

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核电厂安全分析报告的 格式和内容

特定安全导则

第 SSG-61 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。

核电厂安全分析报告的格式和内容

国际原子能机构成员国

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

国际原子能机构的《规约》于1956年10月23日经在纽约联合国总部举行的原子能机构《规约》会议核准，并于1957年7月29日生效。原子能机构总部设在维也纳，其主要目标是“加速和扩大原子能对全世界和平、健康及繁荣的贡献”。

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-61 号

核电厂安全分析报告的格式和内容

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 7 月 · 奥地利

核电厂安全分析报告的格式和内容

国际原子能机构，奥地利，2024 年 7 月

STI/PUB/1884

ISBN 978-92-0-525923-9（简装书：碱性纸）

978-92-0-525723-5（pdf 格式）

EPUB 978-92-0-525823-2

ISSN 1020-5853

前 言

拉斐尔·马里亚诺·格罗西总干事

国际原子能机构（原子能机构）《规约》授权原子能机构“制定……旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危險的安全标准”。这些是原子能机构必须适用于其自身业务而且各国可以通过其国家法规来适用的标准。

原子能机构于 1958 年开始实施其安全标准计划，此后有了许多发展。作为总干事，我致力于确保原子能机构维护和改进这套具有综合性、全面性和一致性的、与时俱进的、用户友好的和适合目的的高质量安全标准。在利用核科学和技术的过程中正确地适用这些标准将为全世界的人和环境提供高水平的保护，并为持续利用核技术造福于所有人提供必要的信心。

安全是得到许多国际公约支持的一项国家责任。原子能机构的安全标准奠定了这些法律文书的基础，而且是有助于各方履行各自义务的全球基准。虽然安全标准对成员国没有法律约束力，但它们被广泛适用。对已在国家法规中采用这些标准以加强核能发电、研究堆和燃料循环设施中以及医学、工业、农业和研究领域核应用中的安全的绝大多数成员国而言，它们已成为不可或缺的基准点和共同标准。

原子能机构的安全标准以原子能机构成员国的实际经验为基础，并通过国际协商一致产生。各安全标准分委员会、核安保导则委员会和安全标准委员会成员的参与尤其重要，我向所有为这项工作贡献自己的知识和专长的人表示感谢。

原子能机构在通过评审工作组访问和咨询服务向成员国提供援助时，也使用这些安全标准。这有助于成员国适用这些标准，并使得能够共享宝贵经验和真知灼见。在安全标准的定期修订过程中，会考虑到这些工作组访问和服务的反馈，以及从使用和适用安全标准的事件和经历中汲取的教训。

我相信，原子能机构安全标准及其适用将为确保在使用核技术时实现高水平安全作出宝贵的贡献。我鼓励所有成员国宣传和适用这些安全标准，并与原子能机构合作，在现在和将来维护其质量。

国际原子能机构安全标准

背景

放射性是一种自然现象，因而天然辐射源的存在是环境的特征。辐射和放射性物质具有许多有益的用途，从发电到医学、工业和农业应用不一而足。必须就这些应用可能对工作人员、公众和环境造成的辐射危险进行评定，并在必要时加以控制。

因此，辐射的医学应用、核装置的运行、放射性物质的生产、运输和使用以及放射性废物的管理等活动都必须服从安全标准的约束。

对安全实施监管是国家的一项责任。然而，辐射危险有可能超越国界，因此，国际合作的目的就是通过交流经验和提高控制危险、预防事故、应对紧急情况和减缓任何有害后果的能力来促进和加强全球安全。

各国负有勤勉管理义务和谨慎行事责任，而且理应履行其各自的国家和国际承诺与义务。

国际安全标准为各国履行一般国际法原则规定的义务例如与环境保护有关的义务提供支持。国际安全标准还促进和确保对安全建立信心，并为国际商业与贸易提供便利。

全球核安全制度已经建立，并且正在不断地加以改进。对实施有约束力的国际文书和国家安全基础结构提供支撑的原子能机构安全标准是这一全球性制度的一座基石。原子能机构安全标准是缔约国根据这些国际公约评价各缔约国履约情况的一个有用工具。

原子能机构安全标准

原子能机构安全标准的地位源于原子能机构《规约》，其中授权原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商并在适当领域与之合作，以制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并对其适用作出规定。

为了确保保护人类和环境免受电离辐射的有害影响，原子能机构安全标准制定了基本安全原则、安全要求和安全措施，以控制对人类的辐射照射和放射性物质向环境的释放，限制可能导致核反应堆堆芯、核链式反应、辐射源或任何其他辐射源失控的事件发生的可能性，并在发生这类事件时减轻其后果。这些标准适用于引起辐射危险的设施和活动，其中包括核装置、辐射和辐射源利用、放射性物质运输和放射性废物管理。

安全措施和安保措施¹具有保护生命和健康以及保护环境共同目的。安全措施和安保措施的制订和执行必须统筹兼顾，以便安保措施不损害安全，以及安全措施不损害安保。

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

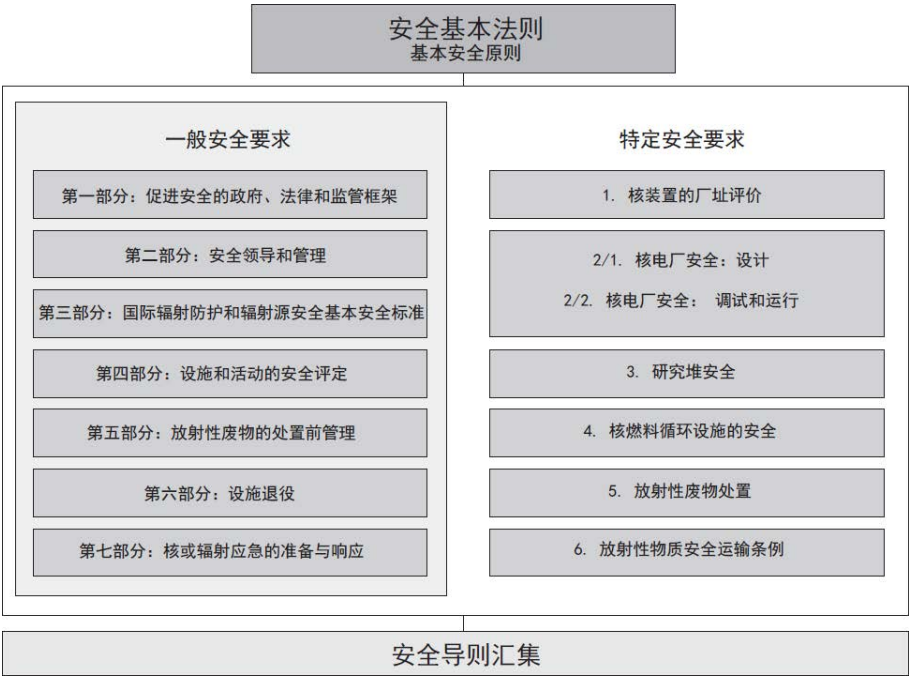


图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

原子能机构安全标准的适用

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准所依据的科学考虑因素为有关安全的决策提供了客观依据，但决策者还须做出明智的判断，并确定如何才能最好地权衡一项行动或活动所带来的好处与它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。

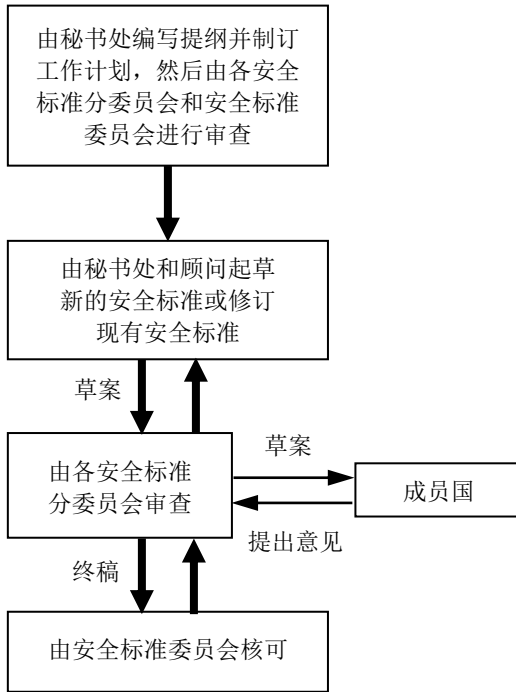


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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 (1.1-1.6).....	1
目的 (1.7).....	2
范围 (1.8-1.11).....	2
结构 (1.12-1.15).....	3
2. 一般考虑因素	4
安全分析报告的作用 (2.1-2.3).....	4
不同起源的安全规则 (2.4).....	4
核电厂寿期内各阶段安全分析报告的结构 (2.5-2.11).....	5
安全分析报告的结构 (2.12-2.14).....	6
电厂结构、系统和部件设计的统一描述 (2.15, 2.16).....	8
电厂运行期间安全分析报告的使用、评审和更新 (2.17-2.20).....	8
关于安全分析报告文档的正规化 (2.21-2.25).....	9
安全分析报告与其他许可证文件的关系 (2.26-2.28).....	10
敏感信息的处理 (2.29).....	11
不同类型核设施安全分析报告的结构 (2.30, 2.31).....	11
3. 安全分析报告各章的内容和结构	12
第 1 章：引言和一般注意事项 (3.1.1-3.1.14).....	12
第 2 章：场址特征 (3.2.1-3.2.41).....	14
第 3 章：结构、系统和部件的安全目标和设计规则 (3.3.1-3.3.77).....	21
第 4 章：反应堆 (3.4.1-3.4.10).....	35
第 5 章：反应堆冷却剂系统及其相关系统 (3.5.1-3.5.24).....	38
第 6 章：工程安全特点 (3.6.1-3.6.19).....	43
第 7 章：仪器仪表和控制 (3.7.1-3.7.33).....	47
第 8 章：电力 (3.8.1-3.8.21).....	54
第 9 章：辅助系统及土木工程 (3.9.1-3.9.3).....	58
第 9A 章：辅助系统 (3.9.4-3.9.18).....	59
第 9B 章：土木工程及构筑物 (3.9.19-3.9.24).....	62
第 10 章：蒸汽和动力转换系统 (3.10.1-3.10.17).....	64
第 11 章：放射性废物的管理 (3.11.1-3.11.18).....	67
第 12 章：辐射防护 (3.12.1-3.12.30).....	71
第 13 章：运行的实施 (3.13.1-3.13.30).....	75
第 14 章：电厂建造和调试 (3.14.1-3.14.8).....	80
第 15 章：安全分析 (3.15.1-3.15.68).....	83

第 16 章：运行限值和安全运行工况 (3.16.1-3.16.8).....	94
第 17 章：安全管理 (3.17.1-3.17.16).....	96
第 18 章：人因工程 (3.18.1-3.18.39).....	98
第 19 章：应急准备和响应 (3.19.1-3.19.12).....	104
第 20 章：环境方面 (3.20.1-3.20.15).....	107
第 21 章：退役和寿期结束方面 (3.21.1-3.21.10).....	110
附录 I 不同许可证阶段安全分析报告的编写	115
附录 II 结构、系统和部件和电厂设备设计描述的标准格式	119
参考文献	123
附件 安全分析报告的典型目录	129
参与起草和审订人员	183

1. 引言

背景

1.1. 营运组织要获得建造和运行核电厂的监管核准，必须向相关监管机构¹提出申请并获得授权。根据原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 (Rev.1) 号《促进安全的政府、法律和监管框架》[1]第 4.33 段和第 4.34 段的要求，监管机构必须对营运组织提交的授权申请文件的格式和内容给出指导意见，营运组织必须按照商定的时限，向监管机构提交或提供事先规定或授权过程中要求的所有必要的安全相关信息。

1.2. 营运组织提交的资料应主要以报告形式呈现，以下简称“安全分析报告”。对以安全分析报告形式进行的设施安全评定文件的进一步要求：包括报告的目标、范围和详细程度，以及安全分析报告更新的规定见原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号《设施和活动安全评定》[2]要求 20。

1.3. 本“安全导则”是对原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-4.1 号《核电厂安全分析报告的格式和内容》的修订，它取代了该系列²。修订反映了各国在新建核电厂使用安全分析报告方面的良好实践和经验，它还反映了最近在安全评定方法方面取得的进展。

1.4. 自本“安全导则”前一版出版以来，原子能机构的几个安全要求相关的出版物也进行了修订，以确立对核电厂更强化的安全要求，这些出版物包括：

- (a) 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》[3]；
- (b) 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2 (Rev.1) 号《核电厂安全：调试和运行》[4]；

¹ 预期由监管机构发出许可或许可证以准予批准。因此，本“安全导则”也使用了术语“许可证”。

² 国际原子能机构《核电厂安全分析报告的格式和内容》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-4.1 号，国际原子能机构，维也纳（2004 年）。

(c) 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号《核装置场址评价》[5]。

对本“安全导则”所作的最重要修改是与 SSR-2/1 (Rev.1) [3]相对应的新安全要求的修改，特别是关于设计扩展工况的要求，强化不同纵深防御级别的独立性和有效性的要求，和核电厂抵御极端外部危害的稳健性要求，以及实际消除可能导致早期放射性排放或大规模放射性排放事件通道的要求。福岛第一核电站事故中的经验和教训反馈又再次强烈强调了应对这些要求变化的重要性。

1.5. 本“安全导则”提出的建议，旨在使安全分析报告的内容与原子能机构安全标准中规定的安全要求保持一致。此外，在制定本“安全导则”时还考虑了适用的国家和多国指导文件（如参考文献[6—9]）。

1.6. 本“安全导则”使用的术语应按照原子能机构《安全术语》[10]定义和解释来理解。

目的

1.7. 本“安全导则”的目的是，就营运组织向监管机构提交的相关核电厂的选址、建造、调试、运行和退役的安全分析报告的结构和内容提出建议。本“安全导则”的目的是促进营运组织和监管机构双方在安全分析报告编写以及安全分析报告检查上的完整性和充分性。本“安全导则”推荐的安全分析报告的内容旨在确保所提供的关于核电厂安全的信息是全面的，并足以证明其满足了原子能机构的相关安全要求和建议。

范围

1.8. 本“安全导则”主要用于核电厂的许可证申请过程，但部分内容可能更广泛地适用于其他核设施或装置。根据现行实践，本“安全导则”也适用于多机组核电厂机组的许可证申请程序。

1.9. 本“安全导则”适用于水冷反应堆，尽管许多部分和小节也适用于其他类型的反应堆，但更适应于轻水反应堆。这些特殊类型反应堆的安全分析报告的特殊内容将取决于核电厂的特定设计，它决定本“安全导则”描述的部分和小节是如何安排在安全分析报告中的。

1.10. 本“安全导则”假定安全分析报告将根据核电厂许可证申请的不同阶段编写并定期更新该报告，以反映核电厂在其寿命每个阶段的技术状态。因此，希望安全分析报告的结构从核电厂选址到退役的整个开发过程所有阶段中尽可能保持不变。

1.11. 虽然本“安全导则”主要用于新的核电厂，但在可行的范围内，当营运组织对现有核电厂进行评审时，确定现有的安全分析报告可以对某个领域的安全分析报告有改进和提高时，本“安全导则”提出的建议也应用于现有的核电厂。当然，这种改进应侧重于扩大安全分析报告中提供信息的范围和提高信息的质量，而不是改变安全分析报告的结构。

结构

1.12. 本“安全导则”有两个主要部分：一个是与安全分析报告相关的一般性建议，另一个是专门讨论安全分析报告各章的结构和内容。一般性建议见第 2 部分，涉及以下问题：

- (a) 安全分析报告的作用；
- (b) 不同起源的安全规则；
- (c) 核电厂寿命各阶段安全分析报告的结构和计划；
- (d) 安全分析报告的结构；
- (e) 电厂结构、系统和部件（SSC）设计的统一描述；
- (f) 电厂运行期间安全分析报告的使用、评审和更新；
- (g) 安全分析报告的格式方面；
- (h) 安全分析报告与其他许可证文件的关系；
- (i) 敏感信息的处理；
- (j) 不同类型核设施安全分析报告的结构。

1.13. 第 3 部分就安全分析报告各章的结构和内容提出了特定建议，并由两个附录进一步支持。附录 I 指出在许可证申请过程的不同阶段，安全分析报告的每一章应提供的信息类型；附录 II 为安全分析报告中描述的不同结构、系统和部件提供了统一的信息内容和结构。

1.14. 附件中提供了安全分析报告内容详细清单的示例。

1.15. 本“安全导则”建议的结构，包括将安全分析报告细分为不同的章，不应被解释为必须逐字遵循。在每一特定情况下，营运组织应与监管机构就安全分析报告的内容、结构、呈现形式、保存和使用达成一致。

2. 一般考虑因素

安全分析报告的作用

2.1. 安全分析报告是由营运组织编写的一份关键许可证文件，并由监管机构用于评定核电厂寿期内所有阶段的电厂安全是否充分以确定许可证基准的适用性。安全分析报告无论是作为单一文件还是作为一套综合文件汇编，共同构成核电厂的许可证基准，以充分证明核电厂是满足所有适用安全要求的。

2.2. 在电厂寿期的最后阶段，安全分析报告还应充分证明电厂就是按计划建造和投入使用的，设计、建造和调试方面的任何变更均已妥善处理，并在整个报告中充分考虑了技术、人力和组织因素在安全方面之间的相互作用。

2.3. 除了提供证明电厂设计符合适当安全标准的文件外，安全分析报告还应能够证明电厂是可以安全运行的，并应为电厂的安全运行提供相关的参考文献。在安全分析报告中提供所有相关信息不可行的情况下，信息的提供方式应使监管机构能够在有限的额外文件需求下管理并引导评审和评定过程。

不同起源的安全规则

2.4. 核电厂是严格监管的核设施，须遵守一系列适用的规则，包括国际公约、国家法律和法规、国际或区域安全标准和核安保导则、原产国法规、质量标准和技术规范。这些规则包括关于结构、系统和部件分类的规则，以及关于消防、辐射防护、民用建筑和职业健康与安全的规则。安全分析报告应提供一整套适用的规则，包括其分级应用的原则，并有一个特定的过程来解决不同来源的规则之间可能出现的任何潜在差异。

核电厂寿期内各阶段安全分析报告的结构

2.5. 许多国家的实践是为核电厂的不同许可证阶段编写不同版本的安全分析报告。虽然各国不同许可证阶段的安全分析报告的方法、标题、内容和结构各不相同，但通常有三个报告编写阶段：

- (a) 初始安全分析报告（或者是场址选择安全分析报告），其中包括场址许可证的基准；
- (b) 初始安全分析报告（通常缩写为 PSAR），其中包括建造许可证的基准；
- (c) 运行前安全分析报告（或者是调试计划），其中包括核电厂调试和运行许可证的基准。

