行某种判断才能适用于某些方面的解释。

¹ 国际原子能机构《核电厂反应堆冷却剂系统与相关系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.9 号，国际原子能机构，维也纳（2004 年）。

1.7. 本“安全导则”所提供的建议主要针对新的核电厂。对于按照较早标准进行设计的核电厂，可以预计，在对这类设计进行安全评定时，将与现行标准进行比较（例如，作为定期对电厂进行安全重新评定的的一部分），以确定是否可以通过合理可行的安全改进，进一步加强电厂的安全运行（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 1.3 段）。

1.8. 本“安全导则”的内容涵盖反应堆冷却剂系统及其相关系统，包括第 4 部分所述的最终热阱。它涵盖了反应堆冷却剂系统及其相关系统的所有设计要素，这些相关系统对于第 1.6 段所述的反应堆类型来说是通用的。同时本“安全导则”的范围没有扩展到特定部件的详细设计。

1.9. 本文第 2 部分描述了反应堆冷却剂系统及其相关系统的范围，它们都在本“安全导则”中进行了说明。本“安全导则”的设计建议是根据系统所要完成的安全功能给出的，这样的作法是为了在可行的范围内，让设计建议独立于特定的设计形式。

1.10. 设计限值和工程标准，连同应用于核实这些限值和标准的系统参数，特定于核电厂的特定设计，因此不在本“安全导则”的范围之内。但是，本“安全导则”对这些主题提供了定性的建议。

1.11. 本“安全导则”未涉及用于控制堆芯反应性和反应堆停堆的燃料元件和控制棒。

结构

1.12. 本文第 2 部分描述了本“安全导则”中涉及的反应堆冷却剂系统及相关系统的范围；第 3 部分提供了反应堆冷却剂系统及相关系统的通用设计建议，适用于压水堆（PWR）、沸水堆（BWR）和重水压水堆（PHWR）技术；第 4 部分为不同的热排出链设计以及最终热阱设计的一般注意事项提供了建议；第 5 部分特别针对应用压水堆、沸水堆和重水压水堆技术的反应堆冷却剂系统的设计提供了补充建议；第 6—8 部分分别针对压水堆、沸水堆和重水压水堆技术的相关系统的设计提供了补充建议。

2. 反应堆冷却剂系统和相关系统的范围

2.1. 本“安全导则”中提供的建议适用于履行以下功能的反应堆冷却剂系统和相关系统的设计：

- (a) 为保护工作人员、公众和环境，对放射性物质进行限制；
- (b) 提供和维持足够的堆芯冷却条件，以确保在运行状态下符合燃料设计限值；
- (c) 保持足够的冷却剂容量和冷却条件，防止在设计基准事故工况下出现显著的燃料损坏，并在切实可行的范围内缓解设计扩展工况的后果；
- (d) 在运行状态和事故工况下，从堆芯中除去衰变热，并将反应堆冷却剂系统的余热排出到最终热阱；
- (e) 防止反应堆冷却剂压力边界内冷却剂容量不受控制的丧失；
- (f) 在运行状态、设计基准事故和设计扩展工况下，限制反应堆冷却剂系统的超压，防止发生严重的燃料退化；
- (g) 在运行状态和事故工况下，反应堆停堆并控制堆芯反应性，以确保符合燃料设计限值；
- (h) 在事故工况下对反应堆冷却剂系统进行降压。

反应堆冷却剂系统

2.2. 对于所有反应堆类型，反应堆冷却剂系统应包括为动力运行中的燃料提供和维持足够的堆芯冷却条件（压力、温度和冷却剂流量）所必需的部件。如第 1.11 段所述，本“安全导则”未涉及用于控制堆芯反应性和反应堆停堆的燃料元件和控制棒。

2.3. 对于所有类型的水冷反应堆，其反应堆冷却剂系统的反应堆冷却剂压力边界都延伸到并包括最外层隔离设备（一个或多个）。

2.4. 对于间接循环反应堆（即 PWRs），反应堆冷却剂系统的压力保持边界包括蒸汽发生器的一次侧（见第 6 部分）；对于直接循环反应堆（即 BWRs），反应堆冷却剂系统的压力保持边界还包括一次冷却剂再循环系统以及主蒸汽管线和给水管线，直至并包括最外层安全壳隔离阀（见第 7 部分）；第 8 部分特别描述了重水压水堆的特定特点。

停堆工况下排出热量的系统

2.5. 这些系统的设计目的是，在反应堆停堆期间，排出反应堆冷却剂中多余的热量。它们包括，将反应堆冷却剂系统冷却到冷停堆工况的系统，包括达到压水堆和沸水堆的换料工况。

运行状态下冷却剂容量控制的系统

2.6. 这些系统的设计目的是控制反应堆冷却剂容量，并补偿运行状态下的泄漏。

运行状态下堆芯反应性控制的系统

2.7. 这些系统的设计目的是，适应功率运行中缓慢的反应性变化（包括对堆芯功率分配的控制），并在停堆工况下保持次临界。

事故工况下堆芯冷却和余热排出的系统

2.8. 这些系统包括：

- (a) 在事故工况下，无论反应堆冷却剂系统的完整性是否被破坏，都能从反应堆堆芯排出衰变热的系统；
- (b) 在事故工况下，冷却反应堆冷却剂系统，至达到安全停堆工况，并将余热从反应堆冷却剂系统排出到最终热阱的系统；
- (c) 用于长期保持安全停堆工况的系统。

事故工况下用于堆芯反应性控制的系统

2.9. 这些系统旨在实现以下目标：

- (a) 反应堆停堆；
- (b) 停止由事故工况引起的不受控制或过度的正反应性插入；
- (c) 在非应急停堆工况下的预期瞬态过程中，限制燃料的损坏；

(d) 在事故工况下，确保对反应堆堆芯反应性的控制，直至达到安全停堆工况。

所有电厂状态下的最终热阱和余热排出系统

2.10. 最终热阱是一种介质，所排出的余热总是能被它接受，即使所有其他的排热手段都已丧失或不足[2]。最终的热阱通常是自然界中水体（包括地下水）或大气。

2.11. 余热排出系统包括从余热排出系统向最终热阱排出热量的系统。

2.12. 对于不同的停堆工况，至少应保持一个最终热阱和一个传热链路始终可用，以保证余热排出到最终热阱的能力。

3. 反应堆冷却剂系统及相关系统的设计基准

3.1. 本部分为反应堆冷却剂系统和相关系统提供了通用设计建议，适用于所有水冷式反应堆。特定反应堆技术的特定设计要素分别在第6部分（压水堆）、第7部分（重水堆）和第8部分（重水压水堆）进行描述。

概述

3.2. 许多反应堆冷却剂系统及其相关系统的设计是相互依赖的，同时可以运用不同的设计原则（例如，使用能动或非能动系统用于应急堆芯冷却或余热排出）。尽管如此，执行相同安全功能的系统，即使使用不同技术，仍然应该按照相似的通用设计要求进行设计。

3.3. 反应堆冷却剂系统及其相关系统的设计必须满足设计安全管理 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 1—3。设计过程还应符合原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[3]规定和要求。同时，还应考虑原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理系统的适用》[4]和第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[5]提出的建议。

3.4. 反应堆冷却剂系统及其相关系统的设计需要考虑核安全和核安保两个方面的要求和建议。核安全措施和核安保措施的设计应统筹考虑综合应

用，并尽可能相辅相成，做到安保措施不危害核安全，同时核安全措施不危害核安保。相关核安保的建议见参考文献[6]。

3.5. 反应堆冷却剂系统及其相关系统的设计必须符合 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 47—53，同时应考虑 SSR-2/1 (Rev.1) [1]其他与以下方面相关的要求：

- (a) 在所有电厂运行状态下，保护工作人员、公众和环境免受电离辐射的有害影响；
- (b) 不同系统应有足够的可靠性；
- (c) 切实消除可能导致早期放射性排放或大规模放射性排放的条件及出现的可能性。

3.6. 为实现上述目标，反应堆冷却剂系统及其相关系统的设计应满足并执行本“安全导则”第 2.1 段所列功能的要求。

3.7. 应为每个结构、系统和部件确定设计基准，并应在设计基准中明确以下内容：

- (a) 该结构、系统和部件执行的（一个或多个）功能；
- (b) 该结构、系统和部件必须应付的假想始发事件；
- (c) 该结构或部件预期要承受的负载和负载组合；
- (d) 如何防止内部危害的效应；
- (e) 如何防止外部危害的效应；
- (f) 适用于该结构、系统和部件设计的设计限值和验收标准；
- (g) 可靠性；
- (h) 针对系统内部以及属于不同纵深防御级别的系统之间的共因故障的规定；
- (i) 安全分级；
- (j) 设备鉴定的环境条件；
- (k) 监控和控制能力；
- (l) 材料；
- (m) 试验、视察、维护和退役的规定。

安全功能

3.8. 每个系统要完成的安全功能和每个主要部件对安全功能的贡献应以足够详细的程度进行描述，以便进行正确的安全分级。

假想始发事件

3.9. 本文第 3.10—3.12 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 16 的建议。

3.10. 那些来自为电厂设计而制定的假想始发事件清单的、可以影响反应堆冷却剂系统及其相关系统设计的事件，应根据其估计的发生频率进行确认并将其分类（见参考文献[7]，关于假想始发事件分类）。

3.11. 对于由假想始发事件引起的每一种工况，应建立一份反应堆冷却剂系统及其相关系统的对应清单，这些系统是使电厂达到安全和稳定的停堆工况所必需的。

3.12. 为了确定反应堆冷却剂系统及其相关系统及相关设备的能力和性能，应明确导致假想始发事件发生的边界条件。

内部危害

3.13. 本文第 3.14—3.17 段给出了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 17 和第 5.16 段关于内部危害的建议。同时应遵循原子能机构《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》[8]和第 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》[9]提出的建议，以确定反应堆冷却剂系统及其相关系统设计中应考虑的内部危害。

3.14. 应根据管理系统要求，对识别内部危害的筛选过程进行记录。应保护安全重要结构、系统和部件（例如反应堆安全停堆或缓解事故后果的系统），使其免受内部危害的影响。这种保护还应考虑不受保护的结构、系统和部件的故障的后果对受保护的结构、系统和部件的影响。

3.15. 厂房和设备布置以及防止内部危害的手段应足以确保反应堆冷却剂系统及其相关系统，如假想始发事件安全分析描述的那样，即使在受到危害影响时仍然有效。

3.16. 厂房和设备布置以及安全系统冗余设备的保护手段应足以保证内部危害不能成为反应堆冷却剂系统及其相关系统履行其安全功能完全丧失的共因故障。

3.17. 所使用的设计方法、设计和建造规范以及标准应提供足够的裕度，以避免在内部危害严重程度增加的情况下出现陡边效应。

外部危害

3.18. 本文第 3.19—3.26 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 17 和第 5.17—5.21A 段关于外部危害的要求给出了建议。同时，还应考虑原子能机构在下列安全标准中提出的建议，以了解一般概念，确保查明相关外部危害，并保护反应堆冷却剂系统及其相关系统免受这些危害的影响：NS-G-1.5《核电厂设计中的非地震外部事件》[10]，关于地震以外的危害；NS-G-2.13《现有核装置地震安全评价》[11]和 NS-G-1.6《核电厂的抗震设计和鉴定》[12]，关于地震危害。

3.19. 关于外部危害的影响，应尽可能采取保护措施，防止损坏反应堆冷却剂系统以及对安全有重要影响的相关系统（例如反应堆停堆和缓解事故后果的系统）。保护方式可依托厂房和设备的布置以及场址厂房的保护措施。当保护措施无效时，相关结构、系统和部件的设计应能承受危害负载和可能危害负载组合构成的相关负载。

3.20. 反应堆冷却剂系统部件的设计应确保，当场址评价中确定的外部危害效应出现时，该部件不能引发新的事故。

3.21. 对于每个相关的外部危害或可能的危害组合，部件在危害所引发事故中的可运行性和完整性，应该被确认并且应在部件的设计基准中加以特别说明。

3.22. 反应堆冷却剂系统及其相关系统的结构、系统和部件应按照 NS-G-1.6[12]建议划入适当的抗震级别。根据原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-

9号《核装置场址评价中的地震危害》[13]提供的建议，构成反应堆冷却剂压力边界的部件，蒸汽发生器（压水堆和重水压水堆）的二次包络，以及旨在缓解设计基准事故后果的安全系统，应按承受2级地震负载（SL-2）进行设计。

3.23. 所使用的设计方法、设计和建造规范以及标准应提供足够的裕度，以避免在外部危害严重程度增加的情况下出现陡边效应。

3.24. 应识别反应堆冷却剂系统及其相关系统，以及最终为防止早期放射性排放或大规模放射性排放（如果有的话）所必需的结构和部件。对于所有此类物项，在自然灾害造成的负载超过场址危害评定确定的负载时，应保持其完整性和可运行性（相关部分）。为设计或评价而选择的边界条件应说明正当性。

3.25. 对于外部危害，为了保持反应堆冷却剂压力边界的完整性，场址现有系统，需要采取必要的短期行动，以防止工况升级到堆芯熔化的设计扩展工况（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.17 段）。

3.26. 足够的堆芯冷却能力应能使其保持长期运行，应比考虑的场外支持服务的时间更长。

事故工况

3.27. 与反应堆冷却剂系统和相关系统的设计相关的事故工况是那些有可能对反应堆冷却剂系统和相关系统造成过度机械负载的工况，或是那些为运行状态设计的系统，不能完成燃料冷却和反应堆停堆的工况。

3.28. 在反应堆冷却剂系统和相关系统的设计中，事故工况应作为确定容量、负载和环境条件的输入。反应堆冷却剂系统和相关系统需要考虑的事故工况包括：

- (a) 冷却剂丧失事故；
- (b) 反应堆冷却剂泄漏到二次侧（对于压水堆和重水压水堆）；
- (c) 主蒸汽管路断裂或蒸汽发生器给水管断裂（压水堆和重水压水堆）；
- (d) 停堆工况下余热排出丧失；
- (e) 反应性和功率分布异常。

3.29. 第 3.30—3.32 段给出了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 18 的建议。

3.30. 用于反应堆冷却剂系统和相关系统设计的计算机代码和设计标准应予以记录和验证,如果是新的代码,则应根据管理系统的最新知识和公认标准进行开发。代码的用户应在代码的验证和应用以及代码模式假设方面上获得资格并接受培训。

3.31. 设计基准事故和设计扩展工况边界条件的计算应充分记录在案,说明用于评价参数的假设,以及所使用的设计标准和计算机代码。

3.32. 计算机代码不应在超出其标识和记录的验证范围之外使用。

设计基准事故

3.33. 第 3.34 段和第 3.35 段给出了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 19 和 25 的建议。

3.34. 为了确定安全系统足够的性能,应对设计基准事故进行识别,并对反应堆冷却剂系统的行为进行分析。

3.35. 为确保反应堆冷却剂系统和相关系统足够的性能,与设计基准事故相关的工况在计算时应考虑到最不利的初始条件和设备性能,以及对安全系统性能影响最大的单一故障。在引入以下足够的保守性考虑时应注意:

- (a) 对于同一事件,对于某一个特定系统的设计被认为是保守的方法,对于另一个系统可能是非保守的。因此,应针对不同的情况进行不同的分析;
- (b) 过于保守的假设可能导致对部件和结构施加过大的应力。

无显著燃料退化的设计扩展工况

3.36. 第 3.37—3.42 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 20 的建议,该要求适用于没有出现显著燃料退化的设计扩展工况。

3.37. 应在设计判断以及确定性和概率评定的基础上确定相关的设计扩展工况。

3.38. 作为典型示例，至少应考虑以下三种类型的设计扩展工况：

- (a) 发生频率极低，可能导致安全系统无法满足设计基准事故相关的验收标准的事件；
- (b) 多重故障（例如，冗余中的共因故障），导致安全系统无法执行其控制假想始发事件的预设功能；
- (c) 在正常运行过程中，导致到最终热阱的热排出链丧失的多重故障。

3.39. 由于多重故障更多可能是由于可能导致安全系统故障的相关事故的引起的，因此冗余安全系统通道之间的相关分析，或已安装的不同的反应堆停堆功能之间的相关分析，以及从堆芯余热排出并将余热排出到最终热阱之间的相关性分析，应该是识别设计扩展工况的候选领域。

3.40. 应识别无显著燃料退化的设计扩展工况，并将其用于重要系统设计基准的建立。这些系统的作用，是防止多重事故假想通道的发生，它们通常会导致设计扩展工况从无显著的燃料退化阶段向堆芯熔化阶段的升级。可能适用的设计扩展工况的示例包括：

- (a) 全厂断电；
- (b) 未能应急停堆的预期瞬态（ATWS）（压水堆和沸水堆）；
- (c) 给水系统的完全丧失（压水堆和重水压水堆）；
- (d) 应急堆芯冷却系统故障导致的小失水事故；
- (e) 向最终热阱排出余热的系统丧失；
- (f) 最终热阱的丧失。

3.41. 为了确定在设计扩展工况中反应堆冷却剂系统和必要的相关系统的所必须的性能，可以使用比设计基准事故的规则不那么保守的规则来计算设计扩展工况，前提是裕度仍足以覆盖不确定性。敏感性分析有助于确定哪些关键参数存在不确定性，应在设计中予以考虑。

3.42. 在可能的范围内，应通过永久性冷却系统来缓解设计扩展工况的后果。即使短期措施也应由永久性设备完成。

设计限值和验收标准

3.43. 第 3.44 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 15 和 28 建议。

3.44. 反应堆冷却剂系统和相关系统的性能应按照下列建议，用一套明确且被广泛接受²的设计限值和标准加以说明：

- (a) 反应堆冷却剂系统各部件的设计应使其加工参数、应力以及累积使用因子不超过相应的设计限值，以确保这些部件的必要完整性和可运行性；
- (b) 相关系统的设计应确保不超过燃料相应的设计限值和标准；
- (c) 相关系统的设计应避免在反应堆冷却剂压力边界上造成不可接受的应力。