在核电厂运行期间，运行前安全分析报告（调试计划）应得到后续信息（调试结果报告）的进一步补充，从而发布运行安全分析报告或最终安全分析报告（通常缩写为 FSAR）。

2.6. 本“安全导则”建议的安全分析报告的结构更适合于初始、运行前和最终安全分析报告的编写。尽管如此，在安全分析报告的整个编写过程中，从初始的安全分析报告到运行前的安全分析报告，都应尽可能保持相同的报告结构。一般来说，运行经验越多产生的信息就越多。作为一项指导原则，任何新版本的安全分析报告都应提供关于之前安全分析报告中所确定标题下的更新和修订信息，并应解释和证明与之前安全考虑的任何重大差异。在不同的许可证阶段，安全分析报告的各个章所应达到的信息水平见附录 I。

2.7. 在初始安全分析报告阶段（或者是场址选择安全分析报告阶段），核电厂相关的信息可能是非常有限的，而相关场址的信息可能相当完整。虽然未来的反应堆设计可能尚未选定，但未来场址及其环境对核电厂的影响应基于正当的估计，例如边界案例方法³的应用。初始的安全分析报告不应描述未来核电厂的安全特点，而应描述相关的安全原则和要求，并在一定程度上说明如何遵守和满足这些要求。由于初始安全分析报告在许多情

³ 边界案例方法包括确定可能影响所考虑的核电厂环境的重要物理和化学参数，并使用影响值最高的那些参数。

况下包括需求摘要，而这些需求通常没有详细描述，因此将安全分析报告中某章的几个节合并成一个节的可能性是存在的。

2.8. 初始安全分析报告应包含足够详细的信息、规范和支持计算，以评定和证明电厂可以在整个寿命期内以可接受的安全方式建造、调试、运行和退役。初始安全分析报告应证明初始安全分析报告中规定的要求得到满足。应说明设计中所包含的安全特点和功能，并已经考虑到了场址的特定情况⁴。

2.9. 运行前安全分析报告应包含对初始安全分析报告中所限定标题内容的修订，并提供关于这些标题下更特定的信息。运行前安全分析报告应考虑到在核电厂设计和建造阶段实施的所有修改，并应提供与初始安全分析报告中列出的安全考虑或设计意图的任何差异或修改的正当性。运行前安全分析报告应提供电厂最终详细设计的正当性，并证明其安全性。此外，运行前安全分析报告应更详细地（相比于初始安全分析报告）阐述与电厂在运行前阶段的调试和运行相关的问题。运行前安全分析报告还应提供更多关于电厂许可证基准的最新信息。

2.10. 最终安全分析报告在早期是以运行前安全分析报告的更新版本出现的。包括在核电厂运行阶段取得的后续补充资料，都应定期汇总到最终安全分析报告中。这些信息应包括电厂的任何改造及其正当性。应特别注意记录与核电厂退役相关的文档和记录。

2.11. 本“安全导则”考虑了相关核电厂未来退役的方法和相关条件的定期更新（见第 3.21.1—3.21.10 段）。然而，它并没有涉及退役阶段后期安全分析报告的特定范围，即核燃料在经过适当的冷却并从电厂取出以后。

安全分析报告的结构

2.12. 安全分析报告的结构应如下：

— 第 1 章：引言和一般考虑；

⁴ 在某些情况下（例如，在将某一特定反应堆设计部署在几个机组中的国家），初始安全分析报告中应提供的信息量可能取决于拟议反应堆设计在多大程度上符合以前遵循过许可程序的通用或标准设计，包括相关的安全分析报告。

- 第 2 章：场址特征；
- 第 3 章：结构、系统和部件的安全目标 and 设计标准；
- 第 4 章：反应堆；
- 第 5 章：反应堆冷却剂系统和相关系统；
- 第 6 章：工程安全设施；
- 第 7 章：仪器仪表和控制；
- 第 8 章：供电系统；
- 第 9 章：辅助系统和土木结构；
- 第 10 章：蒸汽和电力转换系统；
- 第 11 章：放射性废物的管理；
- 第 12 章：辐射防护；
- 第 13 章：运行管理；
- 第 14 章：电厂建造和调试；
- 第 15 章：安全分析；
- 第 16 章：运行限值和安全运行工况；
- 第 17 章：安全管理；
- 第 18 章：人机工程；
- 第 19 章：应急准备和响应；
- 第 20 章：环境保护；
- 第 21 章：退役和寿期终结。

2.13. 本“安全导则”附件为安全分析报告的每一章提供了一个详细结构的示例。附件的主要目标是说明安全分析报告中所提供信息的预期完整性。

2.14. 安全分析报告的拟议结构中包含了若干个章，这些章通常由单独的文件涵盖。这类章的示例包括，关于安全运行的运行限值和条件、安全管理、应急准备和响应、环境保护以及退役和寿期终结等方面的章。虽然通常可以接受这些单独的文件来补充安全分析报告，但对于新的核电厂来说，所有这些后续补充文件至少都应在安全分析报告中概述或引用，以确保安全分析报告的完整性、机密资料的合理使用⁵，并与其他许可证文件保持一

⁵ 另见第 2.29 段和第 3.13.29 段。

致。特定方法可能因安全分析报告的不同阶段而不同。例如，在初始的安全分析报告中纳入环境方面问题是十分重要，并通常使用来自环境影响评定报告中的信息，而在随后的安全分析报告中，对人类和环境的辐射影响应由安全分析报告第 15 章所包括的安全分析全面涵盖。

电厂结构、系统和部件设计的统一描述

2.15. 一般来说，所有可能影响安全的电厂结构、系统和部件都应该在安全分析报告中描述。安全分析报告中所包括的每个结构、系统和部件的信息类型取决于所选建造反应堆的特定类型和设计，所以，这些信息应该是充分的，以满足评审这些结构、系统和部件是否符合国家的法律和法规。对于某些类型的反应堆，本“安全导则”第 3 部分段落描述中的许多章是十分切题的，而对于其他类型的反应堆，这些章可能不直接适用。

2.16. 应提供所有安全重要结构、系统和部件的描述，以及这些结构、系统和部件符合相关设计要求的证明。每个描述中的详细程度应与结构、系统和部件对安全的重要性相称。为了帮助确保所有结构、系统和部件描述的一致性和完整性。附录 II 中提供了一个通用结构，对预期描述的内容进行了更详细的规范。

电厂运行期间安全分析报告的使用、评审和更新

2.17. 安全分析报告的使用不应局限于许可过程，并应在运行前提供关于电厂安全的公共保证。安全分析报告还应用于营运组织的持续管理安全。营运组织必须通过制定适当的安全管理，包括程序和指令，来实现安全分析报告中所体现的安全目标。安全分析报告确定了电厂安全运行的限值和条件，为制定运行程序和指令提供基准。

2.18. 由于安全分析报告是对核电厂安全进行全面判断的重要组成部分，因此它应始终反映对当前安全评定方法的认知状态以及核电厂当前的技术状态。因此，安全分析报告应该在适当的时间间隔内进行评审，并相应地进行更新。安全分析报告的更新应酌情反映核电厂寿期内进行的所有与安全相关的活动，包括：

(a) 实体改造；

- (b) 视察结果；
- (c) 程序变更；
- (d) 维护发现的结果；
- (e) 定期安全评审或其他安排（见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-25 号《核电厂定期安全评审》[11]第 2.8 段）；
- (f) 运行事件分析；
- (g) 尽可能广泛的、其他核电厂和其他行业的经验反馈；
- (h) 结构、系统和部件的老化管理；
- (i) 技术、标准和准则的变化；
- (j) 监管要求。

2.19. 安全分析报告应与电厂寿期内设备的技术状态相一致。因此，根据原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-71 号[12]第 11.2 段和第 11.3 段，安全分析报告应及时反映对安全有影响的电厂改造。重要的是所有可能影响安全分析报告有效性的活动都应通过程序进行明确识别和控制，该程序应要求对每项活动安全影响进行评审。应评价任何改造对核电厂安全的全面影响，并在必要时提交监管机构批准后方可实施。

2.20. 纳入安全分析报告的变更应按照营运组织制定的程序进行，并应易于追踪（例如，在每一个新的或修改的页面上注明修订号和发布日期），这包括监管机构在评审安全分析报告期间纳入的那些变化。

关于安全分析报告文档的正规化

2.21. 安全分析报告应以足够的范围和详细程度记录核电厂的安全状态，以支持得出的结论，并为监管机构进行的评审提供充分的输入。安全分析报告所提供的描述深度应反映报告作为关键参考文献的要求，并应足够详细以使其自身能够得以理解。

2.22. 根据 GSR Part 1 (Rev.1) [1]要求 5，营运组织对安全负有首要责任。因此，如果安全分析报告是由第三方（例如核电厂供应商）编写的，报告本身或参考文献中应包含足够详细的信息以便进行独立核实。这种核实应由营运组织或由另一有资格组织代表其进行（见 GSR Part 4 (Rev.1) [2]第 4.64 段、第 4.66 段和第 4.67 段）。无论安全分析报告的编写和核实遵循何种

程序，营运组织始终对安全分析报告的内容、全面性和质量负有全面的责任。

2.23. 安全分析报告中包括的信息应以清晰、简明的方式呈现。每个主题都应该有足够的深度，并应该有文档记录，以便评审者独立地评价安全水平。只要有助于报告的清晰和简洁，就应使用表格、图画、图表和数字。

2.24. 安全分析报告中包含的信息应在合理范围内上实现自洽。任何重要支持材料都应在安全分析报告中引用。那些有助于加强安全分析报告的评审过程和后续可用性的支持材料，并应便于监管机构的获取。监管机构将利用这些信息进行评审和评定。在安全分析报告中使用外部参考文献（例如详细的设计文件、标准参考文献、详细的分析报告、代码核实报告、概率安全评定的来源材料）及其扩展使用是不可避免的。不太重要外部参考文献通常不与安全分析报告一起提交给监管机构，但应根据要求提供。有些情况下，相关较低级别文件的讨论（例如运行程序、应急运行程序、严重事故管理标准，见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-54 号《核电厂事故管理计划》[13]）也是非常有益的。

2.25. 用户友好的格式大大方便了安全分析报告的使用和评审。因此，安全分析报告应以电子文档的方式提供，最好包含安全分析报告各章和各节之间的交叉引用和链接。

安全分析报告与其他许可证文件的关系

2.26. 除安全分析报告外，许可过程中还使用其他文件。典型的示例包括环境影响评定报告、概率安全评定研究、应急计划和退役计划。这些报告中的信息在一些国家是安全分析报告的一部分。

2.27. 安全分析报告中包含的某些信息可能与其他许可证文件所需的信息相同。在这种情况下，同一信息需要（在可行的范围内）并行地纳入几个不同的文件。这些文件可能是根据不同的法律要求编写的，每一份文件基本上都应该是自洽的。

2.28. 应确保在不同的许可证文件以及安全分析报告后续阶段中，提供的信息具有一致性和连续性。如果安全分析报告的下一阶段表明，报告中的

结果与前一阶段不一致（例如，由于信息已经更新或修改已经发生），应解释并证明这些更新是正当的。

敏感信息的处理

2.29. 安全相关信息的某些部分可能属于敏感或机密性质。营运组织应决定限制在安全分析报告中提供此类信息，或采取其他信息安保措施。这些措施可包括限制查阅安全分析报告的某些部分，以确保公开提供的信息中，不包含可能被滥用的（例如，危及核电厂安全或核安保的恶意行为）、导致侵犯知识产权的、或危害商业业务的敏感信息数据。同时，营运组织应确保，所有保护知识产权或运行敏感信息的措施，不妨碍监管机构对安全分析报告的全面评审。监管机构应能获得履行其评审职能所需的所有信息。除了在许可证申请过程中使用的安全分析报告外，还应考虑编写一份不含任何敏感信息的安全分析报告，以便与包括公众在内的所有相关各方进行沟通 and 磋商。

不同类型核设施安全分析报告的结构

2.30. 本“安全导则”拟用于核电厂。尽管如此，本“安全导则”的某些章或许也能适用于如核燃料循环工厂的其他核设施。在这种情况下，应考虑到在不同的运行工况下，在不同的设施中通用和类似结构、系统和部件的使用状态。

2.31. 在大多数情况下，与这些核设施相关的风险性质和程度是无法与核电厂相比的。相应地，这些核设施安全分析报告的范围和内容相比核电厂安全分析报告会有明显地简化。安全分析报告的结构和内容将视相关核设施的特定类型和设计而定。换句话说，这将决定在安全分析报告的开发中如何使用本“安全导则”的不同部分。

3. 安全分析报告各章的内容和结构

第 1 章：引言和一般注意事项

引言

3.1.1. 安全分析报告应以包括以下内容的介绍开始：

- (a) 确定核电厂的建造目标，并参考案例进行论证（例如，在满足能源需求方面和选择核能的正当性）；
- (b) 阐述安全分析报告的主要目标；
- (c) 阐述安全分析报告编写过程的信息、编写过程的主要贡献者（如供应商），如有，还应阐述监管机构以前评审过的信息和使用情况；
- (d) 说明安全分析报告的结构、各章的目标和范围以及各章之间的联系；
- (e) 阐述在编写安全分析报告时适用的国家标准和国际导则，并说明任何偏离这些标准和导则的正当性。

项目实施

3.1.2. 项目执行部分提供的信息应包括电厂当前许可证申请状况的说明，并酌情说明未来项目的里程碑计划。

确定相关设计、建造和运行的相关各方

3.1.3. 本章应明确核电厂设计、建造和运行的主要承包商。还应明确主要咨询和外部服务单位（例如，提供管理系统监查服务的组织）。设计、业主、建造方和营运组织之间的责任分工也应在本章加以说明。

电厂总图布置等方面的信息

3.1.4. 电厂总图布置部分应包括整个电厂（包括多机组电厂）的总平面布置图，以及自然地理位置的说明，与电网的连接，以及通过铁路、公路和水路进入现场的途径和道路。

3.1.5. 应描述场址设备与电场外部设备和系统之间的主要接口和边界。此外，还应明确说明哪些外部设备由营运组织负责，哪些由其他组织负责。

3.1.6. 本章或许会涉及到核电厂安保规定的敏感资料（即在另一份文件中，见第 2.29 段）。这些信息包括了在核电厂场内或场外发生了针对核电厂的恶意行为时，为提供安保而采取的步骤。

电厂总体描述

3.1.7. 本章应提供电厂的总体描述，包括总体安全理念、将要应用的安全概念以及与适当国际实践的总体比较。它应该使读者获得对电厂充分的总体性了解，而不必参考安全分析报告的后续章。

3.1.8. 本章应简要介绍（例如，利用表格）核电厂的主要要素，包括机组数量、反应堆类型、核电厂的主要特征、核蒸汽供应系统类型、核燃料类型、安全壳结构和相关系统类型、堆芯热功率水平、每个热功率水平对应的净电功率输出、最终热阱的类型，以及理解设计中主要技术流程所必需的任何其他特征参数。

与其它电厂设计的比较

3.1.9. 如果适用，本章应包括相关参考电厂的信息（例如，地理位置以及相关数据的简短摘要）。如果电厂设计是新的、独特的或特殊的（“第一种”），电厂设计应与以前批准的设计进行比较，确定主要的差异，以便辅助判断所做的任何修改和改进的正当性。这种比较应侧重那些与以往设计不同的、新的安全特点，例如，使用冗余、多样性、简化、固有属性、非能动特征或其他创新的手段来实现的安全功能。

图纸和其他更详细的信息

3.1.10. 主要电厂系统和设备的基本技术和示意图应包括在本章中。图纸应附有主要电厂系统和设备的简要说明，以及它们的目的和相互作用。必要时，应引用并参考安全分析报告中其他详细描述特定结构、系统和部件的章。

电厂正常运行方式

3.1.11. 应说明核电厂的所有运行模式：启动、功率运行、停堆、关闭（包括长期关闭）、维护、调试、换料和任何其他允许的正常运行模式，包括负

载跟踪运行。应规定电厂在偏离正常运行工况情况时、不同功率水平下的、允许运行时间。

安全管理原则

3.1.12. 作为营运组织管理的一个组成部分，本章应简要介绍电厂的安全管理。必须确认营运组织能够在核电厂整个运行寿期履行其安全运行电厂的责任。并描述核电厂安全管理的原则。

安全分析报告的其他支持或补充文件

3.1.13. 本章应提供列入专题报告的列表和摘要，这些专题报告通常是作为安全分析报告的一部分被加以引用的。通常，试验和分析的结果（例如制造商的材料试验结果和鉴定数据）可以作为单独的报告提交。

符合适用的法规、规范和标准

3.1.14. 本章应概述相关的法规、规范和标准，他们集中代表了核电厂设计中所遵循的安全守则，包括使用原子能机构相关安全标准的内容。如果这些法规、规范和标准不在监管机构规定范围内，则应提供其适应性的正当性。任何与现有法规、规范和标准的偏差都应在本章中描述，并证明这些偏差不会对安全造成损害。

第 2 章：场址特征

3.2.1. 安全分析报告第 2 章应提供场址及周边地区相关地质、地震、火山、水文、气象和岩土技术特征的数据和信息。同时它还应提供，相关外部人为诱发危害的特征数据，相关场址和周围环境的放射性扩散特征数据，以及与电厂安全设计和运行相关的现有和预计人口分布和土地使用的数据。这些数据应是充分足够的，以便进行独立评价。

3.2.2. 要把最新的信息和知识引入安全分析报告的编写中，安全分析报告第 2 章提供的数据和信息应定期更新（通常每 10 年更新一次），为评价任何变化对安全的影响提供基准。

3.2.3. 应对可能影响电厂安全的场址特征进行调查，并将调查评定的相关结果列入安全分析报告的本章。相关要求在 SSR-1[5]有完整的叙述，以下出版物提供了相关建议和指导：

- (a) 原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.1 号《核电厂场址评价中的外部人为事件》[14]；
- (b) 原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-10 号《设施和活动的预期放射性环境影响评定》[15]；
- (c) 原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.6 号《核电厂场址评价和地基的岩土工程问题》[16]；
- (d) 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 (Rev.1) 号《核装置场址评价中地震危害》[17]；
- (e) 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-18 号《核装置场址评价中气象和水文危害》[18]；
- (f) 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-21 号《核装置场址评价中火山危害》[19]；
- (g) 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-35 号《核装置场址勘查和选址》[20]。

3.2.4. 安全分析报告的本章应提供相关场址评价的信息和数据，以支持设计、设计评价和定期安全评审，并应包括电厂预计寿命期内相关场址参数的潜在变化。这些信息和数据应包括以下内容：

- (a) 为电厂设计而收集的场址参考数据（如地质、地震、岩土、火山、水文和气象）；
- (b) 对外部事件条件下，场址特定危害的危害评价：包括由自然原因（例如地震、气象事件、洪水、地质和火山危害、生物危害、与构造（即断层）和非构造原因相关的地表变形）和人因（例如飞机坠毁、附近工业设施和其他设施生产活动可能发生的化学爆炸）所产生的外部事件；
- (c) 考虑到外部事件的严重性和极度的不确定性，在外部事件重叠发生条件下的设计目标；
- (d) 安全分析报告中相关应急准备和响应以及事故管理部分，对场址状态和条件的影响及其评价；