3.45. 每个电厂状态都应指定相应的设计限值和标准（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 15）。

可靠性

3.46. 第 3.47—3.56 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 21—26、29 和 30 的建议。

3.47. 为了使反应堆冷却剂系统和相关系统获得必要的可靠性，控制堆芯的反应性，同时在反应堆冷却剂系统中保持足够的冷却剂容量，从堆芯中余热排出并将余热排出到最终热阱，应考虑以下因素：

- (a) 设计和制造的安全性分类和相关设计要求；
- (b) 与系统相关的设计标准（例如，冗余通道的数量、抗震鉴定、恶劣环境条件的鉴定、电力供应等）；
- (c) 通过实施适当的措施，如多样性、实物分隔和功能独立等，防止共因故障；
- (d) 防止反应堆冷却剂系统和相关系统免受内部和外部危害影响的布置标准；

² “定义明确并被接受”通常是指被成员国监管机构广泛接受或由国际组织提出。

- (e) 定期试验和视察；
- (f) 老化效应；
- (g) 维护；
- (h) 使用具有“故障-安全”属性的设备。

设计用于应对设计基准事故的系统

3.48. 无论最终的故障是来自假想始发事件还是来自履行安全功能系统的假想单一故障，在设计基准事故工况下，反应堆停堆、对反应堆堆芯进行冷却、控制堆芯反应性、余热排出并将其排出到最终热阱都应该是可以做到的。同时还应考虑到系统因维护或维修而无法使用的情况。

3.49. 维持反应堆处于长期安全状态的系统，其设计应能在系统出现单一故障时继续履行其功能（无论是能动故障还是非能动故障：见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.40 段）。如果有适当的正当性，某些部件的故障可能是不需要假设的（例如某些非能动故障）。

3.50. 场址电源（即应急柴油发电机和/或电池）应具有足够的容量，为设计基准事故中运行的电气设备供电。用于反应堆停堆、冷却堆芯、余热排出并将余热排出到最终热阱，以及将反应堆长期维持在安全状态。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》[14]。

3.51. 应识别安全系统冗余之间共因故障的脆弱点，并应执行设计和布置标准使冗余尽可能独立。特别是，在安全系统设计上的冗余通道之间应保证充分的实物分隔，以防止由于危害效应而导致系统的共因故障，或应使之最小化。

3.52. 关于内部危害、外部危害和环境条件对反应堆冷却剂系统和相关系统可靠性影响的建议，第 3.14—3.17 段、第 3.19—3.26 段和第 3.68—3.75 段分别给予了论述。

设计扩展工况下无显著燃料退化的安全特性

3.53. 对设计用于余热排出并将余热排出到最终热阱的安全系统进行可靠性分析，应该可以确定是否需要增加更多安全功能必要性，以加强对堆芯熔化的预防。

3.54. 应对假想始发事件和安全系统冗余之间共因故障更可能的事件组合进行分析。如果后果超过了设计基准事故所给出的限值，则应提高安全系统的可靠性（例如，应消除共因故障缺陷）或实施附加设计特点，防止此类事件升级为堆芯熔化事故。应设计和安装用于余热排出并将余热排出到最终热阱的附加设施，使其不太可能因同样的原因而故障。

3.55. 附加安全特点应具有足够的可靠性，以满足堆芯损坏频率判据。

3.56. 考虑到满足单一故障标准，在此工况下并不是必需的，而且设计扩展工况的附加安全设施是由交流电源和蓄电池轮流供电，第 3.48—3.52 段中的建议也应适用于设计扩展工况。

纵深防御

3.57. 第 3.58—3.61 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 7 的建议。

3.58. 根据纵深防御的要求，应采用多种方法反应堆停堆或维持反应堆的次临界状态，并在不同的电厂状态下完成余热排出并将余热向最终热阱排出。

3.59. 应对多种停堆方法之间可能存在的共因故障的薄弱环节进行识别，并评价这些环节故障的后果。那些会导致故障升级到堆芯熔化的共因故障薄弱点，应尽可能地加以消除。

3.60. 仪器仪表和控制系统之间，以及为仪器仪表和控制系统的驱动和运行所必需的支持系统，彼此之间应该是相互独立的，不能由于共因故障而受到损害。

3.61. 支持反应堆冷却剂系统和相关系统驱动的仪器仪表体系结构应尽可能独立于电厂状态监控的仪器仪表。

安全分级

3.62. 第 3.63—3.66 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 22 的建议。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》[15]提出的建议也应加以考虑。

3.63. 结构、系统和部件发生故障的后果,应从履行安全功能以及防止放射性排放两方面加以考虑。对于这两个因素都相关的结构、系统和部件,应基于这两个因素,根据预期实现的可靠性,对必需的安全分级和相关质量要求进行定义。对于不包含放射性物质的结构、系统和部件,安全分级和质量要求应直接从履行安全功能丧失的后果中得出。

3.64. 应使用一致的方式确定安全分级,以便为执行一种安全功能所必需的所有系统(包括相关的支持服务系统)都被分配到同一个安全级别中,否则就应提供分配到不同级别的正当性。

3.65. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 9,安全级别的承压设备必须按照核工业广泛使用的、经过验证的规范和标准进行设计和制造。为此,原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.2 号《核电厂的运行限值、条件和运行程序》[16], SSG-52 号《核电厂反应堆堆芯设计》[17]和 SSG-63 号《核电厂燃料装卸和贮存系统的设计》[18],给出了更详细的建议。在选择适用于每一个部件的工程设计和制造规则时,必须考虑故障的后果,即安全功能的履行和防止放射性排放。

3.66. 关于实施 SSG-30[15]描述的安全分级:

- (a) 为防止在发生设计基准事故时超过剂量限值而设计的系统应划为安全分级 1,或者,如果这些系统是使反应堆达到安全状态所必需的,则可划为安全分级 2;
- (b) 为设计扩展工况的安全设备提供支持而实施的系统至少应分配到安全分级 2。安全功能被归类为安全分级 2 的对象, SSG-30[15]第 3.15 段的描述包括:“是对安全分级 1 的功能进行支持的功能,以及在不发生堆芯熔化的情况下,控制设计扩展工况所需的功能。”
- (c) 保持反应堆关键参数(例如压力、温度、稳压器水位和蒸汽发生器水位)在正常运行规定的范围内的系统至少应分配到安全分级 3;

(d) 为正常运行而设计的系统，如果其故障不会导致超出运行状态规定的管理限值的放射性后果，则不必对其进行安全分级。

对安全重要物项的环境鉴定

3.67. 第 3.68—3.75 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 30 的建议。同时还应考虑原子能机构《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》[19]和 NS-G-1.6 号[12]提出的建议。

3.68. 反应堆冷却剂系统和相关系统的部件和仪器仪表必须通过鉴定，证明其有能力在整个环境条件下发挥功能（包括运行之前或运行期间的），否则它们就应进行充分保护，避免这些环境条件的影响（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 30）。

3.69. 事故发生之前、期间和之后的相关环境条件，以及在整个电厂寿期内结构、系统和部件的老化，都要求在环境鉴定中予以考虑（见 SSR-2/1(Rev.1) [1]要求 30）。关于老化管理的进一步建议见第 SSG-48 号文件[19]。

3.70. 环境鉴定应通过试验、分析和经验反馈的方法进行，也可以将这些方法结合起来进行。

3.71. 环境鉴定应包括对温度、压力、湿度和放射性水平等因素的考虑。边缘和协同效应（叠加或组合效应造成的损害可能超过单独效应之和造成的总损害）也应予以考虑。在可能产生协同效应的情况下，材料应按最严重效应或最严重效应组合或效应的顺序进行鉴定。

3.72. 可以使用加速老化和鉴定试验的技术，前提是有充分的正当性这样做。

3.73. 对于受各种机制老化退化影响的部件，应确定其设计寿命，如有必要还应确定更换频率。在此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，应先进行老化以模拟其到达设计寿命时状态。

3.74. 已用于鉴定试验的部件一般不能用于随后的建造。

3.75. 环境鉴定的证据，适用的参数和确定的鉴定需求应以可监查的形式在整个电厂寿期内包含在设计文件中（或由设计文件引用）。

负载和负载组合

3.76. 反应堆冷却剂系统和相关系统的每个部件和结构的设计基准应包括：对于每个电厂状态和服务工况，由厂房内建筑、吊装以及环境条件所施加的负载和负载组合，包括在内部和外部危害条件下，厂房稳定性、完整性、功能性和可运行性所必须的全部负载。

3.77. 在进行负载边界条件、负载和应力计算时，应采用适当和公认的方法和规则，以建立对保守设计的信心，并提供足够的裕度以覆盖不确定性和避免陡边效应，同时考虑到以下因素：

- (a) 加工参数的不确定性；
- (b) 初始条件以及系统和部件的性能的不确定性；
- (c) 模式简化的不确定性；
- (d) 结构公差；
- (e) 衰变热的不确定性。

3.78. 应识别和分析所有负载，并考虑到下列因素：

- (a) 负载的类型（即静态和永久负载，或瞬态和动态负载，全体或局部负载）；
- (b) 每个负载的时程（应避免负载峰值不切实际的叠加，如果这种峰值不能正好相互避开的话）。

3.79. 设计基准负载条件，包括内部和外部危害负载，应根据其估计的发生频率，或根据公认的规范和国家法规要求³，划分到不同电厂状态或服务条件对应的不同类别中。

³ 服务条件的类别定义如下：

- 正常使用工况：设备在正常运行期间可能受到的负载条件，包括正常运行瞬变以及启动和停堆工况。
- 异常工况：设备在由于被归类为预计运行事件的假想始发事件的发生而产生的瞬变过程中可能受到的负载条件。
- 应急工况：设备在发生被归类为低频率事故的假想始发事件引起的瞬变过程中可能受到的负载条件。
- 事故工况：设备在发生属于极低频事故的假想始发事件所造成的瞬变过程中可能受到的负载条件。

3.80. 考虑到不同的负载组合类别，应定义确保完整性所必需满足的适当的验收标准（例如，设计压力和温度以及应力限值），并应适用于每种负载组合。

3.81. 对于不同的破坏模式（如渐进式变形和疲劳，或过度变形和塑性失稳），应力水平大不相同。应确保防止脆性断裂，如果与构件相关，应考虑临界屈曲应力。

3.82. 符合国际公认的守则和标准所规定的标准，为结构、系统和部件履行其预设功能提供了合理的保证。当需要论证可运行性时，应进行额外的分析或试验。

3.83. 正常使用工况和异常工况应通过模拟实际工况下的设备响应来定义。

3.84. 应急工况和事故工况的定义应该是保守的（例如，假设在初始工况下存在不利于系统性能的不确定性，当运行情况良好时，不考虑系统的运行和控制作用）。

3.85. 缓解事故后果所必需的结构、系统和部件的设计应能承受自然现象的影响，以保持其履行预定安全功能的能力。这些结构、系统和部件的设计基准应反映运行状态以及由自然现象的效应导致的事故工况的适当组合。

3.86. 为在应急工况和事故工况下履行其功能而设计的结构、系统和部件，其设计应满足充分的使用限值⁴，以确保这些物项在承受设计指定的假想始发事件所导致的持续负载时，保持必要的完整性和可运行性。

材料

3.87. 第 3.88—3.92 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 47 的建议。

3.88. 应对反应堆冷却剂系统和相关系统压力保持边界所用材料的化学成分、微观结构、机械-热性能、热处理、制造要求和材料活化进行详细说明。材料应适当均质，并应与它们所包容的冷却剂，以及连接材料（如焊接材

⁴ 满足应急工况或事故工况规范规定的应力限值监管机构一般认为是足够的。

料)、毗连部件或材料，如滑动表面，主轴和填料箱（包装盒），镀层或辐解产物相互兼容。

3.89. 用于部件制造或维修的焊接材料规范也应该建立起来，以使焊缝具有足够的强度和韧性。

3.90. 为反应堆冷却剂系统和相关系统指定的材料应遵守所用规范的相关规定，包括下列属性和特征：

- (a) 耐热负载；
- (b) 强度、蠕变和疲劳性能；
- (c) 与腐蚀和侵蚀相关的性能，包括抗应力腐蚀开裂；
- (d) 耐辐射效应；
- (e) 抗热脆；
- (f) 抗氢脆；
- (g) 延展特征；
- (h) 断裂韧性特征（既包括脆性断裂韧性，也包括延展断裂韧性）；
- (i) 易于制造（包括可焊接性）。

3.91. 如 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.70 段指出，用于制造反应堆冷却剂系统和相关系统结构、系统和部件的材料，“在合理可行的情况下，材料的选择应该使材料的活化最小化。”

3.92. 所选择的材料应与核电厂整个寿期内预期的使用条件相匹配，同时也应与所有运行状态和事故工况相匹配。应通过分析、试验以及运行经验的反馈和分析，或这些方法的综合运用，对所选材料进行鉴定。

与放射性流体接触的材料

3.93. 对于运行状态下的所有腐蚀现象，相关材料应具有较高的耐腐蚀性，包括由于流体腐蚀和悬浮固体的磨损导致的各种材料性能退化。

3.94. 根据 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 4.20 段，相关材料应该方便去污。

暴露在高 neutron 通量下的材料

3.95. 在此场合中所用材料的选择应考虑以下效应：

- (a) 中子辐照引起的脆化；
- (b) 辐照加速应力腐蚀开裂；
- (c) 中子辐照引起的肿胀；
- (d) 中子活化；
- (e) 辐照蠕变。

3.96. 关于反应堆压力容器的脆化风险，应根据反应堆压力容器制造所用材料的样品进行试验，并编写专门的监视计划。这些样品应安装在反应堆压力容器内，并按计划取出。随后，这些样品应进行力学试验，包括抗拉强度和简支梁冲击试验或断裂韧性试验。另外一些样品，则用来分析和测量样品所在位置反应堆压力容器壁所受到的辐照通量。应为所执行的所有试验事先指定验收标准。

制造和安装

3.97. 第 3.98 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 11 的建议。

3.98. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 11，承压部件：

“其设计应使其能够按照既定的流程进行制造、建造、装配、安装和就位，以确保达到设计规范和必要的安全水平。”

应为制造流程建立管理系统，包括对材料、焊接、制造部件的搬运和贮存进行标识和追溯。更详细的标准在为制造选择的规范和标准中提供。

校准、试验、维护、维修、更换、视察和监控

3.99. 第 3.100—3.115 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 29 的建议。

3.100. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 29, 应采取一系列措施, 以确保对安全重要相关的结构、系统和部件在其使用寿命期间保持其履行预期功能的能力。视察和定期试验是有助于满足这一要求的良好实践。

3.101. 设计应为需要进行在役检查、检测、试验, 维护和监控的结构、系统和部件建立技术基准。

3.102. 设计应包括便于在建造、调试和运行阶段, 进行检测、试验、在役检查、维护、维修和监控的规定。进一步的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.6 号《核电厂的维护、监视和在役检查》[20]。

3.103. 安全重要结构、系统和部件的设计和布置, 应使对象的监视和维护变得简单, 包括, 允许及时进入, 出现故障时允许诊断和维护, 并应将维护人员的风险降至最低。

3.104. 制定策略和计划来处理检测、试验、在役检查、维护和监控是反应堆冷却剂系统和相关系统设计的一个重要方面。应在执行的策略和计划中考虑人因工程, 以便于有效地开展活动, 并尽量减少人为错误的影响。

3.105. 如果包含安全设备的电厂设计无法在原地进行试验 (例如爆破驱动阀), 则应指定充分的监视计划, 其中应包括役前检查和在役检查的规定。

3.106. 应根据每种类型的无损检验方法预先确定验收标准, 对焊缝和焊缝熔覆金属进行无损检验, 以确保其结构完整的可接受性。在进行无损检验之前, 人员、设备和程序应通过鉴定。

反应堆冷却剂系统的役前检查和在役检查

3.107. 反应堆冷却剂压力边界部件的设计、制造和安装, 应该允许用户在整个电厂寿命期间, 对压力边界、支撑结构和部件进行充分的视察和试验。

3.108. 在设计上要保证, 在整个电厂寿命期间, 反应堆冷却剂系统中任何必须视察的部位都应该是可以接近的, 特别是焊缝。受循环负载和中子辐照影响的特殊区域, 必须在设计阶段识别并确定, 应对其进行专门监控, 以确保该区域没有因老化效应, 热疲劳或中子辐照而造成不可接受的损害。

3.109. 相关国家以及国际规范标准提供的方法和标准可用于役前检查和在役检查。

役前检查和试验

3.110. 在开始运行之前，就应制定役前检查计划并加以实施。

3.111. 反应堆压力容器和反应堆冷却剂压力边界应接受检测，检测和试验，以确保容器和部件正确地制造和安装。这些包括下列视察和试验：

- (a) 反应堆压力容器以及所有其他容器、阀体和外壳，由制造商在安装前进行的水压试验；
- (b) 利用体积检测（“穿壁”）和表面检验方法，对反应堆压力容器和反应堆冷却剂压力边界焊缝和其他代表性区域进行的无损检验。这些检验目的是建立无损检验的基线状态，用于同在役检查的结果进行比较，所以非常重要；
- (c) 安装完成后（根据设计和制造规范），对反应堆压力容器和反应堆冷却剂系统进行的水压试验。

在执行役前检查计划期间，应识别对象的设计特点，以方便和简化运行期间在役检查计划的执行。应该考虑到的情况是，一旦运行开始，反应堆压力容器及反应堆冷却剂系统的压力边界，许多部位将不再容易接近。在这种情况下，应在尽可能的范围内为视察这些部位做出充分的规定。

在役检查和试验

3.112. 反应堆压力容器和反应堆冷却剂压力边界的设计应允许对整个焊接体进行体积检测以及表面检测。例如，超声波、涡流或磁通量方法可用于此类检查。

3.113. 反应堆压力容器和反应堆冷却剂压力边界上不能进行在役检查焊缝数量应尽可能加以限制，并应对此类焊缝故障的后果进行分析。

3.114. 在制定视察规范时应考虑以下因素：

- (a) 无损检查中最低可检测指标；
- (b) 运行状态和事故工况下，预期的裂纹扩展和断裂韧性；
- (c) 为超声波检验校准块进行的，代表反应堆压力容器相关视察区域和其他需要反复进行超声波检验主要部件（例如焊接接头和带有熔覆层的基体金属、双金属焊缝和管嘴区域）的焊缝和基体金属试样的来源；

- (d) 运行状态下最大可接受的缺陷；
- (e) 调试阶段水压试验规范；
- (f) 定期泄漏率和水压试验；
- (g) 相关规范指定的定期在役检查计划；
- (h) 在使用寿命内，制造过程中所有控制过程和参数，要有参考和可追溯性。

蒸汽发生器的视察

3.115. 蒸汽发生器的设计应允许对蒸汽发生器传热管的整个长度进行视察。用于检测传热管的设备和程序应能发现和定位显著缺陷。

超压保护

3.116. 第 3.117—3.120 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 48 的建议。

3.117. 为了确保部件的完整性符合适用的、经证实的规范和标准，反应堆冷却剂系统和相关系统的所有承压部件都应受到保护，防止因部件故障或预计运行事件而产生的超压工况。

3.118. 超压保护设备应尽可能靠近要保护的部件进行安装。

3.119. 泄压排出能力应该可以显著地限制压力，以使每个受保护的部件在使用条件下的应力限值得到满足。

3.120. 对于一个给定部件，应使用相同的规范进行设计、制造和超压分析。

布置

3.121. 反应堆冷却剂系统和相关系统的布置设计应考虑以下问题：

- (a) 现场人员的辐射防护；
- (b) 防护管道故障的后果（例如泄压波、管道甩击、水淹和高压射流冲击，包括潜在的爆炸波）；
- (c) 防御内部飞射物；

- (d) 反应堆冷却剂的排气和排水规定；
- (e) 避免水分层和气体积聚的规定；
- (f) 避免腐蚀的规定；
- (g) 避免水锤的规定；
- (h) 地震事件的规定；
- (i) 尽量减少管道应力的规定（包括考虑热膨胀）；
- (j) 便利试验、视察、维修和更换的规定。

辐射防护

3.122. 第 3.123—3.125 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 81 的建议。关于辐射防护设计措施的详细建议见原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.13 号《核电厂辐射防护设计》[21]。

3.123. 反应堆冷却剂系统和相关系统的布置设计应考虑到部件的视察、维护、维修和更换，同时考虑到通过将辐射风险保持在合理可行尽量低的水平来优化辐射防护和安全的要求（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 3.6(a)段）。

3.124. 应采取适当的设计方案（例如屏蔽和遥控阀门），以便能够让运行人员，在不受到辐射照射的情况下，采取事故管理所需的就地行动。应执行类似的设计规定，以便能够恢复长期维持安全工况所需的系统，同时确保辐射防护和安全得到最优化。

3.125. 应尽量减少与反应堆冷却剂接触的材料中铈、钴、银和其他易活化元素的数量，以减少带有放射性核素，例如铈-124、钴-60 和银-110 等夹蚀产物的活化。

正常运行时可燃气体的积聚

3.126. 应执行设计和布置技术规定，以防止可燃气体在部件上部（例如反应堆压力容器、稳压器和安全阀的上部）以及管道中的积聚。

排气和排水

3.127. 应对反应堆冷却剂系统和相关系统的排气和排水做出专门规定。

3.128. 在反应堆运行过程中，冷却剂可能从各种部件发生泄漏，包括阀杆、阀座、泵密封件和垫圈。应采取措施收集和管理正常运行期间泄漏的冷却剂数量。

反应堆冷却剂系统和相关系统之间的接口

3.129. 应为属于不同安全分级的系统或部件之间的连接提供适当的隔离设备（见 SSG-30[15]）。这些装置应能防止，因本系统或部件的故障可能导致相邻的较高安全分级系统或部件的安全功能丧失的情况发生，并应能限制放射性物质的排放。隔离器件应与它所连接的较高安全级别中的系统或部件一样，被分配到相同的安全级别中。

3.130. 与反应堆冷却剂系统和相关系统连接的结构应被视为安全重要物项，并进行相应的设计，以确保其完整性和性能。这些结构包括：

- (a) 阻尼器及其锚固件；
- (b) 管道甩击约束设备；
- (c) 厂房贯穿件；
- (d) 防护结构（如障碍物和屏蔽墙）。

安全壳隔离

3.131. 第 3.132 段提供了关于满足 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 56 的建议。

3.132. 穿透主安全壳墙的管道必须配备适当的隔离设备（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.22 段）。隔离阀之间的管道设计应符合原子能机构《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》[22]建议。

仪器仪表

3.133. 反应堆冷却剂系统和相关系统应为下列功能用途配备适当的仪器仪表：

- (a) 对加工参数的监控（例如压力、温度、水位和流量），这些参数表明系统或部件是否正在其正常运行规定的范围内运行；
- (b) 及早发现异常工况；
- (c) 为缓解事故后果，系统所需的自动运行；
- (d) 为事故管理，向主控制室和技术支援中心提供适当和可靠的信息；
- (e) 系统和部件定期试验；
- (f) 支持对结构、系统和部件的维护状态的理解。

3.134. 应评定用于不同功能用途的共享传感器的使用效果，以保持不同层级水平上、纵深防御具有足够的独立性。应尽可能执行下列建议：

- (a) 用于自动启动系统运行的传感器和用于电厂事故监控的传感器不应共用；
- (b) 同样安装的传感器不应与反应堆停堆系统的自动启动传感器公用，也不能与安全系统的运行传感器共用，更不应与为加强防止堆芯熔化事故而实施的安全功能的启动传感器共用。

3.135. 仪器仪表传感信号线的设计应保证测量参数（例如量值大小、频率、响应时间和化学特性）不失真。

3.136. 应监控放射性物质从反应堆冷却剂系统和相关系统流入和流出的可能性。进一步的建议是见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-39 号《核电厂仪器仪表和控制系统的设计》[23]。

一个场址的多个机组

3.137. 如 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 33 规定：“多机组核电厂的每个机组应拥有自身的安全系统，并应针对设计扩展工况，拥有自身的安全功能。”

规范和标准

3.138. 第 3.139 段提出了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 9 和第 4.14—4.16 段的规定。

3.139. 反应堆冷却剂系统和相关系统的设计需要使用经过验证的和被广泛接受的规范和标准。选定的规范和标准应适用于特定的设计，并形成一套综合和全面的标准和准则。在设计和建造方面，最好考虑适用规范和标准的最新版本。正如 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 4.16 段指出：

“如采用未经证实的设计或设施，或出现对既定的工程实践的偏离，则应通过适当的支持研究项目、具有特定验收标准的性能试验、或来自其他相关应用运行经验的评审来证明其安全性。在投入使用之前，还应在实际可行的范围内对新的设计、新的设施、新的实践进行充分的试验，并在使用中进行监控，以核实设备的性能符合预期。”

3.140. SSG-30[15]第 4.6 段指出：

“许可证持有人或申请人应提供并证明安全分级的划分与相关工程设计和制造规则之间的一致性，包括适用于每个结构、系统和部件规范和/或标准的一致性。”

各个国家和国际组织制定了许多规范和标准，通常涉及以下领域：

- (a) 材料；
- (b) 制造（如焊接）和建造；
- (c) 土木工程；
- (d) 压力容器和管道；
- (e) 仪器仪表和控制；
- (f) 环境和地震鉴定；
- (g) 役前检查和在役检查及试验；
- (h) 管理系统；
- (i) 防火。

概率分析在设计中的应用

3.141. 第 3.142 段和第 3.143 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.76 段的建议。

3.142. 概率分析应与确定性方法相结合，以确认反应堆冷却剂系统和相关系统在防范显著燃料破损方面的可靠性。同时可用于识别常见的共因故障和多重故障，这些都被视为设计扩展工况的发生原因。

3.143. 概率分析的使用应是选择最佳设计方案和判断其有效性过程的一部分。

4. 最终热阱和余热排出系统

4.1. 本部分提供了满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 53 的建议，该要求涉及到将余热从不同的衰变热排出系统排出到最终热阱的系统设计。

最终热阱

4.2. 最终热阱是在反应堆停堆后，在不同的电厂状态下，余热被排出到其中的介质，它通常由大的水体或大气组成，或两者兼而有之。水体可以是海洋、河流、湖泊、水库、地下水或它们的组合，但一般来说，取之不尽，用之不竭的天然水源比有限的容量水源更有利。对于依赖于大气的最终热阱，冷却塔或喷水池及其相关结构和系统是向大气排出热量的通常设备。一些非能动反应堆电厂的设计也完全依赖于大气，以便在电厂瞬变和事故工况下，消散反应堆衰变热。作为衰变热接收者的介质，也可用作动力运行期间汽轮机冷凝器的冷源。当然，相关的热排出系统不在本“安全导则”的范围之内。

4.3. 对于有多个机组的场址，作为安全重要物项，与最终热阱介质的接口必须针对每个机组进行设计。

4.4. 最终热阱的容量应足以吸纳场址内所有不同反应堆和乏燃料水池的衰变热。在设计这种容量时，应考虑到所有机组可能同时处于事故状态。

4.5. 考虑到正常停堆模式下产生的所有相关热负载、预计运行事件和事故工况，以及在这些工况下的散热率和环境保护规定，应确保最终热阱在短期和长期运行期间的可靠性及容量。

4.6. 最终热阱的短期和长期容量应首先通过使用取之不尽的，自然的水体或大气来实现。如果在场址无法获得取之不尽的水源或大气：

- (a) 最终热阱的容量应由在场址的始终可取的、足够水量来保证。该容量应足以吸纳在场址产生的所有热负载，直到热阱得到重新补充⁵。必须要考虑可能导致推迟热阱补充进程的因素。这些因素包括蒸发、人为事件、自然灾害、电厂的事故工况、相互连接的可用性以及热阱补充程序的复杂性等等；
- (b) 在发生任何假想始发事件时，应立即提供最低限度的水量，包括不确定因素的裕度，以使反应堆达到安全停堆状态。对于每台机组，这一最小数量⁶应已贮存在冷却塔的水池或该机组专用的喷淋水池中；
- (c) 超过这一最小容量，热阱补充之前所需的额外水量可以贮存在现场水库中，并应具备将这些水量从场址水库转移到最终热阱的可能性。该转移系统应被视为支持系统，用来帮助实现最终热阱的安全功能，并进行相应地安全分级；
- (d) 就最终热阱的长期容量而言，补充场址最终热阱的补水系统应是永久装备，并应设计足够的速率，以满足长期排热的能力。

4.7. 为了实现容量和可靠性方面的设计目标，并应用纵深防御的概念（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 7），可能需要使用不同的最终热阱，并可从不同的途径接近最终热阱（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.19A 段）。

4.8. 与最终热阱相关的构筑物的设计应能承受由场址危害评定得出的危害引起的负载。关于在设计此类构筑物时应考虑外部事件（例如极端温度和工况，河底结冰、冰覆盖、洪水、海啸、大风、生物现象、与浮体的碰撞、堵塞、低水位、沙和污泥淤积以及涉及碳氢化合物的事件）见 NS-G-1.5[10]的建议。

⁵ 在某些国家，指立即可用的水量（包括水贮存在现场的储罐或蓄水池中）的期限为 30 天，除非通过保守分析可以证明更短的期限是正当的。

⁶ 在某些状态下，这种水量被设计成确保热排出能力 3 天。

4.9. 关于场址自然灾害条件下，确保最终热阱有效性和可用性的设计应该是充分的并留有裕度的，以应付自然灾害程度超过对该场址进行危害评定时得出的危害水平（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.21A 段）。

4.10. 在确定最终热阱的必要容量时，设计基准环境参数的确定，应考虑假定这些工况存在的时间段（见 NS-G-1.5[10]）。

4.11. 最终热阱的效率不应受到环境参数短期变化的影响。

4.12. 设计基准环境参数应包括“直流”水冷却系统的最终热阱水温和干式冷却塔空气的干球温度。湿球温度和干球温度两者都是湿式冷却塔、冷却水池和喷淋水池等采用蒸发冷却的传热系统所必需的环境参数。

4.13. 应确保在发电中断或正常排热系统丧失可运行性后，最终热阱依旧保持热负载的排出能力。

4.14. 最终热阱的设计，在考虑到个别热负载随时间变化的特性条件下，应以最大峰值排热率吸收不同设备状态下的相关热负载。

4.15. 在确定最大排热率时，应为所有假想始发事件确定最严重的单一热负载组合，需要启动系统为这些事件执行正常运行或履行安全功能。

4.16. 在确定最终热阱及其直接相关的热排出系统所需的容量时，应精确地确定各种热源及其与时间相关的行为，以确保冷却剂的温度保持在规定的限值内。应考虑的热负载包括：

- (a) 反应堆冷却剂系统的余热；
- (b) 乏燃料最大容量贮存时的衰变热；
- (c) 结构、系统和部件的运行产生的热量，以实现和维持电厂安全关闭或缓解后果事故（如果部件产生的热量通过余热排出链排出）；
- (d) 来自其他与事故相关的热源（例如化学反应）的热量。

4.17. 在确立反应堆的余热负载（包括衰变热、停堆期间裂变产生的热量，以及贮存在反应堆冷却剂系统和其他运行的排热系统或结构中的能量）时，应假定燃料已暴露于功率运行一段时间，这段时间将产生最大的衰变热负载。衰变热应按照适用的标准进行一致的评价。

4.18. 乏燃料的总热负载和排热率应根据本场址在任何时刻可贮存的乏燃料元件的最大数量来评价。既可使用特定燃料的衰变热曲线（对各种燃料元件应用适当的单独停堆后时间）也可使用所有燃料元件保守的平均停堆后时间。

4.19. 事故工况可能产生额外的热源，例如燃料包壳的金属-水反应或安全壳内的其他产热化学反应。如果确定潜在的金属-水反应作为附加热源是意义重大的，则应将其量化为时间的函数，并包括在详细标准中。

余热排出系统

4.20. 余热排出链包括中间冷却系统和直接与最终热阱相关联的冷却系统。中间冷却系统设计为闭环系统，其作用是将热量从余热排出系统排出到直接与最终散热器相关联的冷却系统。与最终热阱直接相关联的冷却系统是一个开环系统，该开环系统从最终热阱（泵站）取水，向中间冷却系统提供冷却并将排出的热负载排出到最终热阱。

4.21. 第 4.22—4.27 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 7 和 53 的建议。

4.22. 在设计核电厂传热系统时，应考虑到核电厂的所有剩余发热的热源⁷。

4.23. 根据纵深防御的理念，设计应提供多种方式将余热排出到最终热阱。

4.24. 当热量排出系统的设计无需在热态下运行反应堆冷却剂系统时，由二次侧排出的余热可直接排放到大气中，其构成第二最终热阱（用于在预计运行事件和事故工况下的压水堆和重水压水堆）。根据多样性的原理，为蒸汽发生器给水和排出所必需的部件的运行不应直接依赖于热排出链。

4.25. 为确保纵深防御原理的有效应用，所提供的不同热排出手段应在实际可行的范围内相互独立。特别是对于堆芯熔化的事故，应实施不同的、独立的热排出链（见 SSG-53[22]）。

⁷ 如果某些部件运行产生的热量也被排出，并且由这些系统输送，则应包括相应的额外热负载。

4.26. 热排出链及相关系统和部件的设计和制造,应根据其安全重要性,确定这些结构、系统和部件的安全分级,由此得出的设计建议应该被采纳。

4.27. 在提供有限容量的最终热阱时,与其直接相关联的热排出系统的选择可能取决于需要保有的最终热阱总量,这将增加保障补充水可用所需的时间。

运行状态下的余热排出

4.28. 第 4.29—4.40 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 51 的建议,并补充了第 3 部分提供的一般性建议。

4.29. 系统的设计应能排出所有热负载,这些热负载是在停堆模式下对主冷却剂温度进行控制产生的,包括将乏燃料水池温度控制在运行状态规定的温度范围内。

4.30. 热排出链不能因任何一个部件的单一故障而受到破坏,这些部件是将余热排出到最终热阱所必需的。

4.31. 在丧失场外电的情况下,余热排出应该是可用的。

4.32. 热排出链应包括中间冷却系统,以防止一回路冷却剂泄漏并被排放到最终热阱中。

4.33. 热负载排出容量的设计应符合反应堆余热排出系统和乏燃料冷却系统的性能要求。

4.34. 乏燃料水池的传热容量应根据冷却水池的最大贮存容量设计,并考虑到热负载的边界条件。

4.35. 热排出容量的设计应使最终热阱的温度保持在正常运行所定义的范围,并排出运行状态期间产生的热负载。

4.36. 如果在设计基准事故发生后,余热排出系统还在运行以排出余热,则余热排出系统的设计应符合第 3.38 段、第 3.40 段、第 3.54 段和第 3.58 段中提供的建议(见第 4.41—4.44 段)。在这种情况下,仅在运行状态下运行的设备的故障不应扩散到设计基准事故工况下预计运行的设备。

特殊设计要求

4.37. 应设计并设置一个监控系统，用于检测中间冷却系统中的放射性。

4.38. 中间冷却系统应该受到保护，防止由于在较高压力下运行的冷却系统在热交换器接口处发生泄漏而引起超压。在这种情况下，中间冷却系统的设计应防止主冷却剂泄漏到安全壳外。

4.39. 直接连接到最终热阱的冷却系统泵应采取以下措施，防止碎片和生物效应的影响：

- (a) 应对热交换器污垢，按照适当的频率进行计划监控和计划清洁，以限制系统排热能力的退化；
- (b) 应执行监视和控制技术方案，以明显减少因生物淤积或外来物体造成的水流堵塞问题的发生率。

4.40. 与最终热阱直接相关的冷却系统的容量应在设计时考虑以下因素：

- (a) 最大散热率；
- (b) 设计的环境参数（例如水温和空气温度以及相对湿度）；
- (c) 冷却剂供应。

设计基准事故下的余热排出

4.41. 电厂设计应包括附加系统，以便在设计基准事故发生时，将余热排出到最终热阱。这时，那些在正常停堆工况下运行的系统，其设计与安全系统的工程设计要求是不同的。