- (e) 在整个电厂寿期内场址相关参数的监控计划；
- (f) 在一个多机组场址的情况下，特定危害同时对几个机组造成影响的可能性。

3.2.5. 在安全分析报告的本章内容中，应说明在场址勘查阶段进行场址适应性初始筛选时所考虑的任何要素，特别是场址选择条件的排除性或接受性标准。

3.2.6. 场址相关信息和数据是设计过程的重要输入，也可能是最终安全评定中不确定性的来源之一。为化解这些不确定性而采取的措施应在安全分析报告的本章内容中进行阐述。

地理和人口统计

3.2.7. 本章内容应特定说明核电厂场址位置，包括营运组织控制下的区域以及场址周边需要与相关各方磋商控制的区域。在这些区域内要对可能影响电厂运行的活动进行管控（例如飞机飞行、相关的飞行禁区），包括这些区域内可能对电厂构成危害的设施及其行动（如管网、道路、航道）。

3.2.8. 关于可能影响电厂运行活动的信息数据，应包括相关人口分布和密度（包括，适用条件下的暂住人口）以及相关场址周围公共和私人设施分布的相关数据（如机场、港口、铁路运输中心、管网、公路、航道、工厂和其他工业设施、学校、医院、警察部门、消防部门、市政部门）。

3.2.9. 本章还应涵盖周边地区土地和水资源的公共使用，并应包括对与电厂的任何可能相互作用的评定，以及在紧急情况下对场外保护行动的影响。

场址特定危害评价

3.2.10. 本章应介绍并说明在核电厂结构、系统和部件设计时应考虑的、在场址周围、由自然因素和人因引发危害评价的详细结果。这些说明应包括，对这些危害在核电厂预期寿期间的设想演变的合理考虑。SSR-1[5]规定了进行特定外部危害评价的要求。

3.2.11. 对每种危害使用的筛选标准（包括事件的包络、概率阈值和置信度）以及每种危害的预期影响，包括危害来源、潜在的传播机制以及对场址的预期效应，应在本章中进行描述。

3.2.12. 如果筛选出的可能影响场址的、被确定认为是无法挑战电厂安全的危害，或者有着高置信度的，被认为是极不可能发生的危害，那么支持筛选过程的所有论据应在安全分析报告的本章中加以说明。

3.2.13. 应确定针对外部危害设计的目标概率水平，并与可接受的限值进行比较。应对设计扩展工况下，可能导致安全系统和安全功能共因故障的外部危害予以高度的关注。

3.2.14. 本章中提出的评价还应考虑到不太可能发生的、超出设计考虑范围的自然灾害。考虑这些自然灾害的建议来自对场址的危害评价报告，目的是确保有足够的裕度来避免安全的陡边效应。对最终热阱传热能力的可靠性应给予特别注意。

3.2.15. 本章应确认已经安排了适当计划，根据更新的评价方法、监控数据和监视活动的结果，会定期对场址特定危害进行评价和更新。

3.2.16. 本章还应包括对可能影响核电厂安全场址特定危害的潜在组合的危害评价结论。

3.2.17. 如果采用管理措施来缓解危害的不利影响（特别是对人为事件），则应介绍其执行情况，以及执行这些措施的角色和责任。

邻近工业、交通等设施

3.2.18. 本章应描述对电厂构成潜在风险的地点和运输路线，以及对场址附近工业、运输或其他设施潜在事故影响的详细评价结果。在核电厂预期寿命内，相关这一部分的资料和信息的发展情况，也应在未来的安全分析报告中分阶段提出，并根据需要加以更新。

3.2.19. 在确定设计基准时考虑的、已经识别的所有风险都应包括在内，以帮助确定是否有必要采取任何额外措施来缓解潜在事故的不利影响。

电厂场址可能影响电厂安全的活动

3.2.20. 如果没有正确的处理，场内的任何过程或活动都可能影响电厂的安全运行，应该在本章内容中被提出和描述。这类过程或活动的示例包括，电

厂内的车辆运输，燃料、气体和其他化学品的贮存，以及可能导致有害颗粒、烟雾或气体吸入或污染的活动（例如，来自通风系统的空气吸入）。

3.2.21. 保护场址的措施（例如防洪和排水的堤坝）和对场址的任何改造（例如更换土壤、改变场址高程）通常在场址表征阶段考虑，相关的评定因与设计基准相关，应包括在安全分析报告的本章中。

水文学

3.2.22. 安全分析报告的本章应提供足够的信息和数据，以评价场址水文条件对电厂设计和安全运行的潜在影响。并应特别注意可能影响余热排出最终热阱的气候条件。应对用于电厂冷却的冷却水通道和蓄水池进行描述和说明。还应考虑低水位条件以及极端条件下，使用地下水水源的可能性。

3.2.23. 本章应考虑的情况包括，异常冰融化和暴雨等自然现象可能导致的洪水，以及来自河流、水库、场址周边排水区和场址排水区的径流洪水。本章还应包括考虑因堤坝溃决而产生的洪峰、山体滑坡导致的泥石流、凌汛，以及由地震产生水基效应对场内外的影响。对于海岸和河口地点，评价应包括风暴潮、海啸和湖啸。对于沿海和河流洪水，应合理考虑各种危害的叠加作用（如潮汐、强风）和气候变化的潜在影响。

3.2.24. 本章提供的资料应足以能够进行以下评定：(i) 放射性核素在地下水和地表水系统中的迁移；(ii) 放射性核素在环境中的扩散的方式。这一资料还应包括水文地质中地表以下构造性质的特征描述以及地表水表征，以便能够评定为防止放射性核素向环境排放而采取的措施。

气象学

3.2.25. 本章应提供与场址及其周围地区相关的气象方面的描述，并考虑到区域和当地的气候效应。来自场址气象观测或其他气象站的数据应记录在案。

3.2.26. 本章应包括与下列评定相关的信息：(i) 可能影响电厂安全的气象危害；(ii) 放射性物质进出场址的运输和放射性核素在环境中的扩散。

3.2.27. 气象参数或气象事件的限值，如温度、湿度、降雨、直风和旋转风的风速，包括龙卷风（由于龙卷风中心经过时压力突然下降）、水龙卷（因

为它们有可能将大量水从附近的水体转移到陆地上)、沙尘暴,以及冰、雪负载(见 SSG-18[18])应结合设计进行评价,同时应考虑这种极端气象条件在核电厂寿期间的预期演变。应酌情考虑雷电和空中高速碎片对电厂安全的潜在影响(包括设计基准中台风或龙卷风造成的飞射物危害)。

地质、地震和岩土工程

3.2.28. 本章应提供相关场址的地质、构造、地震和火山特征资料,以及场址周围足够大的范围的相关资料。地震危害评价应建立在合适的地震构造模式基准上,并以适当的地震证据以及地质或地震学数据。这些会在安全分析报告的其他章(包括结构设计和构件的抗震鉴定)中更进一步使用的评价结论,应充分予以详细地描述。适当条件下应考虑火山现象电厂安全的潜在影响。

3.2.29. 本章应详细说明与场址地基相关的土壤和岩石的岩土特性及参考数据(包括静态和动态特性,包括阻尼和模量退化特性)。地质危害,如场址区域的边坡失稳、地表沉降或隆起、土壤液化、地表下岩石的不稳定,以及地下掩埋物料和厂房地基在电厂寿期内的长期性能,都应在本章中加以表征。同时应对以下工作流程进行说明:为地基设计进行数据收集的过程、评价场址反应谱效应和土壤结构相互作用的过程、土建构筑物和掩埋结构的建造过程、地下水状态的影响评价过程,以及场址土质改造的过程。

3.2.30. 本章应提供场址的相关数据及其相关的不确定性范围,包括场址地震反应谱分析和结构设计中使用的空间分异性。应参考并引用相关的技术报告,这些报告详细说明了调查的进行情况及其计划的扩展,以及通过实地调查收集到的数据来源,场址的实地勘察则应基于区域调查或大量历史文献的检索和查阅。

3.2.31. 地下掩埋物料和隐蔽结构的设计,以及场址保护措施,如果相关也应记录在案。还应说明与第 3.2.28—3.2.30 段所述信息相关的预计发展情况,并应视需求予以更新。

核电厂所在区域的场址特征及潜在影响

3.2.32. 本章应说明与放射性物质在水、空气和土壤中扩散相关的场址和周围环境的特征。SSR-1[5]第 6 部分规定了评价放射性物质扩散的相关要求。

外部辐射源引起的放射性状态

3.2.33. 本章应考虑到场址其他核设施和任何其他外部辐射源的辐射效应，说明场址和周围地区环境的放射性状态。应对场址及周围地区的放射性状态进行充分详细的描述，以作为初始参考点和今后评定场址和周围地区放射性状况的基准。

3.2.34. 应说明现有的辐射监控系统和对应的辐射或放射性污染技术检验手段。如果适当，本章可参考安全分析报告中与核电厂许可证申请过程中相关辐射方面的相关章。

应急准备和事故管理中的场址相关问题

3.2.35. 本章应从紧急情况下，包括在严重事故中电厂的可达性和重要设备运输能力等方面对应急准备的可行性进行阐述，考虑的范围应该是场内所有反应堆机组以及其他核与非核设施。所提供的资料应包括供人员疏散所有进口通道和出口道路，包括进入和环绕场址周围的道路，以及场址周边的供电网络。

3.2.36. 在外部事件发生以及后续过程中，当地交通网络、通信网络和场外部其他基准设施的可用性，以及与实施应急响应行动可行性相关的问题，都应在本章中说明。

3.2.37. 所有重要管理措施的必要性，以及除营运组织以外的参与应急的机构和组织的相关角色都应在本章加以识别。

场址相关参数的监控

3.2.38. 本章应说明场址相关参数监控的策略，以及如何将监控结果应用于场址相关危害效应的预防、缓解和预测。

3.2.39. 本章应对受地震和地表断裂、地质和火山现象、气象事件、洪水、岩土危害、生物危害和人为危害（例如飞机飞行活动、化学爆炸、附近工业和其他设施的活动）影响的各类场址相关参数的监控做出规定。这些规定可用于下列目的：

(a) 为运行人员应对外部事件采取的行动提供必要的信息；

- (b) 支持场址的定期安全评审；
- (c) 建立放射性核素扩散模式；
- (d) 确认所考虑到的场址特定危害集合的完整性。

3.2.40. 本章应包括场址气象监控计划的说明，该计划可能用于后续更新气象数据，预测电厂运行期间放射性物质的扩散，或对极端气象事件提供预警。本章还应说明在电厂寿命期内对人口和水文条件的监控（见 SSR-1[5]）。

3.2.41. 长期监控计划应包括收集场址特定仪器仪表的数据和专门机构的数据，用于比较以发现设计基准上的重大变化，例如气候变化效应可能引起的改变。

第 3 章：结构、系统和部件的安全目标和设计规则

3.3.1. 安全分析报告的第 3 章应概述适用于不同类型结构、系统和部件的一般设计原则、要求、规范和标准，以及为达到安全目标而采取的方法。在安全分析报告的其他章中，特别是那些专门描述不同结构、系统和部件的章中，则应更详细地说明实际设计是否符合所有这些要素。

一般安全设计基准

3.3.2. 本章应介绍总体安全理念和确保安全的通用方法。除了所有国家要求和相关的监管指导之外，这些方法应以 SSR-2/1 (Rev.1) [3]确定的核电厂设计要求为基准。

安全目标

3.3.3. 本章应概括总结出项目中使用的总体安全理念、安全目标和高等级安全标准。这些标准应以原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号《基本安全原则》[21]规定的相关安全原理为基准。

安全功能

3.3.4. 本章应根据 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 4 并根据设备或活动的性质，明确为履行电厂主要安全功能所必需的特定安全功能，以及如何利用电厂的固有特点来确保这些安全功能的执行。应对实现这些安全功能所需的相应结构、系统和部件进行介绍。

3.3.5. 如果将主要安全功能细分为更详细的特定安全功能和安全标准，以便他们更方便的使用则应在此详细列出，例如，热量排出，这被认为是一项安全功能，不仅对反应堆堆芯的安全是必要的，而且对电厂中任何其他含有需要冷却的放射性物质部分的安全也是必要的，如乏燃料贮存水池和贮存区。

辐射防护和辐射验收标准

3.3.6. 本章应以通用的术语，对满足基本安全目标的设计方法进行描述（见 SF-1[21]第 2.1 (a) 段），并确保在所有电厂状态下，任何放射性排放引起的辐射剂量都保持在许可限值以下，并处于合理可达尽量低水平（另见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 2.6 段和第 2.7 段）。

3.3.7. 本章应介绍在每个电厂状态（正常运行、预计运行事件、设计基准事故和设计扩展工况）下，与核电厂工作人员和公众的相关辐射验收标准，以及这些标准之间的一致性。

通用设计基准和设计中考虑的电厂状态

3.3.8. 应考虑运行状态、事故工况以及来自外部和内部危害的影响，对定义设计基准的通用方法进行说明。所提供的信息应包括每个特定结构、系统和部件履行安全功能所需的运行状态和事故工况。

3.3.9. 本章应描述电厂应对特定范围的运行状态和事故工况的能力。电厂的正常运行方式应予以专门说明。应列出设计中考虑的电厂状态并对其分类管理。除正常运行状态外，这些类别还应包括预计运行事件、设计基准事故、无明显燃料损坏的设计扩展工况和有堆芯熔化的设计扩展工况。

3.3.10. 应该对电厂状态分类的基准（通常是基准发生频率或其他相关特征）进行解释。应列出所有假想始发事件（无论是由内部起源造成的，还是由内部和外部危害造成的，只有相关联都应该列出）。电厂状态分类应与安全分析报告第 15 章的内容相对应。

事故的预防和缓解

3.3.11. 本章应说明为预防和缓解事故后果而采取的措施，并确保事故产生有害后果的可能性极低（见 SF-1[21]第 3.30 段和第 3.31 段）。

纵深防御

3.3.12. 本章应描述在本次核电厂建造和运行中，将纵深防御概念纳入电厂设计的方法。应当表明，根据 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 2.12—2.18 段的规定，纵深防御概念已应用于核电厂生命的所有阶段、所有核电厂运行状态以及所有与核电厂安全相关的活动。同时应证明所采取措施是足够健稳的、且各个防御层次之间是相互独立性的。应特别强调在堆芯熔化设计扩展工况下，安全系统和安全特点的独立性是如何达成的。

3.3.13. 应当表明，核电厂已建成了防止放射性物质排放的实物屏障以及保护屏障完整性的系统和功能，所采取的措施确保了这些规定在纵深防御的每各层级都是足够健稳的。

3.3.14. 在适当情况下，应对为缓解事件后果和协助履行纵深防御所必需的安全功能而设定的所有运行人员行动进行描述。

3.3.15. 在适当情况下，所有设定的场外支援都应进行说明。

通用设计要求和 技术验收标准的应用

3.3.16. 本章应该对确定性设计原则进行一个高水平的描述。如果设计的各个方面是基于保守的确定性原则的（例如国际标准、国际公认的工业规范和标准以及管理导则中所体现的原则），则应参考特定适用的规范和标准，在本章详细说明此类设计方法的使用。

3.3.17. 单一故障标准的实施范围以及如何在设计中达到该标准的要求应在安全分析报告的本章中加以说明。本章还应包括考虑当系统的冗余通道正在进行维护或受到内部或外部危害的损害时，发生单一故障可能性的结果。

3.3.18. 安全分析报告在本章还应描述遵守 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 21 和要求 23—26 规定，以防止共模故障。

3.3.19. 任何其他旨在确保安全的相关方法都应在本章中详细说明。这些方法通常包括以下适用的方法：

- (a) 简化设计；
- (b) 非能动安全特点；
- (c) 渐次响应的电厂系统；

- (d) 容错的设备和系统；
- (e) 友好的运行人员系统；
- (f) 采用“破前漏”理念的设备。

3.3.20. 在设计中，任何与放射性物质排放屏蔽完整性相关的专有技术验收标准都应在本章列出。如果在设计过程中使用了概率安全目标或标准，也应在本章中详细说明。

实际消除可能导致早期放射性排放或大规模放射性排放事件通道出现的可能性

3.3.21. 本章应说明用于确定可能导致早期放射性排放或大规模放射性排放工况的方法，并应对，为确保“实际消除”出现这些工况的可能性，而执行的设计和运行规定⁶（见 SSR-2/1（Rev.1）[3]第 5.31 段）进行概述。

3.3.22. 在本章中，还应酌情参考安全分析报告中提供相关确定性分析的其他章（例如，安全分析报告第 15 章，见第 3.15.1—3.15.68 段）。

安全裕度与避免陡边效应

3.3.23. 本章应概述为确保有足够的裕度，防止因放射性物质屏蔽破坏而产生的陡边效应所采取的办法（见 SSR-2/1（Rev.1）[3]第 5.73 段）。

3.3.24. 本章应详细描述并选择确定性安全分析（保守的或现实的）的方法和假设，以证明有足够的裕度避免陡边效应，包括在适用设计扩展工况的分析中使用敏感性研究方法。

3.3.25. 本章还应描述在内部或外部危害发生时证实安全裕度的方法。应说明在自然灾害下如何确保足够的裕度，以避免超设计中考虑的危害（见 SSR-2/1（Rev.1）[3]第 5.21A 段）。

反应堆堆芯和燃料贮存的设计方法

3.3.26. 本章应描述为展示反应堆和燃料贮存区，特别是乏燃料水池安全功能的性能而采用的设计方法。这些设计方法可能意味着纵深防御实施的差

⁶ SSR-2/1（Rev.1）[3]脚注 16 指出：“如果某些条件实际上不可能出现，或者如果这些条件可以被高置信地认为极不可能出现，则可认为出现某些条件的可能性已‘实际消除’。”

异、衍生的安全功能技术规范的差异、监控手段的差异，以及事故随时间演变的巨大差异。根据 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 4，必须对辐照燃料元件进行屏蔽。相关设计规定的更详细的说明应包括在安全分析报告第 4 章和第 9 章的相关章中（见第 3.4.1—3.4.10 段和第 3.9.1—3.9.24 段），关于事故演变和是否有足够裕度的信息应在安全分析报告第 15 章（见第 3.15.1—3.15.68 段）提供。关于燃料贮存的进一步建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-63 号《核电厂燃料装卸与贮存系统的设计》[22]。

考虑多机组之间的相互作用

3.3.27. 对于多机组的场址，本章应描述机组之间的所有的共用系统以及机组之间的所有相互联系。描述应当确认满足了 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 33。