4.42. 热排出容量的设计应根据事故工况下最终热阱的设计温度，排出在设计基准事故期间产生的热负载。

4.43. 应根据第 3.58 段中的建议设计热排出链。

4.44. 热排出链的设计应具有在发生设计基准事故时，同时完成以下功能的容量：

- (a) 将来自反应堆冷却剂系统的余热排出到最终热阱；
- (b) 将热量从乏燃料水池冷却系统排出到最终热阱；

- (c) 将热量从安全壳排出到最终热阱；
- (d) 将热量从水冷部件中传走。

设计扩展工况的余热排出

4.45. 增加额外设备的必要条件（即设计扩展工况的安全特征）取决于反应堆的技术和设计，通常采用确定性方法并结合一级概率安全评定来假定这些条件。尤其应注意以下方面：

- (a) 在电厂断电的情况下，应能将余热排出到最终热阱。这可以通过，例如，冷却链由备用交流电源驱动和/或非能动二次侧余热排出系统来实现；
- (b) 应评价，当出现为设计基准事故设计的冷却链丧失的情况下，是否还需要将余热排出到最终热阱？这可以通过，例如，非能动二次余热排出系统或用出现显著燃料损坏的设计扩展工况的热排出链来实现。

4.46. 用于设计扩展工况的附加安全措施，应根据第 3.38 段、第 3.40 段、第 3.54 段和第 3.58 段中的建议加以实施。

5. 反应堆冷却剂系统设计中的特定考虑因素

5.1. 反应堆冷却剂系统构成反应堆冷却剂的压力保持边界，同时也是放射性排放的屏障，在所有运行状态和事故工况下都应尽可能地予以保护。反应堆冷却剂系统将通过冷却剂并由此将热量从反应堆堆芯输送到蒸汽发生器（用于压水堆和重水压水堆）或直接输送到汽轮发电机（用于沸水堆）。在停堆期间，以及在反应堆冷却剂系统设计中考虑的所有瞬态工况，反应堆冷却剂系统还构成在从反应堆堆芯向最终热阱排出热量路径的一部分。反应堆冷却剂系统包括反应堆压力容器，用于冷却剂循环的管道和泵，以及（对于压水堆和重水压水堆）蒸汽发生器和稳压器。

5.2. 对于重水压水堆技术：

- (a) 重水压水堆的关键流程系统包括主热排出系统，包括停堆冷却系统和慢化剂系统。主热排出系统使加压重水循环通过燃料通道以排出在燃料通道中产生的热量。这些热量被转移到位于反应堆厂房内部的蒸汽

发生器中的普通轻水中。在停堆期间，停堆冷却系统与主热排出系统联合应用，以从燃料中排出残留热量；

- (b) 反应堆冷却剂系统包括主冷却剂泵，蒸汽发生器的一次侧、反应堆入口和出口接头、燃料通道、稳压器、给水器、相连的管道包括第一个隔离设备，以及停堆冷却系统。停堆冷却系统由泵和热交换器组成；
- (c) 重水慢化剂通过排管容器循环，并在相对较低温度的低压系统中冷却。该系统包括泵和热交换器。热交换器排出慢化剂中积蓄的热量，这些热量在燃料通道中由燃料排出给慢化剂。氦被用作排管容器中重水慢化剂上方的覆盖气体。

结构设计

5.3. 第 5.4—5.16 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 47 的建议。

5.4. 应为反应堆冷却剂压力边界以及压水堆和重水压水堆二次侧压力边界的设计和制造建立技术规范，以实现这些部件的高可靠性。这些规范应根据经证实的最新版法规和标准制定，同时应考虑监管要求和现有经验，并应包括以下方面的技术规定：

- (a) 对相关的潜在破坏模式进行分析，选择结构特征已被证实的合适材料；
- (b) 综合识别负载和负载组合，根据故障标准确定适当的裕度；
- (c) 根据经证实和已鉴定的工业实践进行制造和视察；
- (d) 制定一种在役检查计划，以验证设备在其使用寿命期间始终保持原有质量，特别是没有出现对安全有重大影响的裂纹或缺陷。

5.5. 为了在电厂设计中不必将此类部件的故障视为假想始发事件（即由于此类故障产生的后果将无法合理地缓解），必须在反应堆冷却剂系统大型部件的设计和制造中建立高度的确定性。

5.6. 根据相关规范中规定的标准，在设计中应考虑以下类型的故障模式：

- (a) 过度的塑性变形；
- (b) 弹性或弹塑性失稳（屈曲）；
- (c) 渐进变形和棘轮效应；
- (d) 由机械疲劳和热疲劳引起的渐进裂纹；

(e) 结构缺陷情况下的快速断裂，包括脆性断裂。

5.7. 为保持反应堆冷却剂系统的完整性，任何可能影响设备几何构型或结构特征或造成缺陷的状况（特别是腐蚀、分层或老化），都应通过设计、制造和/或运行规定以及在役检查中的技术规定，进行查明并防止。

5.8. 反应堆冷却剂系统设备的设计，应使施加其上的应力保持在结构材料规定的限值以下，以防止在正常运行期间、预计运行事件、设计基准事故以及在没有出现燃料严重退化的设计扩展工况情况下，出现快速增长的裂纹。

5.9. 应为每个反应堆冷却剂系统部件识别并确定可能因疲劳而出现裂纹的电厂循环工况。应在设计阶段确定这些电厂工况，以便在电厂运行期间进行监控，并应根据每个部件的使用因素评定为每种工况指定允许发生的频率。

5.10. 应装备具有合理精确度，可靠性和响应时间的检验系统，以检测冷却剂泄漏，并在运行状态下对任何此类泄漏量进行测量。

设计基准负载和负载组合

5.11. 反应堆冷却剂压力边界的结构设计，以及压水堆和重水压水堆的二次侧压力边界的设计，应建立在有限次数的负载和负载组合的基础上。这些次数限定了设计包络，是设备在其寿命期间可以承受的。设计应考虑到电厂的正常运行、预计运行事件和由假想始发事件引起的事故工况，以及在设备设计基准中考虑到的场址危害。

5.12. 在较低的工作温度下，某些材料的延展性和抗断裂性能可能显著低于正常工作温度下的延展性和抗断裂性能。如果这些材料用于制造承压部件，在考虑为电厂正常运行而确定压力和温度范围的同时，应限定在低运行温度下的允许负载，并确定允许运行的压力和温度范围，同时应建立保护系统（例如超压保护系统）防止部件材料的脆性断裂。

5.13. 正常使用工况和异常工况（见第 3.79 段）引起的应力应小于为这些类别的负载工况规定的应力限值。不应超过设计温度，不超过设计压力有良好的实践。对与每个组件的累积使用系数应小于 1。

5.14. 对于指定为应急工况类别的负载条件，设计标准应旨在防止设备的快速断裂和避免过度变形或屈曲。应力应小于此类负载工况规定的应力限值。在应急工况下达到的压力可允许超过设计压力，前提是超出的量值和时间有限（例如不应超过设计压力的 110%）。

5.15. 对于指定为故障工况类别的负载条件，设计标准应旨在保持设备的完整性。应力应小于为这类负载条件规定的应力限值（例如，不应超过设计压力的 130%）。

5.16. 反应堆冷却剂系统中的热工水力条件应在电厂的整个寿期内进行监控，以便识别和记录可能导致反应堆冷却剂系统设备疲劳的情况。这种监控应证明，在整个设备寿期内，没有超过为每种设备状况指定的发生频次（见第 5.9 段），并且疲劳引起的开裂风险极小。

运行状态下冷却工况的控制

5.17. 第 5.18 段和第 5.19 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 49 的建议。

5.18. 对反应堆冷却剂系统压力和温度，反应堆冷却剂系统水容量，蒸汽和给水流量（对于沸水堆），蒸汽发生器压力和水位（对于压水堆和重水压水堆）等重要反应堆冷却剂系统参数，应执行监控，显示和控制的设计规定，并将这些参数保持在正常运行和预计运行事件规定的范围内，及时发现任何与正常值的早期偏差。将这些参数保持在正常运行的范围内，可以确保对燃料有足够的冷却。

5.19. 为燃料保持适当冷却工况的结构、系统和部件应列为安全重要物项，并应根据相关要求进行了设计和制造（见第 3.62—3.66 段）。

压力控制和超压保护

5.20. 第 5.21—5.27 段中的建议适用于压水堆和重水压水堆的反应堆冷却剂系统及其二次侧的压力控制设计。

5.21. 在反应堆冷却剂系统及其二次侧的压力控制设计中应采用纵深防御的概念。根据这一概念，应使用具有不同性能的系统 and 部件进行压力控制，以确保预防措施与预计运行事件或事故工况的严重程度成比例。

5.22. 在设计中，应在压力控制系统和超压保护系统之间应用多样性原则，以降低共因故障的可能性。

5.23. 如果稳压器可以在某些运行条件下（例如在重水压水堆的加热或冷却期间）与反应堆冷却剂系统隔离，则压力和容积控制系统应当包括反应堆冷却剂系统中压力和容量控制的可替代方法，例如一组自动控制的给水阀和排出阀。在这种情况下，稳压器应具有独立的安全设备和/或减压设备。

5.24. 用于压力控制的系统的设计要求是，在正常运行和预计运行事件时，应避免安全阀（或对于沸水堆，安全泄压阀）的动作。应尽量减少一次冷却剂的排放，且不应将其排出到安全壳内。

5.25. 设计用于控制运行状态的系统的定值和性能应根据电厂对这些工况的真实反应来确定。

5.26. 反应堆冷却剂系统的压力控制系统的设计要求是，在运行状态下，将压力保持在确保燃料冷却而设定的限值内（只要稳压器中保持两相状态）。

5.27. 在场外电源丧失的情况下，应确保反应堆冷却剂系统和二次侧回路中的压力控制。

5.28. 第 5.29—5.41 段提供了压水堆、沸水堆和重水压水堆关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 48 的建议，也适用于压水堆和重水压水堆二次侧的超压保护系统。

5.29. 超压保护设备应包括冗余安全阀（或，对于沸水堆，安全泄压阀）。安全阀的设置应使安全阀（或对于沸水堆，安全泄压阀）在不同的压力水平下按顺序打开，以避免不必要的冷却剂排出。

5.30. 为保持反应堆冷却剂压力边界的结构完整性，超压保护系统应与反应堆停堆系统一起联动，将压力保持在为不同类别的假想始发事件规定的设计限值以下。

5.31. 对于压水堆和重水压水堆，超压保护系统应与反应堆停堆系统一起联动，将压力保持在为不同类别假想始发事件规定的设计限值以下，以保持二次侧压力边界的结构完整性。

5.32. 超压保护系统的排出容量的设计 requirements 是：满足已证明的工业规范所规定的压力限值，并应用这些规范所指定的设计规则。典型的方法包括以下几种：

- (a) 不对不属于安全分级系统进行分析，除非这种系统的运行会加重始发事件的后果；
- (b) 关于所要满足的标准，安全分级系统被假定在以不佳的表现操作；
- (c) 安全阀的排出容量是根据适用的设计标准确定的；
- (d) 在记入的阀门总排出容量的计算分析中，应考虑到安全阀的打开顺序以及至少一个安全阀未能打开（对于具有更多安全阀的系统而言，应考虑多个安全阀未能打开的情况）。在由多重故障引发的超压瞬变分析时，不需要考虑这种独立故障；
- (e) 如果场外电源的丧失可以加重始发事件的后果，则场外电源丧失应合并到事故分析中。

5.33. 超压保护设备的设计应尽量降低水锤效应。

5.34. 确保反应堆冷却剂压力边界完整性和/或二次侧压力边界完整性的设备应由不间断电源供电。

5.35. 截止阀不应放置在安全阀（或对于沸水堆，安全泄压阀）的排出管线上，也不应放置在安全阀（或对于沸水堆，安全泄压阀）和被保护的物项之间。当减压阀用于压力控制，其可靠关闭应通过泄压管线上的截止阀来确保。

5.36. 安全阀、安全泄压阀和减压阀应配备独立于控制设备的位置指示器。

5.37. 应监控蒸汽减压阀的出口，以检测泄漏。

5.38. 应当适当考虑安全阀及其先导阀和连接管道的布置，以防止不凝性气体和冷凝物的积聚，从而避免这种积聚的不利影响。

5.39. 用于超压保护的阀门和相关管道应在设计考虑排出蒸汽、汽水混合物和水。

5.40. 应防止安全阀（或对于沸水堆，安全泄压阀）的误开，这种误开的频率不应高于冷却剂丧失事故所考虑的频率。

5.41. 能够增加主回路压力的设备（例如压水堆和重水压水堆的稳压器加热器或补充泵）应配备停止设备运行的系统，以防止无意中的压力增加。

5.42. 第 5.43 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 20 的建议。

5.43. 反应堆冷却剂系统超压保护系统设计应该在涉及多重故障的假想故障通道情况下，依然保持反应堆冷却剂压力边界的完整性。通常，超压保护系统的设计应该足以在没有应急停堆（如果相关）的情况下限制预期瞬变的压力。

反应堆冷却剂压力边界的隔离

5.44. 反应堆冷却剂压力边界包括反应堆冷却剂系统中不能与反应堆隔离的承压部件。所以，反应堆冷却剂压力边界包括以下阀门：

- (a) 反应堆冷却剂系统管道中贯穿主反应堆安全壳的最外层安全壳隔离阀（如果相关）；
- (b) 反应堆冷却剂系统安全阀（或，对于沸水堆，安全泄压阀）；
- (c) 连接至反应堆冷却剂系统上管道的两个隔离阀中的第二个隔离阀，其故障将导致正常补给水系统无法补偿的泄漏；
- (d) 连接至反应堆冷却剂系统管道上的第一个隔离阀，其故障将导致可由正常补给水系统（如果相关）补偿的泄漏；
- (e) 在主蒸汽管道和给水管道的（对于沸水堆）上，从反应堆侧看到的第二个隔离阀。

5.45. 第 5.46—5.53 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.13 段的建议。

5.46. 反应堆冷却剂压力边界与连接的管道或部件之间的隔离设备，如果其故障将导致正常补给水系统无法补偿的泄漏，则在设计上应该快速可靠

地关闭，以限制冷却剂的丧失。这种故障导致的冷却剂丧失不应导致应急堆芯冷却系统的运行。

5.47. 应考虑隔离设备的特征和重要性以及必要的可靠性。隔离设备应该正常关闭（通常的位置），或在必要时自动关闭，而无需外部电源。响应时间和关闭时间应符合为假想始发事件定义的验收标准。特别地，为了保持应急堆芯冷却系统充分的效率，所有连接到反应堆冷却剂压力边界的系统都应能及时地自动隔离，除非这些系统是为满足适用于冷却剂丧失事故标准所必需的。

5.48. 如果由于连接管道的断裂造成冷却剂丧失，而又不能通过正常补水系统来补偿，则反应堆冷却剂压力边界的隔离应根据单一故障标准设计。

5.49. 即使在丧失场外电源的情况下，也应确保反应堆冷却剂压力边界的隔离，并且最好由不间断电源供电。

5.50. 反应堆冷却剂压力边界的隔离阀，在丧失电源或压缩空气动力时，应自动返回到安全位置。

5.51. 运行在较低压力下的连接系统应提供足够的方法，防止此类系统的超压和可能的安全壳外冷却剂丧失事故。

5.52. 隔离设备的设计和制造应与反应堆冷却剂系统部件适用的设计要求一致。

5.53. 应执行试验反应堆冷却剂压力边界隔离阀密封性的规定。

假想始发事件

5.54. 任何结构、系统和部件的故障，其后果将改变反应堆冷却剂系统工况或正常运行所规定的负载，应根据其估计的发生频率加以识别和分类。典型的示例包括：

- (a) 丧失场外电源；
- (b) 压力控制系统故障：
 - 反应堆压力容器水位；
 - 反应堆冷却剂系统再循环流量；

- 给水加热（用于沸水堆）；
 - 稳压器和蒸汽发生器水位（适用于压水堆和重水压水堆）。
- (c) 主冷凝器真空丧失；
- (d) 管道断裂；
- (e) 安全阀（或者，对于沸水堆，安全泄压阀）的误开；
- (f) 丧失强制冷却循环；
- (g) 反应堆冷却剂泵故障；
- (h) 堆芯正反应性插入。

内部危害

5.55. 反应堆冷却剂系统管道的布置应辅以就地保护设备（如管道防甩击装置和屏蔽装置）予以加强，以便在高压管道断裂时防止“多米诺骨牌效应”。典型的示例包括：

- (a) 反应堆冷却剂管道的断裂既不应传播到邻近的反应堆冷却剂系统管道，也不应传播到主蒸汽管道或给水管道的（对于压水堆和重水压水堆）；
- (b) 主蒸汽管道或给水管道的断裂既不应传播到邻近的主蒸汽管道或给水管道的，也不应传播到反应堆冷却剂回路；
- (c) 稳压器管道的断裂不应传播到邻近的稳压器管道（对压水堆和重水压水堆）。

5.56. 应实施仪器仪表故障安全和布置设计规定，以保护仪器仪表，并确保在事故管理期间启动必要的自动动作。

外部危害

5.57. 在发生 SL-2 地震负载时，反应堆冷却剂的压力边界应保持完整。

5.58. 不属于反应堆冷却剂压力边界的一部分且无抗震等级的反应堆冷却剂系统部件，应通过有抗震等级的隔离设备与反应堆冷却剂压力边界可靠隔离，这些隔离设备应经过通过鉴定在 SL-2 地震负载下运行。

5.59. 反应堆进入安全停堆工况所必需的反应堆冷却剂系统部件，为保持其完整性，应对其进行抗震等级地震分类，并应通过鉴定，确定其可在 SL-2 地震负载下运行。

5.60. 反应堆进入安全停堆工况所必需的反应堆冷却剂系统部件，其设计应能，在发生对安全壳造成高能量冲击的外部危害时保持其完整性。

布置

5.61. 管道和设备的布置和位置应有利于自然循环的建立，允许排出堆芯衰变热。

5.62. 管道和设备的布置和位置应尽量减少流致振动、流加速的腐蚀、老化效应、声激励，热疲劳和放射性物质的积聚。管道的布置也应能防止可燃气体的积聚。

5.63. 管道和设备的布置和位置应提供足够的可达性，以便进行定期试验、维护和视察，包括焊缝和管道支架的维护和视察。

设计限值

5.64. 所有的反应堆冷却剂系统部件都必须规定在每种电厂状态下都不得超过的设计限值。应定义设计限值的参数包括：

- (a) 压力和温度；
- (b) 正常运行的最大冷却速率和最大加热速率；
- (c) 在热管段与稳压器（用于压水堆）之间的最大温差（ ΔT_{\max} ）；
- (d) 一次侧和二次侧压力的最大差值（压水堆）（ ΔP_{\max} ）；
- (e) 最大反应堆冷却剂系统泄漏率；
- (f) 反应堆冷却剂系统对蒸汽发生器的最大泄漏率（对于压水堆和重水压水堆）；
- (g) 反应堆压力容器脆性断裂限值（压水堆）；
- (h) 单一部件参数（例如，反应堆冷却剂泵密封和 T 型密封的压差）。

还应酌情考虑 NS-G-2.2[16]提出的建议。

安全分级

5.65. 反应堆冷却剂压力边界上的部件应进行安全分级划分，以便其设计和制造符合核工业领域使用的最高标准（如参考文献[24、25]和类似标准）。

5.66. 应根据 SSG-30[15]提供的建议（见参考文献[26]），从实现安全功能、防止放射性排放两个方面适当考虑故障后果，对其他部件进行分类。

环境鉴定

5.67. 反应堆冷却剂系统部件的设计应在，没有出现显著燃料退化的事故前和事故中，即整个设备使用寿命期间，安全壳内普遍存在的最严酷的环境下进行鉴定。这通常适用于以下情况：

- (a) 反应堆冷却剂压力边界部件（完整性）；
- (b) 反应堆冷却剂压力边界隔离设备（为了可运行性）；
- (c) 超压保护设备（用于可运行性）；
- (d) 为保护反应堆压力容器免于脆性断裂而设计的反应堆冷却剂系统设备部件（为了可运行性）；
- (e) 将反应堆带入安全停堆工况（为了可运行性）所必需的反应堆冷却剂系统设备；
- (f) 设计用于降低反应堆冷却剂系统的压力的反应堆冷却剂系统设备，允许在事故工况下使用的低压泵；
- (g) 设计用于降低反应堆冷却剂系统的压力，以防止反应堆压力容器在高压下（为了可运行性）熔化，从而引起对安全壳直接加热的反应堆冷却剂系统部件。

5.68. 用于垫圈和密封件材料的选择，应基于其是否适合维持其所有运行状态和事故工况的能力。

压力试验

5.69. 反应堆冷却剂系统的静态水压试验应在试运行阶段进行，并应定期重复，可能采用不同的标准。这些试验的目的如下：

- (a) 证明当结构在接近弹性极限的压力时, 不存在永久变形;
- (b) 以检查以前未检测到的泄漏。

压力试验的运行模式和压力等级通常在各国的法规中定义, 并在行业规范和标准中有所体现。

5.70. 反应堆冷却剂系统设备在压力试验期间不应经历任何实际上的损坏。

排气

压水堆

5.71. 为了防止破坏反应堆冷却剂的自然循环, 应提供远程控制阀, 以便在事故工况下排出不可凝气体。

5.72. 反应堆冷却剂系统应能够在场外电源丧失的情况下进行排气。

5.73. 排气能力应与补给水系统的能力相一致。

沸水堆

5.74. 为了适应反应堆压力容器在停堆和启动过程中的水位变化, 应提供远程控制运行的阀门来对反应堆压力容器上部空间进行放气。

5.75. 在正常运行期间, 反应堆压力容器上封头和管道的排气应能防止不可凝性气体的积聚。

5.76. 单一故障下, 排气仍应该是有效的。

5.77. 排气所必需的反应堆冷却剂系统部件或设备应通过与其预期用途相关的事事故工况鉴定。

5.78. 应能在主控制室控制排气运行。

重水压水堆

5.79. 应明确技术规定, 限制在正常运行中主冷却剂中不可凝气体的聚集。

专项设计要求

反应堆压力容器

5.80. 压力容器设计应考虑的因素应包括：

- (a) 压力容器中的焊缝数量应尽量减少；特别是应评定在堆芯活化区域焊缝的需要；
- (b) 压力极限以及允许的加热和冷却速率随温度变化的函数应为压力容器专门建立起来。同时应考虑由于中子辐照和热脆化，邻近堆芯的容器材料（“带状区域”）的脆—韧性转变温度；
- (c) 容器的设计应能承受预计在整个装置寿期内发生的所有循环负载。设计文件应包括确定累积利用率所必需的明确的负载规范；
- (d) 材料的选择、结构设计、焊接和热处理应确保压力容器材料在整个设备寿命期间具有足够的延展性。对着堆芯的压力容器壁的延展性应通过限制最大中子通量和使用具有保持辐射脆性在可接受水平的化学成分的母亲材和焊缝金属来确保；
- (e) 压力容器的设计应使其能够承受高压条件下的热冲击而不丧失其完整性；
- (f) 应尽量减少容器管嘴和贯穿件的热循环，包括酌情使用热套管；
- (g) 反应堆压力容器的内部应涂上耐腐蚀的包覆层。

5.81. 如果要在反应堆压力容器上使用先进材料，这些材料的样品应承受比容器壁更高先导率的快中子通量，并暴露在压力容器的环境条件下。在电厂的整个使用寿命期间，应定期检测样品，以监控机械性能（特别是延展性和韧性）的变化。使设计者能在足够的时间内预测材料的性能，以便在必要时采取纠正措施。

5.82. 对于故障条件下，采用容器内容物保持策略的设计，反应堆压力容器应对这种恶劣工况引起的持续负载的健稳性予以高度置信度的证明。

反应堆压力容器内部构件（压水堆和沸水堆用）

5.83. 压力容器内部构件应是可拆卸的，以便于维护、更换和在役检查。在适当的情况下，应考虑使用螺栓连接而不是焊接连接。

5.84. 压力容器内部构件的设计应能承受与运行状态以及没有燃料显著退化的事故工况相关的负载，并应保持支撑堆芯和允许冷却燃料元件的能力，以及将控制棒插入堆芯以实现反应堆停堆的能力。

5.85. 压力容器内部构件的设计应做到以下几点：

- (a) 正确引导冷却剂流通过容器和燃料；
- (b) 防止不可接受的流致振动；
- (c) 最小化应力腐蚀开裂的敏感性；
- (d) 容纳管道破裂引起的不对称排污负载；
- (e) 确保在正常运行或预计运行事件下不超过燃料设计限值。

燃料通道组件（重水压水堆用）

5.86. 燃料通道的设计应能提供低中子吸收的压力边界，以支撑和固定燃料束。燃料通道应允许围绕和通过燃料束对冷却剂流动进行控制。

5.87. 燃料通道组件的设计应满足其规定设计寿期的所有适用要求。

5.88. 燃料通道设计应允许在压力管和排管容器管之间的环形空间中连续气体流动，以允许在破裂检测之前发生泄漏。

5.89. 燃料通道组件中使用的所有材料都应能够长期暴露于辐射、高纯度重水和环空气体（压力管和加热排管之间的气体）中。

5.90. 燃料通道，应沿压力管长度方向上，取温度和压力的最不利组合作为燃料通道的设计条件。

5.91. 燃料通道的设计和制造应符合经过验证的规范和标准，并考虑到现有经验，包括运行经验。

5.92. 反应堆冷却剂系统中首次使用的原型轧钢接头应进行拉拔强度试验。在设计温度下进行试验时，轴向拔出负载至少应为设计条件总轴向负载的三倍。

5.93. 燃料通道的设计应能承受预计在整个电厂使用寿命期间发生的所有循环负载。设计文件应包括确定累积利用率所必需的负载的明确规范。

5.94. 不能进行在役检查的焊缝应尽量限制，并应进行分析以评价此类焊缝故障的后果。

5.95. 设计应提供一种方法，允许在正常运行期间可靠地检测堆芯燃料中的缺陷。

反应堆冷却剂泵（用于压水堆和重水压水堆）和反应堆再循环泵（用于重水堆）

5.96. 反应堆冷却剂泵的设计应使下列安全参数有足够的保证：

- (a) 泵的性能参数，包括压头和流量特征、惰转特征、泵的单相和两相性能；
- (b) 泵运行参数（如转速、流量、压头）；
- (c) 为避免空化所必需的净正吸头；
- (d) 泵密封设计和性能（如适用，包括密封温度限值）；
- (e) 振动监控规定。

5.97. 反应堆冷却剂系统泵的设计应能以适当的水力学参数提供足够的冷却剂流量，确保在运行状态下燃料状态不超过燃料设计限值。

5.98. 反应堆冷却剂系统泵的设计应当能够以适当水力学参数提供足够的冷却剂流量，确保在运行状态和事故工况下，燃料和反应堆冷却剂系统设备（包括反应堆压力容器内部构件），不超过结构极限，且没有显著的燃料退化。

5.99. 反应堆冷却剂系统泵在预计运行事件中发生泵跳闸的情况下，以及在无显著的燃料退化的事故工况下，应具有足够的惰转特性，以避免出现反应堆冷却剂在燃料完整性方面不希望的热工水力工况。

5.100. 反应堆冷却剂系统泵的设计应使反应堆冷却剂系统，在不利的热工水力条件和泵的故障都不会导致飞射物的产生。另外，应做出规定保护安全重要物项不受任何此类飞射物的损坏。

5.101. 应对垫片和轴承的正确运行进行监控，并应实现反应堆冷却剂系统泵的自动跳闸，以防止在运行时出现可能导致轴故障的过度振动。

5.102. 在没有出现显著燃料退化的任何电厂状态下，反应堆冷却剂泵中的密封泄漏应通过保持密封系统的充分冷却来加以控制。正常运行时，应补偿密封泄漏。在无法获得补偿的电厂状态下，密封泄漏最好是隔离的。在密封运行参数无法维持的情况下，反应堆冷却剂泵应自动跳闸，以防止对密封系统造成任何进一步的损坏。

减压阀和安全阀（用于压水堆和重水压水堆）或安全减压阀（用于沸水堆）

5.103. 如果需要压缩空气来运行安全阀，则应为阀门配备专用的气动蓄能器，以确保最小和规定的开启和关闭次数。必须规定在气动蓄能器没有再充气的情况下，每个阀门必须能够利用气动蓄能器打开的次数。

5.104. 当安全阀用于压力控制时，安全阀的可靠关闭应通过泄压管线上的切断阀来确保。

5.105. 如果通过先导阀开启安全阀（沸水堆和压水堆）来进行超压保护，则不应在先导管线上安装用于打开安全阀的切断阀。如果例外情况是为了便于试验或维护，或为了防止安全阀被卡住打开，则应可靠地防止切断阀的错误关闭。

蒸汽发生器（用于压水堆和重水压水堆）

5.106. 蒸汽发生器传热管是反应堆冷却剂压力边界的一部分，因此应根据第 3.44 段、第 3.107—3.115 段和第 5.4—5.16 段中的建议进行设计。

5.107. 蒸汽发生器传热管和蒸汽发生器的内部结构，应在运行状态和没有显著燃料退化的事故工况下，对根据预期会发生的最大应力和最严重疲劳条件进行设计（例如，设计应能承受冷却剂丧失事故和主蒸汽管线断裂的负载）。

5.108. 应优化蒸汽发生器中的流动模式，以防止出现滞流区域（以避免沉淀的积累）和不可接受的传热管流致振动。

5.109. 蒸汽发生器的设计应提供足够的管道泄漏检测和报警系统。

5.110. 应通过设计规定防止蒸汽发生器出现满溢状态。

5.111. 应针对可能发生在运行模式中的，诸如水锤、满溢以及热和/或水力分层等引起的负载进行处理。

5.112. 设计应包括排污规定，以控制和清除可能在滞流区域积聚的固体（污泥）。

5.113. 设计应包括从二次侧相关位置进行水和蒸汽取样的规定。

5.114. 设计应允许对蒸汽发生器传热管以及主汽水分离器和二次汽水分离器，在整个长度方向上进行视察。检验传热管的设备和程序应能发现和定位重大缺陷或退化。

5.115. 设计还应提供以下内容：

- (a) pH 值和氧浓度的控制；
- (b) 蒸汽发生器二次侧污染物和杂质浓度的限制；
- (c) 在给水中添加化学添加剂；
- (d) 监控取样流体的电导率和监控取样流体的污染。

5.116. 应规定传热管污垢、堵塞和最大允许泄漏率的裕度。

5.117. 应制定防止传热管微振磨损的设计规定。

5.118. 应执行在蒸汽发生器中进行取样的设计规定。

5.119. 蒸汽发生器传热管材料，传热管管板材料和焊接材料应能承受一回路或二回路冷却剂（视情况而定）的腐蚀和侵蚀影响，包括底部淤泥腐蚀。

5.120. 应防止蒸汽发生器传热管材料和管支撑材料之间的电化学反应。

管道系统

5.121. 管道的布置应消除不可凝气体积聚的可能性。

5.122. 应提供管道系统的排气和排水能力。

5.123. 管道支架的设计应符合适用的管道系统设计标准。管道和部件的应力评定应按照适用的规范和标准进行。

5.124. 流量限制器应安装在沸水堆的主蒸汽管线（或压水堆和重水压水堆蒸汽发生器出口处）中，以限制在安全壳内或壳外主蒸汽管线断裂后冷却剂的损失速率。对于沸水堆，在关闭主蒸汽隔离阀之前，应确保堆芯保持完全被水覆盖。

破裂前泄漏或破裂排除管道

5.125. 如果管道采用破裂前泄漏或破裂排除管道，则应规定设计、制造和运行所需满足的特定要求。

5.126. 在假想断裂出现以前，泄漏检测系统应该与泄漏一致的方式进行。

5.127. 尽管管道故障的可能性很低，但管道双端断裂的后果应使用下列相关方面的适当规则进行分析：

- (a) 堆芯冷却能力；
- (b) 压力在主安全壳内的积聚；
- (c) 设备的环境鉴定。

检漏系统

5.128. 在设计上应做出规定，对反应堆冷却剂的任何泄漏进行探测，并在切实可行的范围内查明泄漏的位置。同时还应规定，对从反应堆冷却剂系统泄漏的流体进行测量和收集。这些规定应得到主控制室的指示器和警报器的充分补充。

隔热材料

5.129. 主安全壳内使用的隔热材料的选择应能防止在高能量管道断裂的情况下堵塞堆坑集水箱粗滤器和过滤器。应在合理可行的范围内使用反射金属隔热。

5.130. 对于依靠容器内保持策略和容器外冷却的设计，以下设计考虑适用于反应堆容器隔热：

- (a) 应提供一种设施，允许水自由进入反应堆容器和隔热层之间的区域，相关进水口的设计应在外部冷却剂被允许流入容器期间，使压降最小化；
- (b) 应提供一种设施，允许与反应堆容器接触的水产生的蒸汽，从反应堆容器周围的区域逸出；
- (c) 隔热支撑格架和隔热板应为水和蒸汽构成结构可靠的流动路径。

6. 压水堆相关系统设计的特定考虑

运行状态下冷却剂体积和堆芯反应性控制系统

6.1. 反应堆冷却剂系统冷却剂体积在正常运行时的控制由化学和容积控制系统执行。化学和容积控制系统还被设计成在反应堆冷却剂系统泵关闭时，通过在稳压器内部进行喷淋来控制反应堆冷却剂系统压力。并在电厂运行和停堆模式下调节一回路冷却剂的硼酸浓度。化学和容积控制系统执行的典型功能包括：

- (a) 控制反应堆冷却剂容积；
- (b) 当反应堆冷却剂泵不可用时，在停堆模式下控制反应堆冷却剂系统压力；
- (c) 控制堆芯反应性；
- (d) 向反应堆冷却剂泵提供密封水；
- (e) 控制反应堆冷却剂的化学成分；
- (f) 反应堆冷却剂的清理和净化。

6.2. 这些功能主要专用于正常运行，在事故期间通常不执行。然而，在预计运行事件或事故发生后，系统的某些部分可用于达到安全停堆状态。

冷却剂总量控制

6.3. 化学和容积控制系统的设计，应在设备升温期间，为反应堆冷却剂的膨胀提供一个下泄功能，并在设备以升温和冷却速率进行冷却期间，为反应堆冷却剂的收缩提供补充。

6.4. 化学和容积控制系统的设计应能在功率下降时提供补充水，并能在功率增加时提供下泄功能。

6.5. 对于不需要安全系统动作的任何正常运行模式或事件，化学和容积控制系统应提供并保持足够的反应堆冷却剂总量以确保堆芯冷却，从而不超过燃料设计限值，并向反应堆冷却剂泵密封提供足够的流量，以保持压力边界完整性。

堆芯反应性控制

6.6. 化学和容积控制系统，在设计上应能调节反应堆冷却剂系统中的硼酸浓度，以便在功率运行时控制堆芯的轴向偏移。

6.7. 化学和容积控制系统，应具有在反应堆冷却剂系统中达到换料操作所需的硼酸浓度的能力。

6.8. 化学和容积控制系统，应具有在整个换料循环周期内，实现反应堆冷却剂系统功率运行状态所必需的硼酸浓度的能力。

6.9. 化学和容积控制系统，应具有防止或限制反应堆冷却剂系统硼酸浓度失控稀释的能力。

运行状态下的热量排出系统

功率运行和热停堆模式下的热量排出

6.10. 堆芯在功率运行和热停堆模式下产生的热量，包括余热，从反应堆冷却剂系统排出到蒸汽发生器。排热功能由主给水系统和主蒸汽系统来保证。主给水系统包括主给水泵、控制阀和隔离阀。在某些设计中，有专用于低功率和停堆模式的泵，它们属于设计为“启动和停堆给水系统”的系统。主蒸汽系统包括主蒸汽管道、隔离阀、安全阀和应急排出阀，以及主冷凝器。