3.3.28. 本章应清晰地描述为进一步提高安全性而在机组之间进行的任何相互连接，并解释这种相互连接的积极和消极影响。

3.3.29. 当一个或多机组长时间关闭并保持在安全贮存状态（例如为将来退役做准备）时，所有被切断的共用系统提供相互连接或服务，应该在此进行说明。此外，考虑切断互连和共享服务对其他运行机组影响的分析结果也应该进行说明。

老化管理的设计规定

3.3.30. 安全分析报告的本章应规定安全重要物项的设计寿命，并应说明在设计核电厂时是如何考虑部件及设备老化和磨损相关机制的，以确保最重要电厂部件具有足够的性能。应特别注意反应堆压力容器，尤其是中子脆化效应。

3.3.31. 应当说明如何保持适当的裕度，同时应考虑与老化相关的退化机理，包括试验和维护引起的退化，以假想始发事件期间的电厂状态和假想始发事件之后的电厂状态分别加以说明。

3.3.32. 应说明环境因素（例如振动、辐照、湿度、温度）在预期使用寿命内，安全重要物项所造成的老化效应，并说明他们是如何在此类物项的鉴定计划中加以考虑的。这里应参考全面的老化管理计划（见第 3.13.1—3.13.30 段）。

结构、系统和部件分级

3.3.33. 本章安全分析报告应提供资料和信息，对如何确定安全功能分级，如何识别执行安全功能所必须的结构、系统和部件，以及如何确定这些结构、系统和部件的安全分级的方法进行说明（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 22 和原子能机构《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》[23]）。资料应包括以下细节：

- (a) 安全分级的方法和标准；
- (b) 安全功能的分级；
- (c) 结构、系统和部件的安全分级；
- (d) 不同安全分级的结构、系统和部件的相关工程、设计（例如环境资质、地震分类）和制造规则；
- (e) 分级的核实。

3.3.34. 如果结构或系统存在相互作用的可能性，则应详细说明在设计中如何确保较低等级或类别的技术规定不会不恰当地削弱较高等级的技术规定的作用。

3.3.35. 应编写一个安全重要结构、系统和部件清单，清单应包括与其相关的安全功能、安全分级、地震分类和安全要求，这个清单应放在安全分析报告的附件中或作为参考文献独立存在。

外部危害防护

3.3.36. 应在安全分析报告的第 2 章中应提供需要考虑外部危害的指示性清单。第 3 章的本章应提供设计中特定考虑的外部危害清单。它还应对每个危害的定量设计参数、相关设计标准、规范和标准、评定方法，以及通用设计方法进行描述，以确保安全重要结构、系统和部件能够得到充分保护，免受电厂设计中所考虑危害的有害影响。

3.3.37. 应说明与特定场址相关的自然灾害和人为危害（见原子能机构《安全标准丛书》SSG-67《核装置抗震设计》[24]和 SSG-68《核装置设计中的非地震外部事件》[25]）。正如 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 5.15B 段指出：“对于多机组场址，设计应考虑可能同时对场址的几个甚至所有机组造成影响的特定危害。”

3.3.38. 正如 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 5.17 段指出：“在假定潜在危害时应考虑事件的因果关系和可能性。”还必须考虑事件导致故障的组合，如，由主要外部危害（如地震后的水淹）所导致的诱发效应（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 5.32 段）。更一般地说，这里应该考虑和描述各种类型负载的组合，包括来自随机发生的个别事件的负载。

3.3.39. 安全分析报告第 13 章应详细说明为缓解外部危害的影响而可能采取的场外防护措施和所有必要的人际互动。同时，在安全分析报告的适用章中都应提供证明，在每种设计基准危害情况下电厂系统都能得到足够的防护。

3.3.40. 关于设计中考虑的不同危害的通用信息数据应在本章中给出。详细的设计信息资料包括计算和试验结果，应包括在安全分析报告的第 4—12 章。

抗震设计

3.3.41. 适用于结构、系统和部件设计的抗震设计特点和特定设计要求，包括应考虑规范、标准、方法和基本假设应该在本章予以呈现（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]）。安全分析报告第 4—12 章应提供符合安全要求的结构、系统和部件设计解决方案。所提供的资料应包括以下内容：

- (a) 抗震设计参数；
- (b) 地震动态反应设计（包括 SL-1 和 SL-2）；
- (c) 适用的抗震系统分析；
- (d) 抗震分析方法；
- (e) 用于分析建模的程序；
- (f) 不同安全等级结构的相互作用；
- (g) 抗震仪器仪表；
- (h) 控制室运行人员通知安排。

极端气象条件

3.3.42. 本章应为极端气象危害提供设计基准气象条件（如安全分析报告第 2 章所述）、相关设计标准和规范、基于基本假设的分析方法，以及设计中所考虑的相关负载和负载组合的特定设计标准。安全分析报告的第 4—12 章应对确保满足安全目标 and 设计要求的设计措施加以说明。

极端水文条件

3.3.43. 本章应介绍安全分析报告第 2 章所确定的设计基准外部洪水或低水位条件和危害。本章还应描述适用于设计的规范和标准，所使用的方法和基本假设，以及设计所考虑的关于负载和负载组合的任何其他特定设计标准。那些确保满足安全要求和设计目标的设计措施应在安全分析报告的第 4—12 章提出并说明。

3.3.44. 本章还应描述设计基准洪水的静态和动态效应作用于外部洪水保护结构的方法和程序。这些设计基准洪水是在安全分析报告第 2 章中确定的。

飞机坠毁

3.3.45. 本章应详细说明和描述在飞机坠毁的情况下，为实现并保持核电厂安全停堆状态或缓解事故后果所必需的所有功能结构、系统和部件。正如安全分析报告第 2 章所述，它应定义为飞机坠毁特征的设计基准，包括适用的设计规范和标准、假设以及设计中考虑到的相关负载和负载组合的所有特定设计标准。那些确保所需安全性能的设计措施和满足要求的设计说明应在安全分析报告的第 4—12 章提供。

飞射物

3.3.46. 安全分析报告第 2 章所确定的，所有外部飞射物（飞机除外）的防护级别应包括在安全分析报告的本章中。本章应特定说明设计基准飞射物的风险，提供设计基准飞射物数据，确定用于设计保护措施规范和标准，并说明所使用的方法和基本假设，以及在设计中所考虑的关于负载和负载组合的所有特定设计标准。那些确保所需安全性能的设计措施和满足要求的设计说明应在安全分析报告第 4—12 章提供。

外部火灾、爆炸和有毒气体

3.3.47. 本章应描述如何防御由其他工业和运输活动产生的外部火灾、爆炸和的有毒气体对核电厂的破坏。应说明防御安全分析报告第 2 章确定的外部火灾、爆炸和有毒气体危害的设计基准，包括设计适用的规范和标准、方法和基本假设，以及设计中考虑的所相关于负载和负载组合的特定设计标准。安全分析报告第 4—12 章应提供确保所需安全性能的设计措施说明和符合要求的证明。

其他外部危害

3.3.48. 本章应描述对设计中考虑的任何其他外部危害的保护，并应用独立的段落涵盖每一项风险。应对每个设计基准危害进行描述，包括适用于设计的规范和标准、使用的方法和基本假设，以及在设计中考虑的所有相关负载和负载组合的特定设计标准。安全分析报告第 4—12 章应提供确保所需安全性能的设计措施说明和符合要求的证明。

内部危害防护

3.3.49. 本章应提供设计中考虑的内部危害的清单。本章还应包括对每个独立危害的定量设计参数说明，相关的设计标准、规范和标准，评定方法，以及所提供的通用设计措施，以确保安全重要基本结构、系统和部件得到充分保护，免受电厂设计中考虑的所有危害的有害效应，以确保核电厂安全停堆。内部危害防护的设计要求在 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 5.16 段进行了阐述，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-64 号《核电厂设计中内部危害防护》[26]提供了进一步的建议和指导。内部危害清单应包括以下内容：

- (a) 内部火灾和爆炸；
- (b) 重物坠落；
- (c) 内部水淹；
- (d) 管道破裂后的甩鞭效应及高能管道破裂的动力效应；
- (e) 内部飞射物，如源自旋转结构的飞射物；
- (f) 承压部件、支架或其他结构的故障。

3.3.50. 如第 3.3.38 段所述，安全分析报告必须考虑内部危害的组合（例如内部飞射物造成的水淹）以及外部和内部危害的合理组合。

内部火灾、爆炸和有毒气体

3.3.51. 本章应概述防止内部火淹、爆炸和因场址活动和技术故障而产生的有毒气体的保护措施。设计参数、负载及其潜在影响、保护措施和所必需的人员互动应予以特定说明和描述，并证明这些措施提供了充分的保护。安全分析报告第 9A 章应提供相关对策的充分说明和正当性。安全分析报告第 4—12 章应对确保所需安全水平并符合要求的设计措施进行说明。

内部水淹

3.3.52. 本章应该概述内部水淹的防御措施。相关设计要求、由此产生的负载及其影响，以及所需的人员互动都应在此加以说明和描述，并证明这些措施提供了充分的保护。这包括确定所有潜在的水淹途径，以及与特定结构、系统和部件相关的必要保护和排水措施。本章应包括对结构、系统和部件损坏的分析。安全分析报告第 4—12 章应对确保所需安全水平和符合要求的设计措施进行说明。

内部飞射物

3.3.53. 本章应说明防范内部飞射物的规定。相关设计要求、负载及其影响，以及所需的人员互动都应在此特定加以说明，同时证明这些措施提供了充分的保护。这包括查明所有潜在的飞射物生成事件，以及飞射物的参数，包括汽轮飞射物和安全壳内外的任何其他飞射物。安全分析报告第 4—12 章应对确保所需安全水平和符合要求的设计措施进行说明。

高能管道断裂

3.3.54. 本章应描述防止高能管道断裂的规定。相关设计要求、负载及其影响，以及所需的人员互动应在特定说明和描述，并证明这些措施提供了充分的保护。这包括识别高能管道的所有故障假定，每个管道破裂的动力效应，以及潜在影响的结构、系统和部件。安全分析报告第 4—12 章应对确保所需安全水平和符合要求的设计措施进行说明。

其他内部危害

3.3.55. 本章应描述设计中考虑的任何其他内部危害的保护规定，每个规定应用独立的段落涵盖。应对设计的基准危害进行描述，包括适用于设计的规范和标准、使用的方法和基本假设，以及在设计中考虑的所有相关负载和负载组合的特定设计标准。安全分析报告第 4—12 章应对确保所需安全水平和符合要求的设计措施加以说明。

具有安全级的厂房和土木工程结构的一般设计问题

3.3.56. 安全分析报告的本章应提供相关厂房和构筑物的土木工程设计方法的相关信息和资料，包括其基准。它还应简要介绍如何为与安全相关的厂

房和结构的建造提供保证，包括厂房和结构的抗震能力。相关土木工程及结构设计规则的特定资料，应见安全分析报告第 9B 章。

3.3.57. 应提供相关土木工程及构筑物的一般资料，并应包括下列项目：

- (a) 适用的规范、标准和其他技术说明书；
- (b) 负载和负载组合；
- (c) 设计和分析程序；
- (d) 结构验收标准；
- (e) 物料、质量控制和特殊建造流程；
- (f) 试验和在役检查要求。

3.3.58. 除了结构和土木工程的一般设计原则外，还应提供关于基准、隐蔽结构、厂房和土木结构的更特定的信息。本章应侧重于与基准相关的信息。

3.3.59. 本章应规定安全壳厂房本身的要求，包括密封性、机械强度、耐压性和抗风险性。应提供混凝土安全壳的特定信息，以及安全壳内部混凝土结构和钢结构的特定信息。需要处理的主要结构应包括以下内容：

- (a) 反应堆支撑系统；
- (b) 蒸汽发生器支撑系统；
- (c) 反应堆冷却剂泵支撑系统；
- (d) 反应堆腔的主屏蔽壁和次屏蔽壁；
- (e) 其他主要内部结构，如支架、装料腔壁、安全壳内换料储水池和乏燃料中间贮存水池，以及运行层、中间层和各种平台。

安全分析报告第 9B 章应提供结构的详细描述，包括主要内部结构的总平面布置图、截面图和主要特点。

3.3.60. 所列安全级厂房、土木工程结构、安全壳及安全壳内部结构须提供的通用资料应包括以下各项：

- (a) 适用的规范、标准和技术说明书；
- (b) 负载和负载组合；
- (c) 结构验收标准；
- (d) 试验和在役检查要求；

(e) 设计扩展工况的处理，视情况而定。

3.3.61. 其他应说明设计规则的厂房包括：

- (a) 辅助厂房；
- (b) 安装有安全系统的厂房；
- (c) 燃料贮存厂房；
- (d) 设有控制点的厂房（即控制室、辅助控制室，以及其他应急处置设施和地点）；
- (e) 柴油发电机厂房。

机械系统和部件的一般设计问题

3.3.62. 本章应包括在机械部件设计中，相关的设计原理和标准、使用的规范和标准，以及这些机械部件之间实体分隔的资料。还应提供相关设计负载以及负载组合的资料，并指定这些机械部件及其支架适当的设计和工作限值。

3.3.63. 用于确定机械部件结构和功能完整性的动态与静态分析的方法、假设、计算机程序和实验核实，包括其充分性的证明应在本章加以描述。还应提供相关设计中考虑的运行瞬态以及由此产生的负载和负载组合的资料，特定说明安全级机械部件及其支架适当的设计和工作限值。

3.3.64. 为了进行反应堆冷却剂系统所有部件、堆芯支撑部件、其他支撑部件、反应堆堆内构件和其他实现安全功能系统的设计和疲劳断裂分析，应提供一份完整的运行瞬态清单。清单应包括每个瞬态的事件数，每个事件和组合事件的负载和应力循环次数，以及为电厂设计寿命所假定的瞬态次数。本章还应描述在电厂设计寿命期，安全重要物项（如冷却剂水化学设备）将暴露在哪些环境条件之下。

3.3.65. 应对确保承压部件及其支撑完整性、以及堆芯支撑结构完整性的要求进行描述。该描述还应结合部件设计相关的资料，包括当前的设计资料和代表性（即边界）资料。对于那些本身非安全重要但位于安全重要物项附近的部件也应提供设计资料。这些信息资料应足以证明这些部件的故障不会对附近安全重要物项的功能产生不利影响。

3.3.66. 本章应对管道系统的，包括管道部件和相关支撑，设计与分析方法以及设计标准进行描述。描述应涵盖用于编写管道系统设计规范书的标准和程序，包括负载组合、设计数据和其他设计输入。相关特定系统管道设计的特定信息应包括在安全分析报告的第 5 章、第 6 章和第 9A 章。

仪器仪表和控制系统及部件的一般设计问题

3.3.67. 本章应包括在仪器仪表与控制系统及部件设计中使用的设计原理、设计标准、设计规范和标准的相关资料。应提供以下方面的资料：

- (a) 设计基准；
- (b) 设备性能；
- (c) 可靠性；
- (d) 不同电厂状态下的独立性技术规定；
- (e) 设备鉴定；
- (f) 核实和验证；
- (g) 单一故障标准的应用；
- (h) 设备接入；
- (i) 适用与核电厂安保方面的通用设计原则和资料，包括确立与核安全的接口；⁷
- (j) 质量；
- (k) 试验和可试验性；
- (l) 可维护性；
- (m) 安全重要物项的标识；
- (n) 共因故障标准。

3.3.68. 本章应对仪器仪表和控制系统总体以及每个单独的仪器仪表和控制系统的的设计基准、功能、条件和标准进行描述，包括确定功能性和非功能性要求。说明应说明如何根据 SSG-30[23]使用这些信息资料对功能进行分级，并将其分配给适当安全级的系统。

⁷ 这些信息将根据国家法规使用，通常载于载有敏感信息的单独文件中。

电力系统和部件的通用设计问题

3.3.69. 本章应包括，在电力系统和部件设计中使用的，设计原理和设计标准以及相应的规范和标准等资料信息。应提供以下方面的资料：

- (a) 设计基准；
- (b) 系统冗余；
- (c) 独立性；
- (d) 多样性；
- (e) 控制和监控；
- (f) 标识；
- (g) 不同电厂状态下系统电力系统的容量和能力；
- (h) 外部电网及相关问题；
- (i) 供电品质。

3.3.70. 本章应对电力系统与部件的设计基准、功能、条件和标准进行描述，包括确定功能性和非功能性要求。说明应说明如何根据 SSG-30[23]使用这些信息资料对功能进行分级，并将其分配给适当安全级的系统。

设备鉴定

3.3.71. SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 30 确定了安全重要物项鉴定的安全要求。本章应对设备鉴定计划的范围和所采用的鉴定程序进行描述，以便验证安全重要电厂物项，包括设计扩展工况下的安全特点。这些安全重要物项以及安全特点，应该满足设计要求，并能在预期的、单一或综合的不利环境中，继续在一定范围内保持适当的功能。在确定不利环境工况时，应考虑电厂寿命期内的所有阶段以及不利工况的持续时间。

3.3.72. 本章应在设备鉴定计划中，说明如何考虑电厂中所有相关的、可能造成设备破坏的各种环境条件，以及其他可能造成设备破坏的环境危害效应，包括那些与内部和外部危害相关的事件。如果鉴定电厂物项的验收标准是通过试验或分析来进行的，那么这些验收标准应该在本章描述。

3.3.73. 本章应包括用于确保结构、系统和部件满足并维持其设计功能，以及持续履行其所有要求的安全功能的方法和资料，这些安全功能要求是设

计正当性中专门阐述的（特别是那些在安全分析中声明，并在安全分析报告相应章中呈交的功能）。

3.3.74. 本章应描述用于设备鉴定的标准，包括以下内容：

- (a) 选择特定试验或分析方法的决策标准；
- (b) 关于电厂工况、事故后的环境条件、地震和其他相关运动的动负载输入等限定性条件的考虑因素；
- (c) 用于证明鉴定计划充分性的程序。

还应提出电磁兼容方面的鉴定标准，包括选择特定试验或分析方法的决定标准、界定电磁冲击效应的考虑因素以及证明电磁鉴定计划充分性的程序。

3.3.75. 安全分析报告的本章中应建立并提供或引用安全重要物项的清单，连同其鉴定要求，如有可能，可包括对设备鉴定的确认。

在役监控、试验、维护和视察

3.3.76. 本章应概述适用于在役监控、试验、维护和视察领域的法规、规范和标准。应为每个领域提供特定设计规则的清单。

遵守国家国际标准

3.3.77. 本章应包括一个声明，确认电厂设计与所在国家法规和国际标准中规定的设计原则以及设计标准的符合性，这些原则和标准本身就是为电厂符合安全目标而制定的。

第 4 章：反应堆

3.4.1. 安全分析报告的本章应提供反应堆的相关信息和资料，以证明其在所有电厂状态下，在整个设计寿期内，可以履行相关安全功能的能力。反应堆压力容器作为反应堆冷却剂系统压力边界的一部分，应在安全分析报告第 5 章单独描述。安全分析报告第 4 章的内容应证明反应堆的设计符合 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 43—46。关于本章满足安全分析报告适用的安全要求的建议见原子能机构《安全标准丛书》SSG-52 号《核电厂反应堆堆芯的设计》[27]，本章所载资料和信息应酌情考虑到这些建议。