6.11. 主给水和主蒸汽系统主要的设计功能是：在满功率情况下排出反应堆产生的热量，同时还应具有在反应堆停堆后排出和排出余热到最终热阱的能力。

- 6.12. 余热排出能力的设计应能将反应堆冷却剂系统从热停堆工况冷却到与余热排出系统的运行相匹配的主回路压力和温度。
- 6.13. 主给水系统应具有在额定温度下对蒸汽发生器的给水能力，并能将蒸汽发生器的水位控制在为运行状态规定的范围内。
- 6.14. 一个给水泵的故障不应导致反应堆跳堆。
- 6.15. 反应堆跳堆后，主给水注入应自动停止，以防止堆芯过度冷却。
- 6.16. 应可靠地防止蒸汽发生器的满溢过充。
- 6.17. 在蒸汽发生器减压不受控制且过度的情况下（例如在主蒸汽管或主给水管断裂的情况下），受影响的蒸汽发生器应与其他蒸汽发生器可靠地隔离。
- 6.18. 每台蒸汽发生器应能独立可靠地隔离。
- 6.19. 应有足够的放射性监控，以便检测泄漏或破裂的蒸汽发生器传热管。这种监控的精确度应足以达到设计基准事故所规定的放射性后果限值。
- 6.20. 蒸汽发生器隔离阀的密封性应足以满足在蒸汽发生器管破裂的情况下所规定的辐射后果限值。
- 6.21. 主蒸汽系统应提供自动和手动功能，可以旁路汽轮机并将蒸汽直接排出到冷凝器的能力。旁路的容量应足以适应完全甩负荷。
- 6.22. 主蒸汽系统的设计应确保一条主蒸汽管线中断不会导致多于一个蒸汽发生器降压，即使这条主蒸汽管道的隔离出现了单一故障。
- 6.23. 主蒸汽和给水管道分开布置，并进行保护和约束，以防止管道发生同时破裂（如主蒸汽或给水管道破裂、主管道破裂）。
- 6.24. 最小的热量排出容量应设计为余热排出，即使余热排出所必需的任何部件出现了单一假想故障，也是如此。
- 6.25. 在场外电源丧失的情况下，也应能余热排出。
- 6.26. 在热停堆模式下用于余热排出的系统，在 SL-2 地震负载情况下，也应保持其可运行性。

余热排出模式

6.27. 在正常运行的冷停堆模式下，余热应由余热排出系统从反应堆冷却剂系统排出到冷却链。当反应堆冷却剂系统已经被蒸汽发生器冷却下来以后，可以接入余热排出系统。余热排出系统中的一列，包括停堆冷却泵和具有中间冷却系统的热交换器；它从反应堆冷却剂系统中取吸水，在热交换器中冷却后重新注入反应堆冷却剂系统。

6.28. 第 6.29—6.40 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 51 的建议，并补充了第 3 部分提供的一般性建议。

6.29. 电厂设计应包括适当的系统，以便在不同的反应堆冷却剂系统停堆工况下（例如热停堆工况、冷停堆工况和换料工况）从反应堆冷却剂系统中余热排出。

6.30. 排热容量的设计应能将反应堆冷却剂系统从热停堆工况（一旦反应堆停堆）冷却到足够的换料操作工况。

6.31. 余热排出设计，应能控制反应堆冷却剂系统温度，并按照受控的冷却速率，在反应堆停堆后的适当时间内，冷却到可以换料的冷停堆工况。

6.32. 最低热量排出容量是：即使在任何部件发生单一故障的情况下，也能余热排出，这是为了余热排出所必需的。

6.33. 在场外电源丧失的情况下，也应能余热排出。

6.34. 余热排出系统的设计应保证其在 SL-2 地震负载下的可运行性。

6.35. 如果在设计基准事故后，余热排出和排出系统还要为了余热排出而运行，则应按照第 3.48 段、第 3.54 段、第 3.58 段和第 4.41—4.45 段中提供的建议进行设计。

特别设计要求

6.36. 在设计最大排热容量时，应考虑不超过正常运行工况下燃料和反应堆冷却剂压力边界规定的限值，这一运行标准（如达到换料工况的时间延迟）。

6.37. 余热排出连接温度应高于蒸汽发生器冷却所能达到的反应堆冷却剂系统的最低温度。

6.38. 在功率运行和热停堆运行期间，余热排出系统处于不运行状态，应与反应堆冷却剂系统隔离；应通过联锁或其他技术规定，防止此时余热排出系统与反应堆冷却剂系统的连接。

6.39. 如果余热排出系统的一部分安装在安全壳外，则应提供足够的仪器仪表以检测系统中的泄漏或断裂，并应提供足够的隔离能力以限制安全壳外的放射性排放。

6.40. 应提供足够的仪器仪表和隔离能力，检测热交换器中的泄漏，并限制一回路水进入中间冷却系统。这些规定还应限制在反应堆冷却剂系统完全降压时，非硼化水转移到反应堆冷却剂系统。

事故工况下堆芯冷却和余热排出系统（不包括堆芯熔化的设计扩展工况）

6.41. 第 6.43—6.106 段为在所有事故工况下，从反应堆冷却剂系统中余热排出和控制堆芯反应性所必需的系统设计提供了建议，但出现堆芯熔化的设计扩展工况除外。本“安全导则”第 4 部分介绍了事故工况下余热排出链和最终热阱的设计建议。

6.42. 第 6.43—6.48 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 7、19 和 29 的建议，并补充了第 3 部分提供的一般性建议。

6.43. 安全系统必须的可靠性以及它们的冗余对共因故障的潜在弱点，决定了系统必须进行不同的，独立的和多样化的设计。不管怎样考虑这些因素，核电厂的设计都应该是这样的，即必须拥有多种冷却堆芯、排出及排出余热的手段。

6.44. 为在设计基准事故或设计扩展工况下冷却堆芯而设计的系统，在没有显著燃料退化的前提下，应尽可能独立于为运行状态而设计的系统，以及那些专用于在设计扩展工况下，出现堆芯熔化时，而设计的堆芯冷却系统。

6.45. 设计基准事故或设计扩展工况无显著燃料退化条件下所必需的余热排出系统的设计，应符合第 3.33—3.42 段中的建议。这些建议适用于旨在缓解设计基准事故或设计扩展工况无显著燃料退化条件下的系统。

6.46. 设计扩展工况下，特定安全设施的可靠性应足以满足全部堆芯损坏频率规定的目标。

6.47. 安全系统的设计应符合设计基准事故规定的监管标准。在应用确定性设计基准事故分析规定的规则时，这些系统的性能应满足这些标准。

6.48. 设计扩展工况下安全设施的性能应足以防止无显著燃料退化的事故工况升级到堆芯熔化的设计扩展工况。对于设计而言，可以使用与设计基准事故所应用的相同的工程标准，但一般考虑较不保守的假设和条件。然而，为了使人们对设计扩展工况下的安全设施的效力有信心，并避免陡边效应，应确定关键参数，并做出规定以解决不确定因素。

事故工况下的堆芯冷却

6.49. 事故工况下反应堆冷却剂系统冷却水容积的控制由应急堆芯冷却系统执行，必要时由二次侧对反应堆冷却剂系统进行降压。应急堆芯冷却系统还执行一些与堆芯反应性控制相关的功能。通常，应急堆芯冷却系统包括能动和/或非能动注入设备（例如泵、管道和阀）的组合。该系统还可以包括热交换器以从安全壳中余热排出。关于地坑过滤系统的建议见 SSG-53[22]。

6.50. 应急堆芯冷却系统的主要功能是向反应堆冷却剂系统中注入硼酸水，在反应堆冷却剂系统冷却水容积减少，或者二次侧排出的余热丧失的情况下，以确保堆芯的冷却。应急堆芯冷却系统被要求在设计基准事故以及没有显著燃料退化的设计扩展工况下都达到受控状态，如：

- (a) 假定在设计基准事故或设计扩展工况的冷却剂丧失事故；
- (b) 反应堆冷却剂系统冷却过度和失控（二次侧管道断裂）；
- (c) 蒸汽发生器传热管破裂；
- (d) 在反应堆冷却剂系统给水和放气可用的情况下，给水的全部丧失。

6.51. 第 6.52—6.69 段提供了关于在设计基准事故和设计扩展工况下丧失主冷却剂的情况下满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 52 的建议, 并补充了第 3 部分中提供的与安全系统或用于设计扩展工况的安全设施相关的建议。

6.52. 应急堆芯冷却系统应根据相关燃料设计标准、燃料包壳和堆芯几何构型的设计标准, 在发生冷却剂丧失事故时, 对燃料进行冷却。

6.53. 发生小破口事故的情况下, 在破裂处排出的能量可能不足以有效地冷却燃料, 因此应运行补充系统或设备以实现适当的冷却容量 (例如, 通过蒸汽发生器对衰变热排出进行补偿, 或降低反应堆冷却剂系统的压力以增加注入水速率)。

6.54. 应急堆芯冷却系统的设计应具有足够的容量, 以防止或限制在不同位置不同大小的一回路管道断裂时, 造成燃料组件的裸露, 所以必须考虑不同冷却剂的注入点。

6.55. 在设计应急堆芯冷却系统时, 应考虑注入流量可能绕过堆芯或直接从破口流出的可能性。

6.56. 应急堆芯冷却系统应能在反应堆冷却剂系统中恢复和保持足够的冷却剂容量, 以便恢复燃料冷却功能。

6.57. 应急堆芯冷却系统中的硼浓度应足以在过冷设计基准事故 (例如蒸汽管线断裂) 中达到堆芯次临界。

6.58. 应急堆芯冷却系统的注入能力应能防止堆芯中的硼结晶。

6.59. 在一些设计中, 应急堆芯冷却系统包括在不能确保反应堆冷却剂系统的完整性时, 可长期排出堆芯衰变热的能力。这些能力应被视为安全系统的一部分。

6.60. 应急堆芯冷却系统的设计应考虑到反应堆冷却剂系统已装备的泄放容量, 在二次侧的余热排出能力完全丧失的情况下, 防止或限制堆芯的裸露。

专项设计要求

6.61. 应急堆芯冷却系统的承压设备应按照核工业广泛使用的经验证的规范和标准（如参考文献[24、25、27]和类似标准）设计和制造。对于每个单独的部件，都应适当考虑其故障所产生的两种影响，即安全功能未实现和发生放射性排放，来选择应用的标准和规范。

6.62. 应急堆芯冷却系统应通过串联的两个隔离设备与反应堆冷却剂系统可靠隔离。为了不降低应急堆芯冷却系统的可靠性，这些隔离设备应可以快速开启且无需外部动力（例如，广泛使用止回阀）。反应堆冷却剂系统隔离的设计应能使密封性得到定期试验。此外，应急堆芯冷却系统应防止由泄漏引起的超压。应安装适当的监控手段（如压力和温度），以检测和警告任何通过隔离阀的泄漏。

6.63. 为了便于维护和维修，应急堆芯冷却系统设备应尽可能位于安全壳外部，以限制其应具备的环境条件的严重性。

6.64. 应急堆芯冷却系统的运行应限制导致反应堆冷却剂系统超压的风险。特别是应考虑冷停堆状态，其中应急堆芯冷却系统的运行，无论是正确运行还是错误运行，都有损坏反应堆压力容器或余热排出系统（例如由于脆性断裂）的潜在可能。

6.65. 应采取措​​施及早发现应急堆芯冷却系统中位于安全壳外部分的泄漏，以便在导致系统储备水流失之前将其隔离。

6.66. 对于事故管理，每个应急堆芯冷却系统通道的关停和隔离指令都应能从主控室发出。然而，只要存在对堆芯进行应急冷却的需要，就应不可能从主控制室停止应急堆芯冷却系统的运行。

6.67. 根据过滤系统的能力，应急堆芯冷却系统应通过鉴定，确认可以在含有放射性颗粒水的情况下运行。

6.68. 在设计基准事故期间，应在任何时候确保应急堆芯冷却系统正常运行时，泵的最小净正吸水头，并考虑到诸如涡流，空气夹带和污水池过滤器表面碎屑堆积等限制现象。如果国家管理规定允许，则应明确说明内部安全壳压力积聚所考虑的因素。

6.69. 应采用最小流线,以便进行定期试验,并防止应急堆芯冷却系统泵在低注入流量下发生故障。

设计基准事故时热停堆模式下的余热排出

6.70. 反应堆停堆后堆芯中产生的余热从反应堆冷却剂系统被排出到蒸汽发生器。通过应急给水系统和蒸汽大气排出系统来保证排热功能。应急给水系统包括应急给水泵、控制阀和隔离阀。蒸汽大气排出系统包括位于蒸汽发生器出口的控制阀和隔离阀。

6.71. 第 6.72—6.81 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]在设计基准事故中的要求 51 的建议,并补充了第 3 部分中提供的与安全系统相关的建议。

6.72. 应急给水系统和蒸汽大气排出系统应具有足够的性能,以可靠地完成余热排出和反应堆冷却剂系统冷却,在不出现显著燃料退化的情况下,不超过为燃料、反应堆冷却剂压力边界以及在事故工况下安全重要结构所规定的限值。

6.73. 应急给水的容量和自持性应足以达到进行余热排出的反应堆冷却剂系统工况且有充分的裕度(一般认为最小应自持 24 小时)。可以考虑应急给水箱之间的互连,以扩大系统容量和自持性,前提是在应急运行程序中应清晰地对手动操作描述。

6.74. 在主或辅助给水系统无法使用的设计基准事故中,应急给水系统应能为蒸汽发生器提供二次补充水。

6.75. 当主冷凝器不可用或主蒸汽隔离阀关闭时,蒸汽大气排出系统应从蒸汽发生器排出蒸汽,以余热排出并冷却反应堆冷却剂系统。

专门设计要求

6.76. 应急给水系统的承压设备应按照核工业广泛使用的经验证的规范和标准(如参考文献[24、25、27]和类似标准)进行设计和制造。对于每个单独的部件,所选择适用的要求应考虑未能履行其安全功能所产生的后果。

6.77. 为了提高应急给水系统的可靠性,应考虑应急给水系统泵的多样性。

6.78. 通向大气的蒸汽排出阀应通过在蒸汽、水和两者的混合物状态下（如果蒸汽发生器中的水位较高，水可以由蒸汽携带）运行的（打开和关闭）鉴定。

6.79. 在蒸汽管线断裂的情况下，应将应急给水系统和蒸汽排出阀与受影响的蒸汽发生器隔离，以限制反应堆冷却剂系统的过冷。

6.80. 在蒸汽发生器传热管破裂的情况下，应将应急给水系统与受影响的蒸汽发生器隔离，防止蒸汽发生器充满并限制含放射性的水排放到环境中的可能。

6.81. 在蒸汽发生器传热管破裂的情况下，应将主蒸汽减压阀与受影响的蒸汽发生器隔离，以限制放射性物质排放到环境中。

设计基准事故中余热的长期排出

6.82. 余热排出系统的长期功能是将反应堆冷却剂系统中的余热排出到中间冷却系统，并在事故工况下实现安全停堆。在反应堆冷却剂系统充分冷却后，即可以连接这一系统。在任何一个设计基准事故发生且得到控制时，如果反应堆冷却剂系统的冷却剂数量是充足的，此功能都是必要的。

6.83. 用于长期余热排出的系统应包括几个冗余的安全系统，每个系统包括一个泵和一个带有中间冷却系统的热交换器。余热排出系统从反应堆冷却剂系统中取吸水，并在被热交换器冷却后将水重新注入反应堆冷却剂系统中。在事故工况下，该系统应被视为到最终热阱的热排出链的第一个要素。

6.84. 第 6.85—6.88 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]在设计基准事故中从反应堆堆芯中余热排出的要求 51 的建议。

6.85. 应根据第 3.47—3.50 段中提供的用于安全系统的建议，设计用于长期余热排出的系统。

6.86. 用于长期余热排出的系统应能排出堆芯衰变热，并将反应堆冷却剂系统冷却到安全停堆工况。

专门设计要求

6.87. 承压设备应按照核工业广泛使用的经证实的规范和标准（如参考文献[24、25、27]和类似标准）设计和制造。对于每个单独的部件，应选择适当的标准，考虑其故障所产生的两种影响（安全功能未实现和放射性排放发生）。

6.88. 还应考虑第 3.48—3.52 段中提出的建议。

无显著燃料退化设计扩展工况下热停堆模式的余热排出

6.89. 第 6.90 段和第 6.91 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 51 提出了建议，即在没有发生严重燃料退化的设计扩展工况下从反应堆堆芯中余热排出。

6.90. 虽然对设计扩展工况的需要取决于设计，但应考虑额外的设计措施，以便应对导致系统和安全系统丧失的多重故障，这些系统和安全系统应能在余热排出运行与反应堆冷却剂系统工况不匹配的情况下，排出反应堆冷却剂的余热。通常，应考虑：

- (a) 扩大应急给水系统的自持性，并具备场址再充水能力；
- (b) 保持应急给水系统的容量和向大气排出的蒸汽排出阀的运行，以便应对长时间的电厂停电；
- (c) 实施二次侧非能动散热系统；
- (d) 通过运行一次侧给水和放气策略从堆芯中排出衰变热；
- (e) 实现非能动余热排出系统。