摘要描述

3.4.2. 应概要说明⁸各种反应堆部件的机械性能、中子行为和热工水力学特性，包括燃料、反应堆内部构件、反应性控制系统以及相关的仪器仪表和控制系统。

3.4.3. 对于每一个反应堆部件，应根据附录 II 提供更详细的说明。

燃料设计

3.4.4. 应说明燃料组件⁹的主要技术状态（酌情考虑附录 II），并说明设计基准选定的正当性。燃料设计基准的正当性应包括燃料的设计限值以及那些由电厂状态和性能所确定的功能特征。

核设计

3.4.5. 本章应提供以下信息和资料：

- (a) 反应堆核设计基准，包括核设计限值和反应性控制限值，如过量反应性限值、燃耗、反应性系数、中子通量分布、功率分布控制和反应性引入率等；
- (b) 燃料格架的核特征，包括堆芯物理参数、铀-235 的燃料富集度分布（如适用，还包括钚燃料分布）、可燃毒物棒的分布和浓度、燃耗分布、硼反应性系数和硼浓度、控制棒的类型及其位置、停堆深度技术规范 and 换料计划；
- (c) 用于计算堆芯中子特征，包括反应性控制特征的分析工具、方法和计算机代码（连同关于代码核实和验证，包括不确定性、资料和信息）；
- (d) 其他堆芯核安全参数，如径向和轴向功率峰值因子、最大线性功率密度；

⁸ 对于本章和安全分析报告的其他章，附录 II 提供了关于描述核电厂结构、系统和部件设计的指导。

⁹ 在本“安全导则”，术语“燃料”是指燃料阵列（组件或束）棒，包括燃料芯块、绝缘体芯块、弹簧、管状包壳、端盖、氢吸气剂和填充气体；可燃毒棒，包括与燃料棒中类似的成分；隔栅和弹簧；端板；通道箱和反应性控制棒。

- (e) 在整个运行周期内堆芯的中子场稳定性，包括氙的稳定性，同时应考虑在设计基准中，各种正常运行模式可能出现的异常工况；
- (f) 特殊的堆芯配置，如混合堆芯或正常运行的混合模式。

热工水力学设计

3.4.6. 本章应提供以下资料和信息：

- (a) 反应堆堆芯及其附属结构的热工水力学设计基准，以及反应堆冷却剂系统热工水力学设计的接口要求；
- (b) 用于计算热工水力学参数的分析工具、方法和计算机代码（包括它们的核实和验证，以及对不确定性的考虑）；
- (c) 流量、压力和温度分布，说明限值及其与设计限值的比较；
- (d) 堆芯热水力稳定性的论证。

反应堆控制、停堆和监控系统的设计

3.4.7. 反应堆控制、停堆和监控系统应在安全分析报告的本章中说明。应证明这些设计及其安装的系统，包括所有基本的辅助设备和液压系统，能提供所需的功能性能，并与其他设备进行了适当隔离。此外，还应描述反应堆控制、停堆和监控系统的设计限值和设计评价。

反应性控制系统综合性能评价

3.4.8. 本章应描述在事故中使用两个或两个以上反应性控制系统的相关情况，并提供组合功能性能的评价。

3.4.9. 本章还应包括故障分析，以证明反应性控制系统不容易受到共模故障的影响。这些故障分析应考虑所有反应性控制系统的故障，以及由其他电厂设备的故障引发的故障。并应进行全面和逻辑支撑的讨论。

堆芯部件

3.4.10. 安全分析报告的这一部分应提供以下内容的说明：

- (a) 堆芯部件系统，一般定义为燃料的外部细节、燃料组件（例如，由燃料棒装配成燃料组件或燃料束）装配的结构、燃料组件定位所需的相

关部件和反应堆内部的所有支撑元件，包括所有燃料组件中子慢化和定位的规定。这部分堆芯设备其他相关方面的，包括燃料装卸和贮存的，安全分析报告应参考安全分析报告的其他部分；

- (b) 堆芯部件所用材料的物理和化学特性，包括中子、热工水力学、结构和力学特征；
- (c) 堆芯部件对静态和动态力学负载的预期响应，以及这些部件在设计限值下的属性，同时应说明辐照和腐蚀作用对堆芯部件在电厂寿期内充分履行其安全功能能力的影响；
- (d) 所有重要子系统部件，包括所有独立的中子慢化和燃料安装规定，并附有相应的设计图；
- (e) 在役维护计划对履行安全功能影响的结论，包括监视和视察计划对堆芯部件辐照和老化效应的监控。

第 5 章：反应堆冷却剂系统及其相关系统

3.5.1. 安全分析报告第 5 章应尽可能按照附录 II 所述范围和格式，提供关于反应堆冷却剂系统及其相关系统的相关内容。本章的内容应表明其符合 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 21、23、26 和 47—50。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》[28]提供了关于这些系统设计的建议和指导。

3.5.2. 应提供充分的资料，证明反应堆冷却剂系统及其相关系统在运行状态和事故工况下（对于系统内未受事故直接影响的结构、系统和部件）将保持其所需的结构完整性水平。关于反应堆冷却剂压力边界完整性的资料应包括在运行状态（包括停堆运行模式）和假想事故负载作用下，反应堆冷却剂系统压力边界所有部件的详细应力评价、工程力学和断裂力学的研究的结果。

总结描述

3.5.3. 本章应提供反应堆冷却剂系统及其相关系统以及各种组成部件的概要说明。它应表明每个部件独立和相互关联的性能以及安全功能，并应包括其重要设计和性能特征的概述。

3.5.4. 应提供反应堆冷却剂系统及其相关系统所有部件的清单，以及相应适用的设计规范。应直接引用每个主要部件特定的详细应力分析数据，以便在必要时进行进一步评价。

3.5.5. 本章应包括反应堆冷却剂系统各组成部分，以及反应堆冷却剂系统接口子系统的设计特点说明和正当性，该设计是为保证上述系统的性能符合设计安全要求而实施的。描述应包括反应堆冷却剂管道或导管、主蒸汽管道隔离系统、反应堆堆芯的隔离冷却系统、主蒸汽管道和给水管道、稳压器泄放系统和余热排出系统，包括所有部件（如泵、阀、支架）。对于压水堆，还应包括反应堆冷却剂泵、蒸汽发生器和稳压器。对于沸水堆，则应该包括再循环泵和锅炉。

3.5.6. 应提供反应堆冷却剂系统及其相关系统的系统流程图，说明正常稳态和满功率运行工况下的所有主要部件、系统压力、温度、流量以及冷却剂容积。还应提供反应堆冷却剂系统及其相关系统的管道和仪器仪表的正视图，显示反应堆冷却剂系统相对于支撑或周围混凝土结构的主要尺寸。

材料

3.5.7. 关于反应堆冷却剂系统及其相关系统部件所用材料的选择，特别是对于形成主压力边界的部件应提供正当性。所提供的资料应说明相应的材料规范，包括以下内容：

- (a) 化学、物理和机械性能；
- (b) 耐腐蚀性；
- (c) 辐照效应的考虑（例如，从废物管理和职业照射潜在威胁的角度）；
- (d) 材料的几何稳定性、强度、韧性、抗冲击性和硬度。

3.5.8. 应对压力边界内的密封件、垫片和紧固件的特性和所需性能进行描述。本章应对适用的退化机制和制造难点，包括应力腐蚀开裂和焊缝敏化予以说明，并应对防止此类退化机制和制造难点所实施的预防措施加以描述，要证明所选材料和加工的充分性，并予以分析。

反应堆冷却剂系统与反应堆冷却剂压力边界

3.5.9. 本章应说明为确保反应堆冷却剂系统在整个电厂寿期间的完整性而采取的各项措施，包括为防止冷超压而采取的措施。此外，本章应提供关于反应堆冷却剂压力边界超压保护手段的资料，包括所有泄压装置（例如隔离阀、安全阀和泄压阀）。还应说明冷却剂泄漏检测的规定。

3.5.10. 本章还应说明“破前漏”概念，即“破裂中止概念”的适用范围及其在反应堆冷却剂系统管道中的实施情况。这个说明应包括监控手段，以及为确保限制反应堆冷却剂系统中破口大小所必需的分析论证。本章还应描述这些概念对设计其他系统和部件（例如反应堆内构件）的影响，以及对安全分析报告第 15 章提供内容所涵盖的假想始发事件范围的影响。

反应堆容器

3.5.11. 反应堆容器的设计应在本章中详细说明，以证明所有制造材料、制造方法、视察技术和负载组合符合适用的法规、工业规范和标准。设计资料应包括反应堆容器制造材料、压力-温度限值和反应堆容器的完整性，包括考虑脆化的影响。还应包括从堆芯特征导出的中子通量和预期中子注量沿反应堆压力容器壁分布的资料（见第 3.4.5 段和第 3.4.10 段）。

3.5.12. 还应提供资料，说明为确保保护反应堆容器免受地震负载和周围环境条件的影响，包括高压热冲击的效应以及反应堆容器的贯穿行为而作出的技术规定。

反应堆冷却剂泵或再循环泵

3.5.13. 本章应说明，为确保反应堆冷却剂泵（压水堆）或再循环泵（沸水堆）的性能符合设计安全要求，而采取的设计措施并阐述其正当性。说明应提供相关水力参数的信息，以确保在泵故障时燃料的充分冷却以及充分的泵腔水流衰减特性，从而避免不良的热工水力工况。资料应说明在发生冷却剂丧失事故设计基准事件时，为防止转子超速处理反应堆冷却剂泵及其相关结构的汽蚀和可能的振动而作出的技术规定。说明还应描述泵密封的性能，包括在电厂长期断电工况下的性能。本章应包括对泵和电机润滑系统故障（如润滑油泄漏、冷却丧失）的评价，以防止泵和电机的轴承卡涩。

压水堆中的主热交换器（蒸汽发生器）

3.5.14. 本章应说明为确保蒸汽发生器的性能符合设计安全要求而采取的设计措施和正当性。说明应包括蒸汽发生器的内部结构、与主给水的连接、以及主蒸汽出口及排污口，和用于视察和泄漏检测的接入点。

3.5.15. 说明应提供关于水化学、杂质浓度和蒸汽发生器二次侧正常运行时放射性物质水平的设计限值及其相关资料。

3.5.16. 应对发生换热管损坏的潜在效应，以及防止发生这种损坏发生的设计标准做出特定规定，包括：

- (a) 在设计蒸汽发生器传热管时考虑的运行状态，以及所选择的事故工况、包括事故工况选择的正当性，确定了许用应力强度的限值；
- (b) 在不超过第 3.5.16 (a) 段规定的允许应力强度限值的情况下，所能容忍的管壁减薄程度，低于设计基准事故的反应堆冷却剂压力边界管道损坏，以及反应堆运行过程中二次管道损坏的假想工况。

反应堆冷却剂管道

3.5.17. 本章应提供为确保反应堆冷却剂管道的性能符合设计安全要求，而采取的设计措施的说明和正当性。说明应包括关于设计、制造和运行的规定，以控制那些导致应力腐蚀破坏的因素。

反应堆压力控制系统

3.5.18. 本章应提供为确保反应堆压力控制系统的性能符合设计的安全要求，而采取的设计措施的说明和正当性。除了稳压系统（即压水堆中的稳压加热器和喷雾器）外，这些设计措施还应包括减压系统，如泄压罐或泄压池（压水堆中）以及湿井（沸水堆中），包括泄压阀和安全阀，以及相关的管道。

3.5.19. 应提供用于设计基准事故和设计扩展工况的反应堆减压系统的说明，应清楚地表明各纵深防御层级间的独立性，以及这些系统的相关性。

反应堆冷却剂系统部件支撑和约束

3.5.20. 本章应提供为确保支撑和约束的充分性和完整性而采取的设计措施的描述和正当性。

反应堆冷却剂系统和连接系统阀门

3.5.21. 本章应说明为确保与反应堆冷却剂系统边界阀门的性能符合设计的安全要求，而采取的设计技术措施并说明其正当性。说明应包括安全阀和减压阀、阀门排放管线以及所有相关设备。

在役检查和维护的接入点和设备要求

3.5.22. 在本章中，应提供要进行在役检查的系统边界的信息资料。特别是，应说明所有压力容器、管道、泵、阀门和紧固件的相关部件以及支撑，包括：

- (a) 可接近性，包括辐射防护、工作工况（例如温度、湿度）和系统可运行性等方面；
- (b) 检验的类别和方法；
- (c) 视察间隔；
- (d) 对检测结果评价的规定，包括检测缺陷的评价方法以及显示缺陷的部件的修复程序；
- (e) 系统压力试验。

应说明在役检查和维护计划及其实施的关键节点，以及所参考的所有适用标准。

反应堆辅助系统

3.5.23. 本章应描述和说明，为确保与反应堆冷却剂系统接口的各种连接或相关系统的性能符合设计安全要求，而采取的设计技术措施。本章所述系统，在选择上应避免重复安全分析报告其他章中的内容，特别是第 6 章、第 9 章和第 10 章中的信息。

3.5.24. 本章应涵盖的相关系统包括：

- (a) 反应堆冷却剂的化学和容积控制系统；

- (b) 反应堆冷却剂净化系统；
- (c) 余热排出系统；
- (d) 反应堆冷却剂系统的高点排气口；
- (e) 压水重水堆的重水收集系统；
- (f) 压水重水堆慢化剂系统及其冷却系统；
- (g) 沸水堆堆芯隔离冷却系统；
- (h) 沸水堆的隔离冷凝器系统。

第 6 章：工程安全特点

3.6.1. 安全分析报告的第 6 章应提供工程安全特点和相关系统的相关内容。第 6 章所涵盖的工程安全特点是在设计基准事故、设计扩展工况（包括堆芯熔化的设计扩展工况）以及部分预计运行事件工况下，实现安全功能所必需的结构、系统和部件。

3.6.2. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 51—58 和要求 65—67，对工程安全特点的说明应证明它们有能力缓解事故后果，使核电厂进入受控状态并最终达到安全状态。

3.6.3. 通常都假定安全分析报告第 6 章涵盖的每一组系统将根据实际情况，分别设置设计扩展工况下的安全系统和安全特点，重点是两个相应的纵深防御层级之间的充分独立性。

3.6.4. 在描述向最终热阱（或向多样性热阱）传递热量所必需的系统和技术措施时应特别关注，在场址超设计基准的自然灾害条件下，其热量传输功能是否满足需要。

3.6.5. 不同的电厂设计所提供的工程安全功能可能有所不同。本“安全导则”明确提到的工程安全特点，通常是轻水动力反应堆用于限制假想事故后果的典型工程安全特点。这些特征应被视为一般工程安全特点的示例，以及在本章的安全分析报告中应提供的一类信息资料。

3.6.6. 作为事故管理一部分的非永久性设备使用应在安全分析报告的本章中加以说明。所提供的资料应证明，其具有足够健稳的设计性能，能够可

靠地连接非永久性设备，包括在外部危害超设计基准的工况下进行连接（见 SSR-2/1（Rev.1）[3]第 6.28B 段、第 6.45A 和第 6.68 段）。

3.6.7. 对于每一项工程安全特点，设计的详细说明应尽可能包括附录 II 中规定的物项。在描述工程安全特点部件中使用的材料时，应考虑到材料与流体的相互作用，它可能会潜在地损害工程安全特点运行。描述应包括用于工程安全特点的材料与堆芯冷却剂和安全壳喷淋溶液的兼容性。应描述安全壳建筑内大量存在的各种有机材料，包括塑料、润滑剂、油漆和涂料、电缆绝缘和沥青。

应急堆芯冷却系统和余热排出系统

3.6.8. 本章应介绍应急堆芯冷却系统、余热排出系统以及关联系统的相关内容。描述应涵盖设计用于应对设计基准事故的安全系统，以及应对设计扩展工况的工程安全技术措施，包括有堆芯熔化的设计扩展工况。取决于反应堆的设计（例如，安全注入系统、给水系统、蒸汽排放系统、非能动安全系统），这些系统通常与一回路或二回路或安全壳相关。为了满足 SSR-2/1（Rev.1）[3]要求 52，本章应根据安全分析报告第 3 章中提出的一般设计方面，提供所有相关工程安全特点（包括能动和非能动）的相关信息。进一步的建议见 SSG-56[28]。相关的冷却剂贮存罐也应在本章中说明。安全分析报告第 7 章应提供驱动逻辑（保护系统）的描述。

3.6.9. 作为在压水堆发生事故工况下，通过蒸汽发生器二次侧排出反应堆余热的重要手段，本章应提供关于应急给水系统的资料（如果安全分析报告第 10 章没有涵盖其内容）。所提供的资料应与安全分析报告第 3 章中提出的一般设计方面相关联，并应表明符合 SSR-2/1（Rev.1）[3]要求 51 和 SSG-56[28]提供的建议。

3.6.10. 与应急给水系统一样，本章应将应急蒸汽排放系统描述为在某些事故工况下，从蒸汽系统中排出过多或余热的另一种的重要手段（见 SSR-2/1（Rev.1）[3]要求 51 和所提供的建议在 SSG-56[28]）。或者，对本系统的描述可以包括在安全分析报告的第 10 章中。

应急反应性控制系统

3.6.11. 除了标准反应性控制系统提供的方法外，本章还应提供确保反应堆停堆方法（例如，通过注入浓缩硼）的资料。

稳定熔融堆芯的安全特点

3.6.12. 无论是在反应堆压力容器内，还是在专用的熔融堆芯捕集系统中，作为熔融堆芯凝固的必要手段，维持熔融堆芯稳定都是保护安全壳底部和确保安全壳长期完整性的必要先决条件。本章应提供相关维持熔融堆芯稳定工程安全设施的相关资料和信息。

安全壳及相关系统

3.6.13. 本章应对主安全壳和二次安全壳系统进行描述，并提供安全壳及其相关系统的相关资料。这些系统是为了在所有电厂状态下控制事故的影响并防止安全壳完整性的破坏而设计实施的，包括应对堆芯熔化的设计扩展工况。本章应说明安全壳及其相关系统是如何满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 要求 54—58 并遵守原子能机构《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》[29]提出的建议的。结合安全分析报告第 15 章，本章应为所有电厂状态的安全壳完整性提供充分的证明，并为程序开发、各类仪器仪表的技术规范书编写，以及各种的运行人员响应和设备响应提供基准。

3.6.14. 本章应描述安全壳的混凝土结构和内部钢结构，包括其性能指标的展示。本章所涵盖的安全壳系统应包括以下内容（如适用）：

- (a) 安全壳排热系统或安全壳喷淋系统及其他能动排热系统；
- (b) 安全壳非能动排热系统；
- (c) 安全壳内氢气和其他可燃气体的控制系统；
- (d) 安全壳隔离系统；
- (e) 安全壳的超压和欠压保护系统；
- (f) 安全壳环廊通风系统；
- (g) 安全壳通风系统；
- (h) 安全壳过滤排放系统；