6.91. 为了便于管理超出设计基准事故的工况，应急给水系统应包括从外部装置（例如从消防车或移动式柴油泵）向蒸汽发生器供水的连接线。

反应堆冷却剂系统在出现堆芯熔化设计扩展工况时的快速降压

6.92. 反应堆冷却剂系统快速降压系统包括阀和相关联的管道，他应该直接连接到反应堆冷却剂系统的压力边界。

6.93. 为了实际消除严重事故中与高压熔体喷射相关的现象（直接安全壳加热），设计应包括一回路的快速降压设备，它们应该在堆芯熔化事故一开始就投入使用。

专门设计要求

6.94. 反应堆冷却剂系统快速降压阀应不同于为反应堆冷却剂系统超压保护而设计的安全阀，其运行方式应该是多样的。

6.95. 应可靠地防止快速降压阀的误开。

6.96. 快速降压系统是反应堆冷却剂压力边界的一部分的，作为反应堆冷却剂系统的承压设备，应按照经验证的反应堆冷却剂压力边界设计和制造规范及标准进行设计和制造。

6.97. 反应堆冷却剂系统快速降压系统用于堆芯熔化通道的早期阶段，预计反应堆冷却剂系统内的温度和压力会非常高；因此，反应堆冷却剂系统快速降压系统应能够在非常恶劣的条件下运行。

6.98. 反应堆冷却剂系统快速降压系统应能承受 SL-2 地震负载。

6.99. 反应堆冷却剂系统的快速降压系统在电厂停电的情况下应是可用的。

事故工况下堆芯反应性控制系统

6.100. 第 6.101—6.106 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.10 段和第 6.11 段所规定的建议，这些要求涉及在没有显著燃料退化事故工况下的反应堆停堆。这些建议可用于依靠大量高浓度硼酸水注入进行停堆的系统的设计。SSG-52[17]提供了依赖投入固体吸收器进行停堆系统的设计建议。

6.101. 在事故工况下控制堆芯反应性的系统应能为反应堆停堆提供第二种或多种手段，应根据安全系统的工程设计规则进行设计。

6.102. 事故工况下控制堆芯反应性的系统应独立于反应堆事故保护停堆系统。

6.103. 在事故工况下控制堆芯反应性的系统应具备在没有应急停堆的预期瞬变情况下反应堆停堆的能力, 在没有燃料显著退化的设计扩展工况下, 不超过规定的燃料限值。

6.104. 硼酸浓度应足以补偿反应堆冷却剂系统冷却期间的慢化剂效应变化。

专门设计要求

6.105. 承压设备应按照核工业广泛使用的经证实的规范和标准(如参考文献[24、25、27]和类似标准)进行设计和制造。对于每个单独的部件, 应在考虑未能履行其安全功能所产生的后果的情况下, 选择所适用的要求。

6.106. 在正常运行中应考虑指定技术规定, 防止储罐和管道中的高浓度硼出现结晶。应考虑从场址风险评价中得出的寒冷条件。

7. 沸水堆相关系统设计时的特定考虑

运行状态下冷却剂容量和堆芯反应性控制系统

7.1. 通过移动控制棒和通过控制再循环冷却剂流量来控制堆芯反应性在SSG-52[17]述及。

反应堆水净化

7.2. 应对反应堆压力容器中的流动模式进行优化, 以防止出现滞流区域(以避免沉淀的积累), 并限制可能导致反应性偏移或不必要的热应力的深冷水区域。

7.3. 设计还应提供以下内容:

- (a) 限制反应堆冷却剂中污染物和杂质的浓度;
- (b) 对反应堆冷却剂的电导率和冷却剂取样的污染进行监控;
- (c) 从反应堆冷却剂系统中除去多余的水, 对停堆和低功率工况的水位进行控制。

7.4. 应考虑使用反应堆水净化系统作为在停堆工况时余热排出的替代手段。

运行状态下的热量排出系统

7.5. 第 7.6—7.16 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 51 的建议,并补充了第 3 部分提供的一般性建议。

7.6. 电厂的热量排出系统的设计应包括,在不同的停堆工况下(例如热停堆、冷停堆和换料期间)从反应堆冷却剂系统中余热排出的系统。

7.7. 排热容量的设计应能在合理的、较短的时间内将反应堆冷却剂系统从热停堆工况(一旦反应堆停堆)冷却到满足换料的工况。

7.8. 排热系统最小热量排出容量应设计成:任何一个余热排出所必须的系统出现单一故障的情况下,热量排出系统也能余热排出。此外,余热排出系统应设计成具有足够的容量,即使在一个通道或一个分区,在热停堆工况或冷停堆工况期间,出现不可用的情况,冷却依然可以较慢的速率进行。

7.9. 在设计最大排热能力时,则应考虑到运行标准(例如达到换料工况的时间延迟),不能超过燃料和反应堆冷却剂压力边界正常条件下规定的限值。

7.10. 在场外电源丧失的情况下,应能余热排出。

7.11. 如果在发生设计基准事故后,还要利用余热排出系统以排出和排出余热(见第 2.8 段),余热排出系统的设计还应符合本“安全导则”第 3 部分中提供的所有建议。

冷凝器的隔离(如果包括在设计中)

7.12. 冷凝器的隔离设备通常应与反应堆冷却剂系统对标,并应按照适用于反应堆冷却剂系统的相同要求和建议进行设计。

7.13. 工艺控制阀和排气阀的设计应基于事件开始时电源可用的假设。支持冷凝器隔离运行的可用水量应通过定义确保运行的时间段来确定,且无需在冷凝器隔离水池中重新注水。建议的容量是至少 72 小时,但作为最低限度,该容量应满足监管机构的要求。

7.14. 被隔离的冷凝器的传热管和管板的设计应考虑到在运行状态和设计基准事故中预期会发生的最大应力和最严重疲劳的工况。

7.15. 被隔离的冷凝器的设计应提供足够的管道泄漏检测和警报系统。

7.16. 设计应防止在被隔离的冷凝器上部传热管板和入口管道处蒸汽空间内气体的积聚。

事故工况下堆芯冷却和余热排出系统

设计基准事故中的堆芯冷却

7.17. 应急堆芯冷却系统的设计和实施应满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 52, 以防发生一回路冷却剂丧失的设计基准事故, 具体如下:

- (a) 应急堆芯冷却系统的设计应根据设计基准事故分析规定的标准, 在发生冷却剂丧失事故时, 将燃料冷却到燃料和燃料包壳相关的限值范围内;
- (b) 在小破口的事故下, 在断裂处排出的能量可能不足以有效地冷却燃料, 因此, 应运行补充系统或设备以实现适当的冷却容量 (例如, 互补式的定期性地打开一个或多个蒸汽安全阀以将蒸汽 (能量) 传送到抑制水池), 或启动低压应急堆芯冷却系统;
- (c) 应急堆芯冷却系统的设计应具有足够的容量, 防止或限制燃料组件在不同大小的一回路管道断裂时出现裸露;
- (d) 完整的应急堆芯冷却系统的设计应同时包括高压和低压容量。高压应急堆芯冷却系统可用于响应预计运行事件和冷却剂的小破口丧失事故, 而不需要对反应堆冷却剂系统进行降压;
- (e) 应急堆芯冷却系统的设计应能恢复和保持反应堆冷却剂系统中足够的冷却剂容量, 以保持堆芯有足够的冷却;
- (f) 考虑到反应堆冷却剂系统的完整性有可能不能保持, 应急堆芯冷却系统应具有长期余热排出的能力;
- (g) 由于应急堆芯冷却的地位极为特殊, 这些系统应划为安全分级 1 级 (见 SSG-30[15])。每个部件都应根据工业规范 (如参考文献[24、25、27] 和类似标准) 给出的工程要求进行设计和制造。在选择应用的标准时,

应充分考虑到部件故障所产生的两种影响（未实现安全功能和发生放射性排放）。

7.18. 应急堆芯冷却系统应具有足够的容量，使堆芯在最具挑战性的设计基准事故中始终淹没于水下。

7.19. 应在正常运行期间和事故工况下提供仪器仪表，控制抑压水池的温度和水位。

设计基准事故中的余热排出

7.20. 在发生设计基准事故时，如果正常停堆条件下运行的系统不能满足适用于安全系统的工程设计要求时，则余热排出系统的设计则应包括余热排出的附加系统。

设计扩展工况下的堆芯冷却

7.21. 设计扩展工况的安全设施取决于反应堆技术和反应堆设计，应通过确定性方法来假定，并得到概率安全评定结果的支持。

7.22. 应评定应急堆芯冷却系统是否需要额外的安全设施，以确保在发生冷却剂丧失事故的同时应急堆芯冷却系统出现多重故障的情况下，对堆芯的应急冷却。并应视需要落实适当的措施。

7.23. 应建立可靠的反应堆冷却剂系统降压系统，在高压堆芯冷却注入系统不能在反应堆压力容器中保持足够的水位的情况下，可以将冷却剂注入到反应堆压力容器中。

7.24. 在设计扩展工况下，保障堆芯充分冷却的能力，应侧重于确保在这些工况下不会导致堆芯熔化。因此，主要重点应是确保在作为没有出现显著燃料退化设计扩展工况的一部分，即最可能的共因故障通道发生时，可以依靠现场设备进行成功地缓解。

7.25. 在电厂丧失电源（丧失所有交流电）的情况下，应（通过使用压缩空气、直流电或人力）确保汽轮机驱动的供水系统（如反应堆堆芯隔离冷却系统）的阀门的（开启）可运行性。

反应堆冷却剂系统在堆芯熔化设计扩展工况下的快速降压

7.26. 应建立反应堆冷却剂系统降压系统，以防止反应堆压力容器在高压下故障而引起的直接安全壳加热负载。该功能应通过一组不同的专用蒸汽安全阀来实现，这些安全阀应该在减压后保持打开状态。

事故工况下堆芯反应性控制系统

7.27. 相关控制棒系统的建议见 SSG-52[17]。

7.28. 反应堆冷却剂系统应当有一个紧密连接的系统，该系统能够通过将含有中子吸收物质的液体注入反应堆压力容器而使反应堆停堆，这种系统称为备用液体控制系统。该系统提供了将反应堆带入次临界状态的多样性方法，在控制棒无法实际插入堆芯的情况投入使用。

7.29. 备用液体控制系统应具有堆芯停堆的能力，并能以足够的裕度将次临界维持在最具反应性的运行状态。

7.30. 中子吸收材料的注入速率至少应符合监管机构的要求。

7.31. 即使在无法获得场外电源的情况下，该系统也应能够向反应堆压力容器注入中子吸收材料。

8. 压水重水堆相关系统设计中的特定要求

8.1. 相关系统是那些对反应堆冷却剂系统和相关系统的安全功能至关重要的系统。压水重水堆相关系统包括：

- (a) 燃料装卸系统，包括换料机；
- (b) 压力控制和容积控制系统；
- (c) 泵密封冷却系统；
- (d) 停堆冷却系统；
- (e) 应急堆芯冷却系统；
- (f) 慢化剂及其冷却系统；
- (g) 屏蔽冷却系统；

- (h) 蒸汽和给水系统;
- (i) 辅助给水系统。

运行状态下堆芯反应性控制系统

8.2. 第 8.3 段和第 8.4 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 45 的建议,这些要求是为在运行状态下反应性控制而设计的。反应堆控制系统使用的控制设备包括机械中子吸收体、调节器和轻水区隔室。

8.3. 在正常运行期间,反应堆控制系统控制反应堆功率,以及在适用的情况下,在所有运行模式的运行限值范围内,控制中子通量的空间分布。运行限值可包括最大反应堆功率、最大燃料通道(或燃料束)功率和最大通量倾斜。

8.4. 在预计运行事件下,反应堆控制系统对偏离正常运行的情况做出响,将所有基本的反应堆参数保持在规定的限值内,并防止预计运行事件升级到事故工况。这种响应可以是反应堆功率停顿或反应堆功率回退,它们以不同的速率将功率降低到适当的水平。

运行状态下的热量排出系统

8.5. 第 8.6—8.40 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 47—53 的建议,这些要求是为在运行状态下保持安全冷却功能而设计的。在运行状态下,有几个系统可用于热量排出。这些系统包括主蒸汽和给水系统,停堆冷却系统和辅助给水系统。

主蒸汽和给水系统

8.6. 主蒸汽和给水系统的作用是将反应堆堆芯中产生的热量排出给汽轮机用于发电。

8.7. 主蒸汽和给水系统包括主蒸汽管道和蒸汽发生器的给水供应。主蒸汽管线将蒸汽从反应堆厂房内的蒸汽发生器,通过位于汽轮机厂房内的蒸汽平衡联箱,以恒定的压力供应给汽轮机。给水系统控制流量以维持必要的蒸汽发生器水位。

8.8. 主蒸汽和给水系统的设计应保证反应堆正常运行时在额定功率水平下稳定运行。在任何功率水平的电力生产中，热量的产生和消耗都应该是平衡的。

8.9. 给水系统设计应从汽轮机厂房中的给水系统中获取热的加压给水，并将其供应到蒸汽发生器的二次侧。

8.10. 蒸汽发生器在启动期间，应控制蒸汽压力和水容量。

8.11. 主蒸汽和给水系统应该有足够的容量在电厂冷却的初始阶段将热量消散到最终热阱。

8.12. 主蒸汽和给水系统应有足够的容量在主冷凝器不可用时将热量消散到最终热阱。

8.13. 应设置主蒸汽隔离阀，以便在反应堆停堆后，发生蒸汽发生器传热管泄漏时，对汽轮机的主蒸汽供应进行隔离，同时停堆冷却系统投入使用，一回路热排出系统开始降压。

8.14. 从蒸汽发生器出来的管道，包括主蒸汽隔离阀和主给水隔离阀的安全分级（见 SSG-30[15]）应与蒸汽发生器二次侧的安全分级相同。

8.15. 在最终热阱不可用或主蒸汽管线被隔离时，应在必要的范围内上提供冗余的热量排出系统，以便能够控制反应堆冷却剂系统的冷却。

8.16. 当主蒸汽和给水隔离阀关闭时，主蒸汽和给水系统应为蒸汽发生器二次侧的超压保护设置超压保护设备（例如安全阀）。

8.17. 安全阀的容量应足以使蒸汽发生器二次侧的最大压力保持在验收标准之内。

8.18. 控制蒸汽发生器压力的系统应包括安全泄压阀。除主蒸汽安全阀外，这些排出阀还应为蒸汽发生器的二次侧提供超压保护。

8.19. 至少应在主控制室显示和/或警报以下内容：

- (a) 蒸汽流量；
- (b) 蒸汽发生器压力；
- (c) 蒸汽发生器水位；

- (d) 蒸汽联箱压力；
- (e) 给水流量；
- (f) 给水联箱压力；
- (g) 给水温度；
- (h) 放射性水平；
- (i) 关键化学参数。

8.20. 应为主蒸汽隔离阀和旁通阀提供控制手段，允许远程手动控制和自动控制这些阀门。

8.21. 应为阀门提供控制设备，允许远程手动和自动控制，以便将蒸汽排出到大气中。

8.22. 当主冷凝器不能用于热量排出时，主蒸汽设备（安全阀和泄放阀）应能够从蒸汽发生器散热。

8.23. 主蒸汽和给水系统应提供自动和/或手动功能，旁通汽轮机并将蒸汽直接排出到冷凝器。旁通的容量应足以适应甩负荷运行。

8.24. 应做出技术安排，以确保一条蒸汽管线的故障不会导致未受影响的蒸汽发生器的排出。

8.25. 蒸汽管线和给水管道路应进行计划、保护和约束，以防止在蒸汽管线、给水管线或任何其他管道破裂的情况下发生多重事故。

停堆冷却系统（余热排出系统）

8.26. 停堆冷却系统包括连接在每个主热排出系统环路上的，入口联箱和出口联箱之间的，泵和热交换器。该系统通常充满重水，并且通常与主热排出系统隔离。

8.27. 停堆冷却系统的作用是在反应堆停堆后提供不确定时间的长期燃料冷却。它另一个功能是，当通向反应堆联箱的主热排出系统被排空时，提供冷却功能，以便允许蒸汽发生器和主热排出系统泵内部的维修。

8.28. 停堆冷却系统最好位于安全壳内部。

- 8.29. 停堆冷却系统应具有在排水状态下控制主热排出系统联箱中的重水水位的功能。
- 8.30. 停堆冷却系统应具有，在经由蒸汽发生器排出热量突然不可用的情况下，冷却主热排出系统的容量。
- 8.31. 停堆冷却系统的设计应能在事故引发反应堆停堆时，作为蒸汽发生器的另一种热量排出方式，也能余热排出。
- 8.32. 停堆热交换器的设计应能承受极端的温度冲击。
- 8.33. 停堆冷却系统应允许降低、升高和控制反应堆冷却剂系统中冷却剂的水位，以便对热输送泵和蒸汽发生器进行维护。停堆冷却系统应具有在主热排出系统冷却和减压时用于排干主热排出系统的能力。
- 8.34. 停堆冷却系统应有足够的流量调节能力。
- 8.35. 为确保停堆冷却系统的完整性和可靠性，应在其设计和布置中执行相关技术规定，以便在大修期间对主要部件进行视察。
- 8.36. 在运行状态和相关的假想事故工况下，应确保热排出功能可用。应针对每种电厂状态规定相关参数的范围（例如主冷却剂的温度和压力）。

辅助给水系统

- 8.37. 给水系统可包括以下系统：
- (a) 主给水系统；
 - (b) 辅助给水系统；
 - (c) 应急排热系统。
- 8.38. 应设计一个辅助给水系统或等效系统，以便在主给水系统不可用的情况下保持电厂的热量排出能力。必要时，辅助给水系统的排热能力也可用于降低反应堆冷却剂系统中的压力。
- 8.39. 应设计一个辅助给水系统或同等系统，以使电厂长期处于热备用状态。辅助给水系统应提供足够的容量以有效地完成这一功能。当无法连接到备用给水或除氧器时，则应设置另一种设施，将辅助给水供应至蒸汽发生器。

8.40. 辅助给水系统的设计应包括从备用水箱（也称为安全壳水箱或灭火水池）、消防车或移动式柴油水泵向蒸汽发生器供水的连接线。应设置用以记录供应至蒸汽发生器的水量的设施。

事故工况下堆芯反应性控制系统

8.41. 第 8.42—8.49 段为设计用于事故工况下履行反应性控制安全功能系统提供了建议，包括在设计基准事故和没有显著燃料退化的设计扩展工况。

反应堆停堆系统

8.42. 一个压水重水反应堆配备有两个物理上独立的停堆系统。这些停堆系统的设计既有功能上的不同，又有空间上的分离。功能上的差异是，第一停堆系统使用控制棒，第二停堆系统通过注入液态中子吸收剂（毒物）。这两个停堆系统的设计是相互独立的，能够在所有预计运行事件和设计基准事故中迅速使反应堆达到足够的次临界深度。