(i) 安全壳贯穿件、空气闸们、各种门和舱口。

3.6.15. 本章应规定事故工况下的最大允许泄漏率。此外，还应对安全壳泄漏试验系统进行描述。说明对安全壳、安全壳贯穿件和其他安全壳隔离屏障进行定期泄漏试验是运行计划的一部分。本章内容应该成为制定和实施适当安全壳泄漏试验计划的充分基准（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]和 SSG-53[29] 要求 29 和 55）。需要考虑试验如下，包括进行运行前和定期泄漏率试验的时间表以及相关特殊试验要求：

- (a) 安全壳整体泄漏率试验；
- (b) 安全壳贯穿件泄漏率试验；
- (c) 安全壳隔离阀泄漏率试验。

居留保障系统

3.6.16. 本章应介绍居留保障系统的相关信息。居留保障系统是那些专门设计的，为了确保电厂关键人员能够在运行和事故状态下留在他们的岗位上进行工作，保持周边环境处于可接受的工作工况的专设工程安全系统。应考虑的相关地点包括管控区域（即主控制室、辅助控制室和其他应急响应设施和地点）、技术支援中心和应急指挥中心。说明应包括确保这类地点可居留的保障措施和手段。这些措施和手段包括：屏蔽、空气过滤或净化系统、压缩空气贮存系统和其他控制工作工况的技术规定（例如：充足的照明）（见第 3.9.12 段和第 3.9.18 段）。

3.6.17. 在出现堆芯熔化的设计扩展工况下，管控区域的可居留性应在安全分析报告的本章中处理。对于偏远场址，这些管控区域的可居留性说明，还应包括外部危害超设计基准事件时和内部事件结合的情况。

裂变产物的清除和控制系统

3.6.18. 本章应提供关于裂变产物清除和控制系统的相关资料（如果尚未作为安全壳系统的一部分加以说明）。为了展示这些系统的性能能力，应提供以下特定资料和数据：

- (a) 系统运行时所有必要条件时，所考虑的冷却剂 pH 值和化学调节；
- (b) 由裂变产物所致的假定设计基准负载，对过滤器可运行性的影响；

(c) 裂变产物设计基准排放机制，对过滤器可运行性的影响。

其他专设工程安全设施

3.6.19. 以前的任何章中都没有涉及的任何其他专设工程安全设施，都应在本章提供相关信息和资料。例如：蒸汽大气排放系统和备用冷却系统。这类系统的清单取决于电厂的类型。应该决定某些系统（例如辅助给水系统）是在这里描述，还是在安全分析报告的第 9 章、或是第 10 章描述。第 9 章涉及更广泛意义上的辅助系统，而第 10 章主要描述蒸汽和动力转换系统。

第 7 章：仪器仪表和控制

仪器仪表和控制系统描述

3.7.1. 安全分析报告的本章应提供相关仪器仪表和控制系统的相关信息和资料，如附录 II 所述。特别是，本章应描述如何满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 要求 59—67。相关仪器仪表设计的进一步导则见原子能机构《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》[30]对控制系统提出的要求。

3.7.2. 安全分析报告的本章应确定运行状态和事故工况所必需的仪器仪表和相关设备。所有重要仪器仪表和控制部件，那些安全重要和那些对非安全重要部件都应该在本章中描述。

3.7.3. 安全分析报告的本章还应对使用寿命期和所有电厂状态下，符合其预期功能的各种仪器仪表和控制系统及部件进行描述。

仪器仪表与控制系统的的设计基准、总体结构和功能配置

3.7.4. 本章应说明所有仪器仪表、控制和支持系统，包括警报、通信和显示仪器仪表，并应说明分配给每个单独系统的功能。此外，本章应说明以下内容：

- (a) 仪器仪表和控制系统的总体结构；
- (b) 仪器仪表与控制系统的的设计基准；
- (c) 正常运行和事故工况的技术规定；

- (d) 仪器仪表和控制系统及设备的安全分级；
- (e) 纵深防御和多样性防御策略；
- (f) 安全标准的确定。

仪器仪表和控制系统的通用设计规定

3.7.5. 本章应描述，在考虑系统安全重要性的情况下，如何运用正当的设计标准，应包括以下内容：

- (a) 部件和模块的质量品质；
- (b) 软件的质量，包括其核实、验证和寿期过程，以及相关安全系统的质量品质；
- (c) 关于如何满足所有支持系统性能要求的说明；
- (d) 系统的潜在风险，包括意外启动，以及与错误恢复、自检和监视试验相关的各种风险；
- (e) 准入控制、信息安全以及其他核安保方面的设计标准，其中核安保方面的设计标准可能与核安全设计标准之间存在相互的影响；
- (f) 冗余和多样性要求；
- (g) 独立性要求；
- (h) 保护系统的故障—安全设计；
- (i) 系统校准、试验和监视；
- (j) 系统旁路及不可操作状态指示的设计；
- (k) 阻断因环境效应，故障（例如高能电力故障、雷电）从系统的一个冗余部分传播到另一个冗余部分，或从一个系统传播到安全系统的路径；
- (l) 针对每种潜在故障模式、共因故障（包括软件）和系统暴露于内部和外部危害的情况，验定纵深防御原则的应用，并进行系统多样性状态的检定；
- (m) 人机界面；
- (n) 系统定值点；
- (o) 硬件和软件的分级；
- (p) 设备鉴定；
- (q) 关于仪器仪表和控制系统的更换、升级和修改。

关于如何在信息（包括计算机）安全验证基准上应用“设计安全原理”的说明，通常在包含敏感信息的单独文件中给出（见第 2.29 段和第 3.13.29 段）。

安全重要控制系统

3.7.6. 本章应提供控制系统的相关信息和资料，并证明其已经满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 60，即：

“核电厂应设置适当和可靠的控制系统，以维持和限制相关的过程变量在规定的运行区间内。”

反应堆保护系统

3.7.7. 本章应提供反应堆保护系统的相关信息和资料，并证明其已经满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 61。尤其应提供以下特定方面的资料：

- (a) 每个独立反应堆停堆参数的设计基准，以及其停堆参数被认为是后果缓解的，参考假想始发事件；
- (b) 关于反应堆停堆时，系统定值点、系统运行时延以及测量的不确定性的说明，以及它们与第 15 章相关安全分析假设的关系；
- (c) 与专设工程安全设施驱动系统的所有接口，包括共享信号的使用和共用参数测量通道；
- (d) 关于非安全相关的仪器仪表、控制或显示系统的任何接口，以及确保其独立性的技术规定；
- (e) 用于确保反应堆停堆系统冗余通道分离的方法，以及从冗余的独立通道产生一致信号的方法；
- (f) 从主控制室、辅助控制室和其他应急响应设施手动启动反应堆停堆系统的技术规定；
- (g) 当反应堆停堆的驱动逻辑是通过可编程数字手段实现时，则对开发过程的描述应包括严格的技术规范，以及对设计要求的落实，和为确保最终产品适合使用而计划的核实和验证活动。与核安保技术规定的接口应该根据实际情况加以列入（应考虑到第 2.29 段和第 3.13.29 段）；
- (h) 系统和设备的监控、视察、试验和维护。

专设工程安全设施的驱动系统

3.7.8. 本章应提供专设工程安全设施驱动系统的相关信息和资料，并说明其如何满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 61。特别是第 3.7.7 段与反应堆保护系统相关的内容，如适用，也应在此提供。

3.7.9. 在一些电厂设计中，反应堆停堆的驱动系统和专设工程安全设施的驱动系统被设计为一个系统。在这种情况下，应说明如何确保安全系统的独立性，并应特定说明防止安全系统内共因故障的策略。

安全停堆所需的系统

3.7.10. 本章应描述达到并保持安全状态所需的仪器仪表和控制系统（这些系统在安全分析报告的第 5 章、第 9 章和第 10 章中进行了描述）。这包括将反应堆堆芯维持在次临界状态，以及提供足够的堆芯冷却，将反应堆达到并维持在热停堆或冷停堆状态的仪器仪表和控制系统。应提供控制室和辅助控制室中可用的指示、控制、警报和显示器的清单，方便运行人员使用这些指示、控制、警报和显示器将电厂带入安全状态，验证已达到并将反应堆保持在安全状态，同时监控电厂的状态和电厂关键参数的趋势。

安全重要信息系统

3.7.11. 本章应描述安全重要电厂信息系统。所提供的资料应包括以下内容：

- (a) 参数测量清单，包括传感器的物理位置，以及由最严重的运行状态或事故工况加上传感器可靠运行时长定义的，环境认证证书；
- (b) 控制室、辅助控制室和其他应急设施中由电厂计算机监控的参数技术说明书。应对用于筛选、趋势分析、警报生成和数据长期存储的各种计算机软件的特性（例如：扫描频率、参数核实和跨通道传感器检查等）进行说明。如果数据处理和存储由多台计算机执行，则应对不同计算机系统实现数据同步的方法进行说明。

3.7.12. 本章还应提供安全所需的任何其他诊断和仪器仪表系统的相关信息和资料。如管理严重事故所需的泄漏检测系统、振动和松动部件监控系统，以及在安全分析中被认为能够防止安全相关设备损坏和防止某些类型事故的保护性联锁系统。

安全重要联锁系统

3.7.13. 本章应描述其他类型的仪器仪表系统，包括安全重要联锁系统。

3.7.14. 本章应对相关的分析和注意事项进行描述：如防止低压系统超压的联锁，防止低温工况下反应堆冷却剂系统超压的联锁，将安全系统与非安全系统隔离的联锁，以及为试验或维护目的，防止不同冗余或不同安全系统之间错误相联的联锁。

多样化驱动系统

3.7.15. 本章应描述各种多样化驱动系统的设计，包括传感器、触发电路、旁路、联锁、电厂设备自动和手动控制的优先驱动逻辑、运行人员界面和支持系统。

3.7.16. 本章应提供对数字仪器仪表和控制系统结构多样化水平的评价，包括对安全功能独立性进行描述，对单一故障标准应用的状态，共因故障的考虑，以及产品安全分级和鉴定的要求。在评价中应考虑电厂的所有状态。

数据通信系统

3.7.17. 本章应描述所有数据通信系统，这些系统是安全分析报告本章所述的其他系统的一部分（或支持部分），包括安全数据通信系统和非安全数据通信系统。

3.7.18. 所提供的信息资料应足以证明数据通信系统符合相关的监管要求和相关的监管指导，满足数据通信系统行业推荐的适用规范和标准。

3.7.19. 对于由于通信故障而导致功能故障的确定方法和标准也应在此处进行说明。

主控室的仪器仪表与控制

3.7.20. 本章应描述主控室设计中遵循的一般原理，并证明其满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 65。

3.7.21. 本章应描述仪器仪表和控制系统如何允许控制室的运行人员启动或采取手动控制，以实现控制和维持电厂安全所必需的每一个控制功能。

3.7.22. 本章应提供主控室布置的说明，应重点介绍主控室仪器仪表和控制的信息呈现以及人机界面，包括以下内容：

- (a) 证明控制室有足够的显示器来监控所有安全重要功能；
- (b) 展示设备和电厂状态的方法；
- (c) 展示主要设备和电厂运行参数的安全状态和趋势的方法；
- (d) 用于执行应急运行程序和严重事故管理导则的安全分级标识和控制。

3.7.23. 本章应对主控室的人机界面设计方面的问题进行说明，证明其已经符合安全分析报告第 18 章所述的人机工程程序。

3.7.24. 与主控制室、辅助控制室和其他应急响应设施的可居留性相关的仪器仪表和控制问题也应在此说明，应与安全分析报告第 6 章对应系统的描述一致。

辅助控制室的仪器仪表和控制

3.7.25. 本章应对辅助控制室功能和布置进行适当说明，并应证明其满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 66。

3.7.26. 本章应描述辅助控制室如何安排和部署控制、指示、警报和显示器等各种设备。并且这些控制、指示、警报和显示器是充分的，足以使运行人员把电厂带入安全状态，同时可验证安全状态已经达到并可得以维持。这些设备也可以用来监控电厂的状态和关键设备参数的变化趋势。

3.7.27. 本章应描述辅助控制室人机界面相关设计方面的问题，说明其如何符合安全分析报告第 18 章所述的人机工程计划。

3.7.28. 应详细说明电厂系统与主控制室和辅助控制室之间通信信号的实物和电力隔离方式，以说明辅助控制室是冗余的并独立于主控制室的。

3.7.29. 应说明将控制和通信优先权从主控制室转移到辅助控制室的机制，以便示范在事故工况下如何进行转移。

应急设施

3.7.30. 本章应说明应急设施中的仪器仪表和控制（见第 3.19.8 段和第 3.19.9 段）系统，并应证明其满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 67。特别是应当表明，

这些仪器仪表和控制系统向应急设施提供了重要电厂参数信息，电厂及其周围环境的放射性状态信息，以及场内外的通信手段。包括为电厂工作人员提供的设施，以便其在事故和危害发生的条件下执行应急响应管理的预定任务或某些控制功能。

非安全重要自动控制系统

3.7.31. 本章应对非安全重要自动控制系统进行说明。本章应该证明这些控制系统的假想故障不会降低安全重要系统的运行。同时还应证明非安全重要自动控制系统故障效应不会造成出现超设计基准事故验收标准或假设的情况。

数字仪器仪表和控制系统

3.7.32. 如果使用数字仪器仪表和控制系统，本章应描述其应用的总体范围，包括以下信息：

- (a) 数字系统的设计资质，包括软件核实和验证；
- (b) 防止共因故障；
- (c) 实施数字保护系统时的功能要求；
- (d) 研发软件的鉴定和核实；
- (e) 用于支持数字系统寿期维护和升级的软件工具；
- (f) 数字数据通信。

本章提供的信息应表明 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 63 得到满足。此外，还应提供资料证明数字仪器仪表和控制系统[31]信息安保措施与核安全规定没有相互冲突和干扰（见第 3.13.29 段）。

仪器仪表和控制系统的风险分析

3.7.33. 本章应提供相关资料和信息，以证明对仪器仪表和控制系统进行的风险分析考虑了电厂的所有状态和正常运行模式，包括不同正常运行模式之间的转换以及仪器仪表和控制系统的故障或不可用状态。

第 8 章：电力

电力系统描述

3.8.1. 本章的安全分析报告应提供电力系统的相关信息和资料。为各个电力系统提供的信息资料，在适用的范围内应遵循附录 II 规定的结构。

3.8.2. 安全分析报告的本章，应描述关于 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 68，即应对场外电源丧失要求是如何被满足的。关于电力系统设计的特定建议和指导见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-34 号《核电厂电力系统的设计》[32]。

3.8.3. 本章应提供场外电力系统、场内电力系统、备用电力系统以及交流和直流电力系统的定义、设计特点和分级。

3.8.4. 在运行状态和事故工况下，应对来自第 3.8.3 段所述的供电系统的，向非安全负载和安全负载进行电力供应的优先级进行排序。

3.8.5. 安全分析报告在本章中，还应提供安全电源系统如何供电的相关信息资料（要么是首选电源，要么是备用电源）。描述应包括在设计扩展工况下提供备用交流电力系统向安全电力系统供电。

一般原则和设计方法

3.8.6. 除了安全设计标准和规章制度外，电力系统设计还应包括下列特有问题的信息：

- (a) 设计中考虑的假想始发事件，包括在设计基准中定义的稳态工况、短期运行工况和瞬态工况下，适用于电力系统的功能要求；
- (b) 此类事件对所有场内电力系统（交流和直流）的影响；
- (c) 当全电厂处于失电状态（丧失所有交流电源）期间，电厂继续履行安全功能和去除乏燃料衰变热的能力；
- (d) 可靠性设计（冗余性、独立性、多样性）；
- (e) 在安全电力系统及其支持系统的设计、维护、试验和运行中，发生共因故障的可能性，使安全电力系统无法在需要时履行其安全功能；
- (f) 电厂电力系统的特定划分，包括各种系统电压和必要的系统指定部分；

- (g) 安全重要电力系统（包括断路器）的功能充分性证明，应保证这些系统具有足够的冗余性、实物分隔、独立性和可试验性，且符合设计标准；
- (h) 对场外电力系统的一般描述，该系统包括输电系统（电网）、电厂与电网连接的开关站，以及开关站同其他电网的连接，和与场内电力系统（或开关站）的连接点；
- (i) 电力系统更换、升级和改造的规定。

场外电力系统

3.8.7. 本章应提供与电厂相关的场外电力系统的信息资料。它应包括对场外电力系统的描述，重点是与场内电力系统互连点的控制和保护功能（断路器安排、手动和自动断开开关）。

3.8.8. 本章还应描述场外电力系统的设计要求（例如开关站设计、场内电力系统的回路数量），包括支持系统安全功能的设计要求，以提供足够的可靠性、容量和能力。

3.8.9. 本章应描述用于保护电厂免受场外电力干扰和维护电厂内辅助设备供电的设计规定。还应提供关于电网可靠性的信息资料，以及应对电网频繁故障所需的设计规定的资料。

3.8.10. 本章应描述场外电力系统部件的故障模式和影响分析。此外，还应提供电网稳定性分析结果（包括主发电机跳机后电网的稳定性）。

场内交流电力系统

3.8.11. 本章应提供场内交流电力系统及其主要设备的相关信息资料。它应包括场内交流电源系统的描述，包括备用交流电源系统（柴油或燃气轮机驱动系统）、发电机配置、以及可用于预计运行事件和事故工况的不间断交流电源系统。还应包括进行下列选择所必须的信息：

- (a) 欠压（欠频和过压）保护设定值；
- (b) 短路保护措施；
- (c) 电能品质限值；
- (d) 设备尺寸、保护措施和协调手段。

3.8.12. 本章应描述电厂中每个交流负载的功率要求，包括以下内容：

- (a) 电机负载的稳态负载和启动千伏安；
- (b) 标称电压和允许压降（在要求的时间段内达到全部功能能力）；
- (c) 每种负载达到全部功能能力所需的顺序和时间；
- (d) 标称频率和允许频率波动；
- (e) 同时通电的专设工程安全设施的分列数和最小分列数。

3.8.13. 本章应描述以下内容：

- (a) 如何设计场内交流电力系统，以确保可靠地向专设工程安全设施和不断交流电力系统负载输送应急电力；
- (b) 在场外电源丧失的情况下，备用交流电源如何启动，安全负载如何在使主电机过载的情况下，顺序接入安全总线，且时间框架与第 15 章安全分析中提出的假设一致；
- (c) 在场外电源丧失的情况下，继发设计基准事故时，如何在使主电机过载的情况下，在符合第 15 章安全分析中提出的假设的时间框架内，将所需的安全负载顺序接入到备用交流电源上；
- (d) 无论场外交流电源是否可用，场内的不断交流电系统如何向基本安全系统以及安全重要仪器仪表和控制系统持续提供交流电源；
- (e) 如果核电厂在丧失场外电源和场内安全备用电源后，设计上是依靠交流电源将核电厂维持在受控状态，则如何向核电厂提供备用交流电源。还应说明备用交流电源是如何解决多样性问题的（例如，它不容易受到造成场内和场外电源丧失事件的影响），且有足够的运行应对电厂停电时所需的系统，及其辅助设备如何符合其预期用途的；
- (f) 对交流电力系统的保护规定；
- (g) 能够安全使用非永久性设备的设施，以便在堆芯熔化的设计扩展工况下恢复必要的电力供应（见 SSR-2/1（Rev.1）[3]第 6.45A 段），且应证明设备的充分性和健稳性。

场内直流供电系统

3.8.14. 本章应提供场内直流供电系统的相关信息资料。包括支撑电厂安全运行的断路器、变压器、电池、开关设备、整流器和逆变器的特征、设计特点、额定值的描述。应提供以下直流电力系统特有的信息：

- (a) 对蓄电池长期放电容量的评价（在非充电状态下，当承受设计负载时，预计的随时间变化的电压衰减函数）；
- (b) 主要的直流负载清单（包括：不间断交流电力系统逆变器，以及所有非安全重要直流负载，如，汽轮机轴承的润滑油泵）；
- (c) 关于直流蓄电池存储区域及其电缆系统的消防措施说明。

3.8.15. 应为每个电厂直流负载提供功率要求的正当性，包括：

- (a) 稳态负载；
- (b) 浪涌负载（包括事故工况）；
- (c) 负载顺序；
- (d) 标称电压；
- (e) 允许的电压下降（在要求的时间段内达到全部功能能力）；
- (f) 分部的数量；
- (g) 对直流电力系统的保护规定。

3.8.16. 本章应证明直流电源的可持续性，以便在设施所有交流电源的情况下，维持对关键设备参数的监控和完成安全所需的快速行动。还应提供关于从可备用交流电源给电池进行充电的可能选项的信息资料。

电力设备、电缆和桥架

3.8.17. 本章应说明电力设备、电缆及其桥架（包括电缆支撑、墙和地板贯穿件以及消防封堵）的选择、等级和质量资质，以适应其功用和环境条件。应考虑到辐照剂量的累积效应及其预计使用寿命内的热老化。电力设备、母线、电缆桥架及其支架的抗震鉴定、电磁干扰鉴定和耐火鉴定也应加以说明。

3.8.18. 安全分析报告在本章至少应识别并确定以下 4 类电缆：

- (a) 仪器仪表和控制电缆；
- (b) 低压电力电缆（1 千伏或以下）；
- (c) 中压电力电缆（大于 1 千伏至 35 千伏）；
- (d) 高压电力电缆（大于 35 千伏）。

3.8.19. 本章应对冷却剂丧失事故、主蒸汽管道断裂或其他不利环境工况（包括严重事故）发生期间及之后，在安全壳内，电缆和电力贯穿件所承受的环境鉴定条件进行描述。¹⁰

接地、防雷和电磁兼容

3.8.20. 应提供关于核电厂及其电力、仪器仪表和控制系统电磁兼容性规定的说明。本章还应包括接地和防雷（内部和外部保护）系统的说明，包括与各种接地子系统相关的部件（例如，厂房接地、系统接地、设备安全接地、敏感仪器仪表和计算机或弱电控制系统的任何特殊接地）。还应包括接地和防雷平面图。

3.8.21. 在设计这些子系统时使用的行业规范和标准，以及相关验收标准的基准资料应该被识别。所进行的分析和所使用的任何基本假设都应以说明，以证明接地子系统的验收标准将成功地纳入电厂竣工图。

第 9 章：辅助系统及土木工程

3.9.1. 第 9 章的安全分析报告由两个主要部分构成。第 9 章 A 部分提供相关安全分析报告其他章中未包括的辅助系统的信息资料。特别是，第 9A 章应识别并确定对核电厂安全停堆或保护公众至关重要系统。对于每个系统，描述应尽可能遵循附录 II 给出的结构。对辅助系统的描述应足以证明满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 要求 69、71—74、76 和 80。关于辅助系统设计的特定建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-62 号《核电厂辅助系统和支持系统的设计》[33]。

3.9.2. 安全分析报告第 9 章 B 部分应提供相关电厂土木工程的信息资料。该部分应描述电厂内的各种结构工程如何符合安全分析报告第 3 章规定的

¹⁰ 本规定仅适用于严重事故中需要环境鉴定的电缆和电力贯穿件。

一般设计要求和和其他规定。对于每个结构工程，描述应尽可能遵循附录 II 中给出的结构，并应表明土木工程的设计遵循了通用设计规则，适用了公认的工程实践，符合 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 18。

3.9.3. 电厂辅助系统和土木工程可能因设计而异。因此，下面提供的子系统示例并不倾向代表安全分析报告本章所描述系统的完整列表。在考虑了安全分析报告其他章中提供的信息后，本章的结构可以根据设计的特定情况进行修改。

第 9A 章：辅助系统

燃料贮存和装卸系统

3.9.4. 本章应提供燃料装卸和贮存系统的相关信息和资料，以证明燃料始终被保存在安全工况下（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 80）。这些信息和资料应包括相关燃料组件次临界、屏蔽、装卸、贮存、冷却、乏燃料水池泄漏和重物坠落、以及核燃料在核电厂内的进行转移和运输的，计划安排的所有细节。应涵盖以下子系统：

- (a) 新燃料贮存和装卸系统；
- (b) 乏燃料贮存和装卸系统；
- (c) 乏燃料水池冷却和净化系统；
- (d) 燃料运输装载桶的装卸系统。

3.9.5. 关于新燃料，所提供的信息资料应包括包装、装卸、贮存、临界预防以及燃料完整性监控和控制等考虑因素。

3.9.6. 关于后处理的和辐照后的燃料，所提供的资料应包括考虑因素，例如关于辐射防护、临界预防、燃料完整性控制（包括处理损坏燃料的特别规定）、燃料化学、燃料冷却以及燃料托运和运输安排的适当规定。应特别注意关于“实际消除”乏燃料水池中显著燃料损坏和不受控制的放射性排放的规定。

3.9.7. 本章应说明作为事故管理的一部分，对使用非永久性设备履行乏燃料水池的安全功能进行说明，包括在外部危害超设计基准的工况下（见

SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 6.68 段), 证明具有足够健稳的设计功能, 能够可靠地与非永久性设备连接。

供水系统

3.9.8. 本章应提供与电厂相关的供水系统的相关信息资料。特别是, 它应提供关于以下方面的资料:

- (a) 供水系统;
- (b) 反应堆辅助设备的部件冷却水系统 (中间冷却回路);
- (c) 重要冷冻水系统;
- (d) 除盐水补给系统;
- (e) 终端热阱系统 (包括任何不同的散热器);
- (f) 冷凝水贮存和输送系统。

3.9.9. 将反应堆余热转移到终端热阱系统所必需的系统健稳性, 以及在极端外部危害情况下终端热阱本身的健稳性都应在本章中说明。

工艺和事故后取样系统

3.9.10. 本章应提供与反应堆工艺系统相关辅助系统的相关资料。例如, 它应包括关于工艺和事故后取样系统的资料。压缩空气系统在本章的另一节中处理, 而化学控制和容积控制系统在安全分析报告的第 5 章中涵盖。

空气和气体系统

3.9.11. 本章应描述为生产和维护应用提供空气的系统, 包括压缩空气系统和气体生产系统。如果设计提供了气动仪器仪表和控制系统与气体生产系统的互联, 则还应提供这两个系统的互联和隔离功能的描述。

供暖、通风和空调系统

3.9.12. 本章应提供供暖、通风、空调和冷却系统的相关信息资料。应涵盖以下供暖、通风和空调子系统:

- (a) 控制区（以及其他需要人员居留控制的区域）的供暖、通风和空调系统；¹¹
- (b) 乏燃料水池区域的供暖、通风和空调系统；
- (c) 辅助系统和设备区和放射性废物区的供暖、通风和空调系统；
- (d) 汽轮机厂房的供暖、通风和空调系统；
- (e) 供暖、通风和空调系统的专设工程安全设施；
- (f) 用于供暖、通风和空调的冷冻水系统。

消防系统

3.9.13. 本章应描述为确保向电厂提供充分的消防保护而作出的设计规定。特别是，本章应提供相关信息资料，以表明消防系统的设计包括了纵深防御的充分考虑，即从火灾防护、火灾探测、火灾警报、火灾扑救、到烟雾控制和火灾遏制的各项需要。应考虑材料的选择、冗余系统的实物分隔、对外部危害的抵抗（即，缓解外部事件的后果）以及使用实物屏障隔离冗余通道。

3.9.14. 应评定消防设计在多大程度上提供了充分的保护。本章可参考安全分析报告其他部分提供的信息资料（例如关于安全分析的第 15 章）。在适当的情况下，火灾发生时相关保证人员安全的消防技术规定也应在本章中说明。

柴油发电机或燃气轮机发电机的支持系统

3.9.15. 柴油发电机（或燃气轮机）相关的支持系统应在本章中涵盖（交流系统除外，交流系统在安全分析报告第 8 章中涵盖）。支持系统的设计应确保，在所有电厂状态下，这些支持系统的性能与它们所服务的系统和部件的安全重要性相一致。本章通常应讨论柴油发电机或燃气轮机发电机的下列子系统：

- (a) 发电机燃料油存储和输运系统；
- (b) 发电机的水冷或空冷系统；

¹¹ 这些区域包括主控制室、辅助控制室、其他应急响应设施，以及存放敏感设备（例如仪器仪表和控制设备、电力设备、计算机）的其他区域或房间。

- (c) 发电机起动系统;
- (d) 发电机润滑系统;
- (e) 发电机燃烧进气和排气系统。

架空起重设备

3.9.16. 架空起重设备（特别是反应堆厂房起重机和燃料厂房起重机）应在本章中说明。相关设计的标准和假设应该是正当的并在此说明。应特别注意可能影响安全功能履行的关键重物的吊装操作。所提供的信息应表明 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 76 已得到满足。

3.9.17. 提供的资料应包括以下内容:

- (a) 确定重物的参数, 如果重物坠落将造成最大的破坏;
- (b) 进行重物吊装的电厂区域;
- (c) 架空起重设备的设计;
- (d) 所适用的运行、维护和视察程序。

其他辅助系统

3.9.18. 本章应提供所有其他电厂辅助系统的相关信息资料, 其运行可能会影响电厂安全, 并且安全分析报告的任何其他部分都没有涵盖到这些系统。本章包括的系统（但不限于）如下:

- (a) 通信系统, 包括维持场内外通信的多样性计划;
- (b) 照明和应急照明系统;
- (c) 设备和楼面排水系统;
- (d) 接口水系统（原水储备、除盐水系统、饮用水和卫生用水系统）;
- (e) 化学系统;
- (f) 设计扩展工况下使用的非永久性设备的存储系统。

第 9B 章：土木工程及构筑物

3.9.19. 安全分析报告第 9 章 B 部分应描述在核电厂特定土建构筑物的设计中如何遵守安全分析报告第 3 章规定的一般设计要求。应考虑三类土建构

筑物：基准设施、反应堆厂房和其他土建构筑物。在描述土木工程时，应尽可能遵循所提供信息的标准化格式（见附录 II）。

3.9.20. 应提供下列与土木工程及构筑物相关的资料：

- (a) 详细的预计结构负载范围及其资料，包括对厂房和构筑物的相关要求，以及在设计中对风险的考虑；
- (b) 对负载—源相互作用程度的描述，并确认厂房和构筑物在履行其主要安全功能时，可承受的各种负载组合的能力；
- (c) 如果使用了厂房和构筑物的安全或抗震分类，则应说明设计计划选项的分类基准。应证明，承载重要安全物项的厂房，其安全分级应与它们所承载的结构、系统和部件安全分级相一致。进一步的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-67 号《核装置抗震设计》[24]；
- (d) 如果一个构筑物还要提供与其结构功能不同的附加功能（例如辐射屏蔽、隔离和包容密封功能），则应特定说明为这些功能进行识别并确定的附加技术条件，并酌情在安全分析报告的其他部分引用和参考。

地基和隐蔽构筑物

3.9.21. 在本章中，应提供相关地基的信息资料，包括包含基础平面图和剖面图，以定义执行地基功能所依赖的主要结构方面和元素。描述应包括土壤—结构的相互作用（见 NS-G-3.6[16]）。此外，还应介绍地基的类型、结构特点和各地基的总体布置。特别是钢或混凝土安全壳的地基，以及所有抗震分类结构都应加以说明。

反应堆厂房

3.9.22. 本章应描述与 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 要求 54—58 相符合的反应堆厂房¹²的设计特点。主安全壳的详细设计特点，如其密封性、力学阻力、保压能力和抗风险防护措施应包括在内。安全壳的混凝土和内部钢壳结构应加以说明。如果设计中包含双层安全壳，也应在安全分析报告的本章中进行描述。本章所述信息资料应与安全分析报告第 6 章提供的信息资料保持一致并相互补充（见第 3.6.13 段）。

¹² 反应堆厂房是遮蔽主安全壳以及适当时遮蔽二级安全壳的厂房。

3.9.23. 本章还应提供充分的信息资料，根据既定的验收标准（见 SSG-53[29]），展示安全壳在所有电厂状态和各种负载组合下的各种性能。

其他土木工程

3.9.24. 与核安全相关的电厂其他土木工程和构筑物应在本章中进行说明，这包括控制厂房、辅助厂房、最终热阱构筑物和应急响应设施。

第 10 章：蒸汽和动力转换系统

3.10.1. 安全分析报告的第 10 章应提供关于电厂蒸汽和动力转换系统设计的信息资料。所提供的资料信息应尽可能遵循附录 II 中规定的结构，并说明系统设计如何满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 77。还应提供蒸汽和动力转换系统的以下详细信息：

- (a) 汽轮发电机组在运行状态下的性能要求；
- (b) 以下内容的说明：
 - (i) 主蒸汽管道及相关控制阀；
 - (ii) 主冷凝器；
 - (iii) 主冷凝器抽气系统；
 - (iv) 汽轮发电机系统；
 - (v) 汽轮机轴封系统；
 - (vi) 汽轮机旁路系统；
 - (vii) 循环水系统；
 - (viii) 凝结水净化系统；
 - (ix) 冷凝水和给水系统；
 - (x) 蒸汽发生器排污系统（如适用）。
- (c) 水化学计划，以及蒸汽、给水和冷凝器系统的材料描述；
- (d) 在系统设计中考虑的流体加速腐蚀。

3.10.2. 安全分析报告的本章应强调蒸汽和动力转换系统的设计和运行中影响反应堆及其安全特点或有助于控制放射性物质的那些方面。所提供的资

料信息应显示系统，无论是在稳态和瞬态情况下都不会危及（直接或间接）电厂安全的运行能力。

角色和一般说明

3.10.3. 在本章中，应提供一个概要描述，说明蒸汽和动力转换系统的主要设计特点。该描述应包括总系统流程图以及重要设计和性能特征参数（包括额定功率下的热平衡）的汇总表，并应指明那些与安全相关的系统设计特点。应对反应堆冷却剂系统、主蒸汽供应和给水系统之间的边界做出规定。

主蒸汽供应系统

3.10.4. 本章应说明主蒸汽供应系统和主蒸汽管道，以及系统的管道和仪器仪表图，该图应该包括系统设备和部件以及互连的管道。

3.10.5. 描述应包括足够的细节以证明安全功能可以可靠实现，包括快速可靠的隔离和蒸汽排放。应证明蒸汽管道的分离可以防止一个蒸汽管道的泄漏影响另一个蒸汽管道，并可提供对飞机坠毁的保护（见第 3.3.45 段）。

3.10.6. 对于直接循环设计的沸水堆，主蒸汽系统的描述应该涵盖所有部件，从最外层的安全壳隔离阀到汽轮机截止阀。包括相连的大直径管道及其第一个阀，该阀门应该是常闭的或是能够在反应堆的所有运行模式中自动停堆。

3.10.7. 对于压水堆，对主蒸汽系统的描述应从蒸汽发生器二次侧的连接点延伸到汽轮机截止阀。还应包括安全壳隔离阀，安全阀和安全阀，大直径管道，以及大直径管道上的第一个阀门，该阀门常闭的，或者能够在所有正常运行模式下自动停堆，如果适用的话，主蒸汽系统还应包括辅助给水泵汽轮机的蒸汽管路。蒸汽旁路和蒸汽大气排放点也可在本章中描述（如果不包括在安全分析报告的第 6 章中）。

给水系统

3.10.8. 本章应描述主给水系统和辅助给水系统，包括向核蒸汽供应系统提供充足给水的功能、与蒸汽发生器或反应堆冷却剂系统隔离的标准以及环境设计要求。

3.10.9. 应对反应堆冷却剂系统部件故障和设备故障的影响进行分析和说明。包括对为防止管道泄漏或破裂，或与安全相关的设备的完整性下降，而实施的探测和隔离技术规定的分析。

汽轮发电机

3.10.10. 汽轮发电机系统及其相关设备（包括汽水分离和汽轮机超速保护）、抽汽给水加热系统、以及可能影响反应堆冷却剂系统运行的控制功能都应在本章中加以说明。应提供管道仪器仪表图和设备布置图，以显示汽轮发电机系统以及设备的总体布置，包括与安全相关的结构、系统和部件。

3.10.11. 应提供信息资料以证明汽轮转子的结构完整性，以及为防止汽轮转子故障导致高能飞射物损坏安全相关部件而采取的保护措施。

3.10.12. 本章应描述汽轮发电机组的设备设计和设计基准，包括正常运行下的性能要求。它还应说明以下内容：

- (a) 正常运行的预期模式（例如基本负载或负载跟随）；
- (b) 由反应堆冷却剂系统的设计或运行特征所固化的功能限值（例如，通过反应堆控制棒运动或蒸汽旁路增加或减少电负载的速率）；
- (c) 应用的设计规范。

3.10.13. 提供的资料应包括抗震设计标准，所选标准的基准，以及汽轮发电机系统部件、设备和管道的安全、抗震和质量分级。

汽轮机和凝汽器系统

3.10.14. 在本章中，应该对汽轮机和凝汽器运行相关的主要设计特点和子系统进行描述和说明。这些子系统是特定于设计的，但它们通常包括以下内容：

- (a) 主冷凝器；
- (b) 冷凝器抽气系统（沸水堆中的废气处理系统）；
- (c) 循环水系统；
- (d) 冷凝水系统；
- (e) 冷凝水净化系统；

- (f) 汽轮机辅助系统：
 - (i) 汽轮机轴封系统；
 - (ii) 汽轮机凝汽器旁路系统。
- (g) 发电机辅助系统。

蒸汽发生器排污处理系统

3.10.15. 蒸汽发生器排污处理系统¹³及其设计基准应在本章中说明。包括说明在正常运行和预计运行事件（如主冷凝器内漏以及一回路向二回路泄漏）期间，压水堆再循环蒸汽发生器保持最佳二次侧水化学成分的能力。