8.43. 反应堆第二停堆系统通过多个水平分布的喷嘴提供液态中子吸收剂快速注入到全体慢化剂中。反应堆第二停堆系统采用独立的多重反应堆控制逻辑，该逻辑能识别用于停堆的参数并打开高速动作阀门以将毒物注入慢化剂。

8.44. 反应堆第一和第二停堆系统应该是快速动作的、能力充足的、原理多样的且功能上相互独立的系统。如果这些系统是反应堆设计的一部分，它们也应该是非能动的。

8.45. 反应堆第二个停堆系统的设计应避免与化学相关的问题（例如避免沉淀）。

8.46. 反应堆第二停堆系统的设计应满足所有预计运行事件和没有显著燃料退化的事故工况下，反应堆停堆参数有效性的验收标准。

8.47. 在专设安全系统待命的状态（即能够增加足够的负反应性以反应堆停堆）下，第二个反应堆停堆系统应设计为：

- (a) 在反应堆堆芯外贮存好，数量足够、浓度适当、化学成分以及中子吸收特性适合的毒物，准备注入慢化剂以反应堆停堆；

- (b) 提供核实中子吸收毒物数量、浓度、化学成分和吸收特性的手段；
- (c) 反应堆跳堆信号之后，为反应堆第二停堆系统提供尽可能高效地将毒物注入慢化剂的设备；
- (d) 对由于毒物迁移，导致毒物浓度过高的注入管线，提供毒物注入管线的反冲洗方法。

8.48. 在“跳堆状态”（即当毒物已注入慢化剂反应堆停堆并使其维持在次临界状态时），反应堆第二停堆系统应设计为：

- (a) 能够在反应堆第二停堆系统跳堆之后维持反应堆次临界；
- (b) 如果反应堆第二停堆系统跳闸逻辑清除了一个未密封的反应堆内跳闸状态，则应该停止注入。

8.49. 可靠性标准应包括停堆、启动停堆以及引入负反应性需要的所有感知功能。包括完成停堆功能所必需的所有元素。

事故工况下堆芯冷却和余热排出系统

8.50. 第 8.51—8.117 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 47—53 的建议，这些要求适用于在事故工况下履行安全冷却功能系统的设计，包括设计基准事故和没有显著燃料退化设计扩展工况。为在设计基准事故中保持安全冷却功能而设计的系统包括，应急堆芯冷却系统和加强应急排热系统。

8.51. 反应堆冷却剂系统中为缓解设计基准事故后果而提供的系统和相关系统应被视为安全系统，并根据为这些系统制定的工程标准进行设计。

8.52. 为缓解设计扩展工况的后果而提供的系统应被视为设计扩展工况的安全设施，并根据为这些设施制定的工程标准进行设计。这些系统应在系统内部保持适当的冗余，以实现必要的可靠性。

应急堆芯冷却系统

8.53. 应急堆芯冷却系统包括能动和非能动注射设备（泵、管道和阀）的组合，根据设计不同，它们具有不同的输送压力，还包括非能动注射罐（蓄能器）。该系统还应包括热交换器。

- 8.54. 应急堆芯冷却系统应在冷却剂丧失事故、即丧失重水容量之后向反应堆冷却剂系统供应冷却水（轻水）。它的设计应能除去反应器中的余热。
- 8.55. 应急堆芯冷却系统的设计应能在联箱双端切断的情况下充分冷却堆芯。
- 8.56. 应急堆芯冷却系统的注入能力应确保在发生设计基准冷却剂丧失事故时，根据适用的验收标准，对堆芯进行再淹没。
- 8.57. 应急堆芯冷却系统应能保持堆芯可冷却的几何构型，并能够余热排出。
- 8.58. 如果应急堆芯冷却系统的注入压力低于蒸汽发生器泄压设备的开启压力，则在设计基准事故蒸汽发生器传热管破裂的情况下，将限制从工作蒸汽发生器的泄放。在任何情况下，注入压力都应低于蒸汽发生器安全阀的打开压力，以限制它们打开后无法关闭的风险。
- 8.59. 应急堆芯冷却系统的注入压力应限制引起反应堆冷却剂系统超压的风险。
- 8.60. 大量冷水的注入可能引起反应堆冷却剂压力边界的高压下的热冲击或反应堆内部构件的变形，特别是在冷停堆状态下。应通过计算关键位置的瞬态流体工况，以及由此产生的金属温度和相应的应力，来证明热冲击已在设计中得到处理。
- 8.61. 应急堆芯冷却系统还可以在发生设计基准事故，特别是大破口冷却剂丧失事故时，通过堆坑冷却水池向换热器提供余热排出。换热器的容量应足以将冷却水池的升温限制在与反应堆厂房内的鉴定工况，以及应急堆芯冷却系统泵的鉴定工况相一致的温度范围内。
- 8.62. 由于应急堆芯冷却系统与反应堆冷却剂系统相连，因此应配备反应堆冷却剂压力边界所必需的隔离设备。这些装置（例如隔离阀）在正常运行时应关闭，在需要注入的情况下应迅速打开。如果在事故发生后，需要停止长期注射，尤其是在系统通道中疑似泄漏的情况下，这些阀门应该有可能会重新关闭。
- 8.63. 由于应急堆芯冷却系统部分位于安全壳外，因此要求其配备安全壳隔离设备，以符合 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 56。为了防止堆坑冷却水池的

排水，如果在安全壳外的系统部分检测到泄漏，应能够在任何时候关闭堆坑冷却水池的吸入阀。这种隔离设备应有高度的可靠性，因为它的故障将导致严重事故，使堆坑水池中的水量完全耗尽。

8.64. 属于反应堆冷却剂压力边界的应急堆芯冷却系统的所有部件（包括：注射喷嘴）的设计应与反应堆冷却剂系统管道一样，采用相同的质量要求和相同的负载。

8.65. 应防止应急堆芯冷却系统水容量的非计划排出，特别是在外部危害的情况下。应急堆芯冷却系统的吸入泵和隔离阀的安全壳贯穿件应得到充分保护。

8.66. 根据过滤系统的能力，对应急堆芯冷却系统泵进行鉴定，确定能够在含有粒子的放射性水中运行。鉴定技术要求应考虑，在设计基准事故和没有显著燃料退化的设计扩展工况下（冷却剂丧失事故和二回路断裂），假定的放射性和碎片排放水平。

8.67. 应该对位于安全壳外的应急堆芯冷却系统的部分中可能出现的泄漏进行监控，以便能够在泄漏导致储存水排干之前，以及厂房中的环境状态破坏导致阻止隔离阀的运行之前将系统隔离。

8.68. 位于安全壳外部的应急堆芯冷却系统隔离设备应通过鉴定，确定即使在系统可能发生泄漏的情况下仍可运行。

8.69. 如果计入自然循环流量，则自然循环流量应能够提供足够的流量，且不应受到不可凝气体的积聚或不利温度分布的影响。

8.70. 在发生冷却剂丧失事故时，应限制断裂的就地效应（例如，管道甩击或射流冲击，包括潜在的冲击波），保证不超过一个通道应急堆芯冷却系统无法使用。

8.71. 应急堆芯冷却系统的再循环泵应位于安全壳外部，以限制恶劣的环境条件，并应通过鉴定使其便于维护和维修。

8.72. 应急堆芯冷却系统在发生设计基准事故时，通过在安全壳外建立水循环，提供了安全壳的扩展（第三屏障）。在燃料破损的情况下，这些水可能具有高度放射性。因此，对部件的结构设计建议，要求应高度可靠地排出放射性排放（另见 SSG-53[22]提供的建议）。

8.73. 应急堆芯冷却系统中的泵可能需要电机和房间冷却才能正常运行。这些支持功能的执行应具有与其重要性相称的可靠性水平。如果它们的故障可能导致泵在很短的时间内故障以至于无法建立替代冷却方案，则这些系统的设计要求，应与应急堆芯冷却系统的设计要求一致。

8.74. 如果应急堆芯冷却系统泵的注入功能在设计扩展工况下是必要的，则可以考虑采用多样方式对其进行冷却。因为在设计扩展工况下，通常假定冷却方式发生共因故障。

增强应急排热系统

8.75. 增强应急排热系统的功能是向蒸汽发生器供水，以保持其排热能力。

8.76. 增强应急排热系统的设计应确保在正常排热系统（主给水和辅助给水）丧失后，有一个热排出系统可用于长期排热。

8.77. 增强应急排热系统应具有独立的非能动（备用应急给水）通道和能动（应急给水）通道。应急排热系统的每个能动和非能动系统都应具备在蒸汽发生器的二次侧保持足够冷却水容量的能力。

8.78. 增强应急排热系统的能动通道及其支撑结构、系统和部件的设计应在设计基准事故所考虑的假想始发事件下运行，这些事件会导致正常排热系统的丧失。

8.79. 为缓解设计基准事故的后果而提供的增强应急排热系统的能动系列应满足安全系统的设计要求。

8.80. 增强应急排热系统的非能动通道及其支撑结构、系统和部件应设计应在没有显著燃料退化的设计扩展工况下运行。

8.81. 增强应急排热系统的能动（应急给水）通道可以用泵从场址淡水源取水，该场址淡水源应与电厂的主服务水系统进水口分开。增强应急排热系统的这一能动通道应具有可以自动启动的应急电源，以及向蒸汽发生器二次侧供水的连接线。

8.82. 增强应急排热系统的非能动（备用应急给水）系统应由备用水箱（又称安全壳水箱或灭火水池）和向蒸汽发生器二次侧供水的连接线（包括阀门和管道）组成。

- 8.83. 备用水箱应设计为重力驱动的、非能动的、轻水补充系统，这样一旦隔离阀打开，就不需要外部动力，就可将冷却水传送到各个潜在目的地。
- 8.84. 备用水箱应位于反应堆厂房内标高较高的位置。
- 8.85. 备用水箱应有足够的容量，根据需要向蒸汽发生器（备用应急给水），安全壳冷却喷淋，慢化剂系统、屏蔽冷却系统和一回路热排出系统提供重力应急水源。
- 8.86. 增强应急排热系统的能动和非能动通道需要在地震发生期间和之后发挥功能，因此其设计应满足地震要求。
- 8.87. 设计应表明，在所有运行状态和所有事故工况下都能提供应急排热容量。
- 8.88. 设备应适当设计，使其能在事故类别中发挥作用，以用于所有应急散热手段。
- 8.89. 设计应提供技术方案允许对部件和设备进行在役检查，并允许对系统和部件进行运行功能试验。
- 8.90. 增强应急排热系统应能够在设计基准事故和没有显著燃料退化的设计扩展工况下，从结构、系统和部件中排出热负载。
- 8.91. SSR-2/1 (Rev.1) [1]并未明确要求对设计扩展工况下的所有安全设施应用单一故障标准。
- 8.92. 必要时，应在设计扩展工况下启动或运行安全功能所需的设备，提供适当的应急电源（交流或直流）。
- 8.93. 设计扩展工况的安全设施应经过鉴定，确定其能在最恶劣的环境条件下（包括地震条件）发挥作用。
- 8.94. 在设计扩展工况下，应能从主控制室，如果可行的话也可从辅助控制室手动启动安全功能。
- 8.95. 在主控制室和辅助控制室提供流程信息和控制能力，以便增强应急排热系统的非能动和能动通道能够长期运行，保证足够的反应堆余热排出。

8.96. 为确保增强应急排热系统的完整性和可靠性，应执行设计和布置中的技术规定，以便在大修期间对主要部件进行视察。

8.97. 自然循环系统的容量应在可适用的运行状态下进行全范围的论证。

8.98. 在安全分析的基础上，应具体问题具体分析，在没有显著燃料退化的设计扩展工况下，自动启动安全功能的必要性。

8.99. 如果增强应急排热系统的能动通道被认为是设计基准事故的原因，则应进行分析，以证明其满足验收标准。应进行充分保守性的分析，以证明设计中提供的裕度已足够容纳不确定性并能防止陡边效应。

8.100. 如果增强应急排热系统的非能动通道被认为符合没有显著燃料退化的设计扩展工况，则应进行分析以证明其满足验收标准。相关的分析验证可以使用最佳估计分析方法。

设计扩展工况下的热量排出

8.101. 在设计扩展工况下，应通过具备将余热从堆芯排出到最终热阱能力的补充安全设施来提供热量排出。这些设施应在实际可行的范围内独立于更频繁事故中使用的设计特征，应能在与设计扩展工况相关的环境条件下运行，并应具备与其预期执行的安全功能相称的可靠性。

8.102. 用于设计扩展工况的安全设施的设计原则不必与其用于运行状态和设计基准事故的设计时的保守性保持一致。然而，应该有合理的措施保证，在设计扩展工况的安全设施被要求启动时，应按照设计的功能发挥作用。

8.103. 设计扩展工况下的此类补充安全功能设施的设计规则应明确表明，其设计规则是根据运行经验、安全相关研究和开发的最新成果、以及最新的设计实践得出的。

在设计扩展工况下无显著燃料退化的慢化剂系统

8.104. 压水重水反应堆的慢化剂系统是一个低压低温系统，独立于一回路热量排出系统。它包括泵和热交换器，这些泵和热交换器使重水慢化剂循环通过排管容器，并排出反应堆运行期间产生的热量。对于正常运行和设计基

准事故，重水既是反应堆堆芯中子通量的慢化剂，又是反应堆堆芯中子通量的反射器。

8.105. 慢化剂系统应该有自己的冷却系统，以排出从反应堆结构排出的热量和慢化剂系统中放射性衰变产生的热量。

8.106. 慢化剂系统实现了重水压水反应堆所特有的安全功能。慢化剂系统应设计成在大量冷却剂丧失的假想事故工况下，同时出现应急堆芯冷却系统丧失时，作为用于没有显著燃料退化的设计扩展工况的应急热量的排出手段。

8.107. 慢化剂系统的设计应考虑所有的系统技术构型，当作为没有显著燃料退化的设计扩展工况下的应急排热系统时。每种技术构型都应具有足够的负载能力，可独立地将热量排出到最终热阱，并防止排管容器故障。

8.108. 应通过试验和分析证明慢化剂系统各技术构型在没有显著燃料退化的设计扩展工况下的热负载能力。

8.109. 慢化剂系统的设计应使强制对流和自然对流的流向相同。

8.110. 慢化剂系统部件的设计和制造应高于其他必要的标准，以便最大限度地减少重水丧失的可能性，并最大限度地提高可靠性。

8.111. 慢化剂泵的设计应能在设计基准地震期间和之后保持其压力边界完整性。

8.112. 慢化剂系统的设计应针对由于压力管或排管爆裂引起的排管容器中的压力瞬变进行超压保护。

8.113. 排管容器应配备超压保护设备，如破裂盘或等效设备。

8.114. 在没有显著燃料退化的设计扩展工况下，泄压容量应足以避免结构、系统和部件的超压限值。应使用核压力容器经证实的规范和标准中所规定的限值。

主热排出系统快速降压的规定（极速冷却）

8.115. 重水压水反应堆应在蒸汽发生器二次侧（或同等设备）配备极速冷却，使用蒸汽泄压阀对一回路进行快速降压。

8.116. 设计应表明，在极速冷却期间：

- (a) 蒸汽发生器二次侧的冷却水容量将得到足够的维持，以确保反应堆冷却剂系统的冷却和减压；
- (b) 将保持反应堆冷却剂系统中的冷却水容量；
- (c) 反应堆冷却剂系统中的传热机理（例如，热虹吸或间歇浮力诱导流动）不会被打乱。

8.117. 极速冷却或反应堆冷却剂系统降压不应导致任何反应性或反应堆结构问题。

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《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）。
- [4] 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）。
- [5] 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）。
- [6] 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）。
- [7] 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）。
- [8] 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）
- [9] 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）。（修订版编写中）
- [10] 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）。（修订版编写中）
- [11] 国际原子能机构《现有核装置地震安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.13 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。

- [12] 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）
- [13] 国际原子能机构《核装置场址评价中地震危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。（修订版编写中）
- [14] 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）。
- [15] 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）。
- [16] 国际原子能机构《核电厂运行限值和条件及运行规程》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.2 号，国际原子能机构，维也纳（2000 年）。
- [17] 国际原子能机构《核电厂反应堆堆芯的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-52 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [18] 国际原子能机构《核电厂燃料装卸与贮存系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-63 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [19] 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）。
- [20] 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）。（修订版编写中）。
- [21] 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）。

- [22] 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）。
- [23] 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）。
- [24] 美国机械工程师学会《锅炉和压力容器规范，第 3 节，第一部分，压力容器建造规则》，美国机械工程师学会，纽约（2013 年）。
- [25] 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）》，法国核岛设备设计和建造规则协会，巴黎（2019 年）。
- [26] 国际原子能机构《核电厂结构、系统和部件安全分级的应用》，国际原子能机构《技术文件》第 1787 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [27] 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（2015 年）（日文）。

参与起草和审订人员

| | |
|-----------------|-----------------|
| Baik, S.J. | 韩国 KEPCO 工程建设公司 |
| Beard, J. | 美国通用电气日立核能公司 |
| Courtin, E. | 法国阿海珐 |
| Fil, N. | 顾问（俄罗斯） |
| Gasparini, M. | 顾问（意大利） |
| Jackson, C. | 美国核管制委员会 |
| Mesmous, N. | 加拿大核安全委员会 |
| Myeong-Yong Ohn | 加拿大核安全委员会 |
| Nakajima, T. | 日本核监管局 |
| Poulat, B. | 国际原子能机构 |
| Taniguchi, A. | 日本东京电力公司 |
| Toth, C. | 国际原子能机构 |
| Yamazaki, H. | 日本东芝公司 |
| Yllera, J. | 国际原子能机构 |
| Yoshikawa, K. | 日本日立通用电气公司 |

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