3.10.16. 设计基准应包括从以下方面考虑预期流量和设计流量：

- (a) 正常运行的所有模式（即主流程和流程旁路）；
- (b) 所有流程设计参数和设备能力设计；
- (c) 温度敏感处理流程（如除盐、反渗透）的预期温度和设计温度；
- (d) 在既定的参数范围内维持运行所必需的流程仪器仪表和控制。

防止主汽给水管路断裂的技术计划

3.10.17. 本章应描述在主蒸汽和给水管路中防止破裂的实施范围和计划。应特别强调对电厂安全的方面影响（如对实现基本安全功能的直接影响，或对电厂系统造成次生破坏的间接影响，管道甩击或管道超压力负载）。如果相关，说明还应包括“断前漏”的原则是如何适用的。

第 11 章：放射性废物的管理

3.11.1. 安全分析报告的本章应说明，为了整个电厂寿期产生所有类型的放射性废物的安全管理所提出的各项管理措施，以及这些措施如何满足相关的安全要求。相关的安全要求包括以下方面的要求：尽量减少废物的产生（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 4.8 段）、放射性废物的处理（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 78 和 79）以及放射性废物管理计划（见 SSR-2/2 (Rev.1) [4]要求 21）。进一步的要求见原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号《放射

¹³ 这有时被称为“蒸汽发生器排污系统”或“蒸汽发生器排污净化系统”。

性废物的处置前管理》[34]。此外，与本“安全导则”特别相关的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-3 号《放射性废物处置前管理的安全论证文件和安全评定》[35]，更多的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-40 号《核电厂和研究堆放射性废物处置前管理》[36]。

3.11.2. 安全分析报告的本章应包括以下内容的说明：

- (a) 电厂对液态、气态和固态放射性废物进行预处理、处理、整备和贮存的能力；
- (b) 用于监控场内和场外可能的放射性排放的仪器仪表。

放射性废物的处置预计将在专用设施（放射性废物处置设施）中进行，因此安全分析报告本章不包括放射性废物的处置。然而，这类处置设施的任何废物验收标准都应在本章中予以考虑。

3.11.3. 安全分析报告本章所述的放射性废物是指在正常运行期间（即在不同的运行活动中，如装料、清洗、设备关闭和维护）产生的放射性废物。而在预计运行事件和事故工况下所产生的任何放射性废物应在安全分析报告第 15 章中单独确定和说明。

3.11.4. 安全分析报告本章各节应提供关于放射性废物处理系统（即预处理、处理和整备系统）以及位于场内的废物贮存设施的相关信息资料。这一资料应包括对电厂整个寿期内、场内所有活动产生的、所有固态、液态和气态放射性废物、进行预处理、处理、整备和贮存设施的设计特点和说明。为日后放射性废物处置，还应涵盖液态和固态废物的整备。说明应包括为达到这些目的所提供的结构、系统和部件以及为监控放射性废物泄漏而提供的仪器仪表。放射性废物处理系统的说明应尽可能遵循附录 II 规定的结构。

废物来源

3.11.5. 本章应包括对固态、液态和气态放射性废物的主要来源以及这些废物预计产生速率的说明。本章还应说明在正常运行工况下，预期的液态和气态放射性排放符合设计要求。

3.11.6. 安全分析报告第 15 章对事故工况下产生的气体和液体排放的评定进行了处理，尽管此种评定的结果也可在此描述并用作输入。

3.11.7. 本章应提供资料，说明废物的数量和累积速度，以及正常运行工况下，产生的放射性废物的条件和形式，以及处理、贮存和运输此类废物的方法和技术手段。

3.11.8. 本章应说明为废物的安全预处理管理而考虑的特定备选办法。对废物的考虑应涵盖电厂寿期内废物管理的所有阶段。

3.11.9. 应说明在电厂寿命的所有阶段废物产生和累积最小化的措施。它们应包括为将产生的废物减少到尽可能低的水平而采取的各项措施。这些措施必须尽量减少废物的数量和活动（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 4.8 段），并应在实施过程中，满足与废物贮存和处置设施设计相关的所有特定标准，例如废物验收标准。

液态放射性废物管理系统

3.11.10. 本章应说明，电厂在正常运行期间和事故工况下产生的液态放射性废物的预处理、处理、整备和贮存能力。

3.11.11. 本章提供的资料应包括，电厂寿命所有阶段产生的放射性液态废物相关的活动和措施的说明：

- (a) 废物的控制和封存，包括必要时对废物进行分类和分离的计划；
- (b) 废物的吊装和运输，包括在将废物从来源点转移、移动或运输到指定贮存点时安全吊运废物的规定。还应考虑在未来某个时候，包括在退役阶段回收废物的可能需要；
- (c) 根据管理放射性废物的所有步骤之间的相互依存关系，包括预期的处置选项，按照既定程序对废物进行处理。在评定不同的备选计划时，应考虑确定最合适的备选计划，如果首选的废物处置计划在电厂的使用寿命发生变化，则应尽可能不排出其他备选计划的可能性。对由于加工流程（如蒸发、整备）产生的、可能需要专门系统来处理的问题，如挥发性、化学稳定性、反应性和临界等问题，应在本章阐述，并对所有此类系统进行说明；
- (d) 废物的贮存，包括相关废物数量、类型和体积的资料。在废物贮存的技术规定中，必须明确对废物进行分类和分离。还应考虑可能需要专

门系统来处理废物贮存中的问题，如废物的冷却、密封、挥发性、化学稳定性、反应性和临界问题。所有此类系统都应在本章加以说明。

3.11.12. 本章应包括对运行状态下液体排放的评定。事故工况下放射性排放的评定及其产生的放射性后果应包括在安全分析报告的第 15 章。

3.11.13. 本章还应论述，在事故工况下，对可能产生的大量污水进行处理的技术手段。

气态放射性废物管理系统

3.11.14. 本章应描述电厂对正常运行期间产生的气态放射性废物进行预处理、处置、整备和贮存的能力。

3.11.15. 本章还应包括对正常运行期间气体排放的评定。事故工况下放射性排放的评定及其产生的放射性后果应包括在安全分析报告的第 15 章。

固态放射性废物管理系统

3.11.16. 在本章中，“固体废物管理系统”术语是一种永久装置系统。本章应说明电厂对正常运行期间产生的湿和干固态放射性废物进行预处理、处置、整备和贮存（装运前）的能力。

3.11.17. 同样，与液态废物的情况一样，为固体废物提供的信息资料应涵盖其控制、吊装和运输、处理和贮存的全过程。本章还应包括将放射性废物安全运输到其他设施进行贮存或处置准备工作的信息，并验证其符合原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6 (Rev.1) 号《放射性物质安全运输条例》（2018 年版）[37]规定的要求。

加工和污水放射性监控和取样系统，包括场内和场外监控

3.11.18. 本章应描述对加工和污水进行监控和取样的系统和设备，以测量和控制运行状态和事故工况下产生的放射性物质的排放。本章还应表明，场内辐射监控手段符合 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 6.77—6.82 段的要求，而场内监控手段则符合 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 6.84 段的要求。

第 12 章：辐射防护

3.12.1. 安全分析报告的本章应专门讨论核电厂工作人员的放射性职业照射。对于所有电厂状态的公众照射，包括在正常运行期间对公众剂量的确定，应在安全分析报告的第 15 章和第 20 章中分别讨论。

3.12.2. 安全分析报告的本章应提供关于辐射防护的政策、策略、方法以及技术规定的资料信息。还应说明在运行状态下预期的职业照射，以及为避免和限制照射而采取的措施。

3.12.3. 应讨论核电厂工作人员在事故工况下的潜在照射，包括堆芯熔化的设计扩展工况。并说明为尽量减少这种照射而采取的各项手段和措施。

3.12.4. 安全分析报告本章提供的信息应描述在设计中充分纳入辐射防护规定的方式，或参考安全分析报告中可获得此类信息的其他部分。

3.12.5. 安全分析报告的本章应展示时间、距离和屏蔽等基本辐射防护措施是如何考虑的。它还应表明已作出适当的设计和运行安排，以减少不必要的辐射源数量。

3.12.6. 安全分析报告本章提供的资料应表明，本电厂的辐射防护措施已经遵守了原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》[38]第 2.6 段和第 2.7 段以及 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 要求 81，和 SSR-2/2 (Rev.1) [4] 要求 20。原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号《职业辐射防护》[39]还提供了进一步的建议和指导。

防护与安全的最优化

3.12.7. 本章应说明营运组织在运行状态和事故工况下，在包括退役在内的整个电厂寿期内，关于防护和安全最优化的政策，以及实施的各项设计规定。这些政策应与安全分析报告第 3 章的一般设计要求相一致。

3.12.8. 应说明为防护和安全最优化而采取的特定措施。本章还应描述在正常运行和预计运行事件期间指定辐射区域的预计占用情况。工作人员在高放射性水平的区域工作的必要性必须是正当的。应借助详细的职业照射计划限值来控制这些区域工作人员的工作时间。

辐射源

3.12.9. 本章应说明在运行状态（包括因视察、维护和换料而大修的状态）以及在事故工况下所有的现场辐射源。这些辐射源应包括以下内容：

- (a) 含有且不可移动放射性物质的辐射源，例如：
 - (i) 反应堆堆芯；
 - (ii) 反应堆容器；
 - (iii) 反应堆内部构件和控制棒；
 - (iv) 反应堆冷却剂；
 - (v) 化学和容积控制系统；
 - (vi) 乏燃料水池冷却系统；
 - (vii) 液态、气态和固态放射性废物系统（与第 11 章一致地描述）；
 - (viii) 余热排出系统；
 - (ix) 乏燃料；
 - (x) 其他活化成分（如生物防护罩）。
- (b) 气态放射性物质的辐射源，例如：
 - (i) 来自放射性流体运输系统和设备的泄漏；
 - (ii) 空气活化；
 - (iii) 乏燃料水池冷却剂扩散引起的气体泄漏（影响安全壳内部大气、燃料厂房内部大气和辅助厂房内部大气）。

3.12.10. 应为事故工况确定专门的源项，包括导致堆芯熔化的设计扩展工况。应描述不同辐射源的定量特征，如燃料质量或冷却剂的体积。

3.12.11. 本章还应描述在所有运行状态和事故工况下，与辐射源相关的职业照射的各种可能途径。

辐射防护设计特点

3.12.12. 本章应描述提供辐射防护的设备和设施的设计特点。包括为实现以下目标而采取的各种手段的信息资料：

- (a) 源项最小化；

- (b) 在指定辐射区域内，使总工作时间最小化；
- (c) 降低某一区域、任何设备或部件周围的放射性水平；
- (d) 减少腐蚀产物活化的发生，最大限度地减少腐蚀产物的迁移和沉积。

3.12.13. 关于减少职业照射手段的说明应包括以下内容：

- (a) 通过选择耐腐蚀材料、使用适当的水化学体制、提高一回路冷却剂的精制能力和对设施进行净化，最大限度地减少放射性污染；
- (b) 使用辐射屏蔽、事先的模拟培训、远程操作和其他行动来减少外部照射；
- (c) 通过隔离、通风、洗消、使用防护服和呼吸防护用品减少内部照射；
- (d) 按照放射性水平和污染水平对电厂区域（分片）进行分类，并限制进入受控区域；
- (e) 根据电厂人员的工作工况对其进行分类，并执行相应的工作控制和监督措施；
- (f) 对个人和工作区域的监控；
- (g) 使用警告标志来控制危害区域的进出，并避免错误的进入和不必要的照射。

3.12.14. 本章应说明如何在设计中应用辐射防护原则，同时考虑到 GSR Part 3[38]要求 1，说明应包括为确保以下各项工作而采取的手段：

- (a) 电厂的正常运行的结果，不会导致有人接受超过剂量限值的辐射剂量。
- (b) 在所有电厂状态下，职业照射都是合理可达尽量低的。
- (c) 使用剂量约束来避免剂量分布中的不公平。
- (d) 采取措施保护工作人员每年接受的剂量远离剂量限值。
- (e) 采取一切切实可行的步骤（包括对潜在事故和应对措施的分析，以及采取的所有保护或治理措施），以避免或最大限度地减少由于事故的放射性后果而造成的照射。
- (f) 采取一切切实可行的步骤来缓解任何事故的放射性后果。

3.12.15. 本章应提供整个电厂寿期内所有重要辐射源和所有活动的辐射监控的信息和资料（即，除了第 3.11.18 段所述的放射性污水监控之外）。本章应表明，个人监控和工作场所监控的计划符合 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 82。

3.12.16. 本章应包括用于放射性水平监控和用于气态放射性物质持续监控的固定仪器仪表的说明。此外，它应提供选择和部署这类仪器仪表的标准，必要时，应对设备去污做出设计规定。

3.12.17. 应说明人员监控和去污的手段，包括表面污染测量的固定和便携式仪器仪表。应涵盖运行状态、设计基准事故和设计扩展工况期间进行监控所有规定。

剂量限值与剂量评定

3.12.18. 应在此说明每个电厂状态下，工作人员的剂量限值（另见第 3.3.7 段）。本章应证明这些剂量限值在运行状态和事故工况下是可以实现的。应提供不同辐射源和各种工作活动潜在有效剂量和潜在等效剂量的评定。

3.12.19. 本章所述剂量评定应基于电厂运行期间的个体监控、类似电厂的运行经验或适当的计算模式。类似电厂的数据和计算模式的描述应在安全分析报告中提供，或应充分参考其他资料。

辐射防护计划

3.12.20. 本章应描述（与安全分析报告第 13 章所述的运行计划一致）辐射防护计划的行政措施、设备、仪器仪表、设施和程序，其编写应符合 GSR Part 3[38]要求 24。应证明电厂的辐射防护计划是基于事先风险评定的，该评定考虑到了所有辐射风险的位置和量级大小，并涵盖以下内容：

- (a) 将防护和安全的责任分配给不同的管理层级；
- (b) 指派合格的专家和职能；
- (c) 将职业辐射防护与其他健康和领域防护，如工业卫生、工业安全和消防安全结合起来；
- (d) 安全和防护最优化的必要措施；
- (e) 工作区域和门禁的分类；
- (f) 向工作人员宣讲和发放辐射防护程序、地方规章和其他相关文件，并对工作进行监督；
- (g) 对个人和工作场所进行监控，在电厂内保存放射性水平和污染调查记录、辐射监控结果和其他相关资料；

- (h) 限制控制区域工作人员的数量，计划和管理此类工作以及相应的工作许可；
- (i) 防护服、呼吸防护用品的选择和使用；
- (j) 对设施和设备的屏蔽；
- (k) 根据 GSR Part 3[38]要求 25，建立和维护工作人员的职业照射记录和健康监视记录；
- (l) 根据第 3.12.9 段和第 3.12.12 段减少辐射源和辐射源项；
- (m) 工作人员培训计划，包括复训，以及评审培训和资格的程序；
- (n) 调查和报告任何辐射事故，并采取纠正行动防止此类事故再次发生；
- (o) 应急准备和响应的安排（见第 3.19.1—3.19.12 段）。

第 13 章：运行的实施

3.13.1. 安全分析报告的本章应描述营运组织如何按照 SSR-2/2 (Rev.1) [4] 规定的要求履行其在核电厂安全运行中的主要责任。更具体地说，该章应述及以下内容：

- (a) 与安全重要电厂运行问题；
- (b) 营运组织通过执行相关的运行计划，为解决上述问题所采取的办法；
- (c) 营运组织，为建立和保持足够数量的、具有必要技术能力和技能的工作人员，以及为提供应遵循的、确保安全和防护的运行程序，作出的各项技术规定。

3.13.2. 安全分析报告在本章提供报告的详细程度可能在安全分析报告的不同阶段存在着显著差异；但在初始安全分析报告或最终安全分析报告中应提供最完整的信息。

营运组织的组织机构

3.13.3. 本章应描述营运组织机构，并特定说明其内部不同组成部分的职能、作用和责任。还应说明评审机构（如安全委员会、咨询小组）的组织和职责。对组织机构的描述应表明，核电厂安全运行的所有管理职能，如决策职能、运行职能、技术后援和评审职能，都得到了妥善安排。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-72 号《核电厂营运组织》[40]提供了进一步指导。

3.13.4. 该说明应涵盖各组织单位的职能和职责以及运行人员资格认证的流程，并应包括设计、制造、建造、调试、运行、电厂配置控制和退役等活动。

3.13.5. 本章还应确定关键人员的资格要求。

培训

3.13.6. 本章应提供信息，证明电厂员工的通用资质和培训计划足以在整个电厂寿命期内达到并保持所必需的专业能力水平。所提供的资料应包括初始资质要求、工作人员培训计划、进修培训和复训以及文件系统。培训计划和设施，包括运行模拟机等，应在此简要说明，培训设施或培训模拟机应反映电厂设备的状态、特点和性能。进一步的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-75 号《核电厂员工的招聘、资格和培训》[41]。

3.13.7. 本章应说明如何采取系统的培训办法，包括根据运行经验和研究结果进行评审和更新。培训计划应基于对工作所涉职责和任务的分析，并适用于包括管理人员在内的所有人员。

3.13.8. 如果许可证制度包括了对运行人员和其他角色或职位人员的许可证规定，本章应说明该项实施的许可证制度，并阐述为满足许可证要求将要执行的规定。

安全运行计划的执行

运行操作

3.13.9. 运行安全计划是为了确保电厂适当状态符合安全运行相关要求而执行的专门计划。安全分析报告的本章应对该计划进行描述，并说明，为在核电厂寿命期的未来阶段，执行该计划而制定的计划。

维护、监视、视察和试验

3.13.10. 安全分析报告的本章应对影响核电厂可靠性和核安全的维护、监视、视察和试验进行识别、控制、计划、执行和评审的相关计划进行说明，并给出相关的正当性。

3.13.11. 应对监视计划进行说明，包括根据 SSR-2/2 (Rev.1) [4]要求 31，为控制结构、系统和部件的潜在退化和故障预防，而必须进行的预测性、预防性和纠正性维护活动。此外，应证明监视计划已充分规定，以确保符合电厂的运行限值和安全运行工况。

3.13.12. 本章还应描述用于证明电厂视察（包括在役检查）适当性的途径和方法。由于安全的重要性以及故障可能造成的严重后果，应特别强调对一回路和二回路冷却剂系统完整性进行充分的在役检查。

3.13.13. 本章应说明可能影响核电厂安全功能的不同类型的试验，以及如何确保在允许的时限内启动、进行和确认试验。

堆芯管理和燃料装卸

3.13.14. 本章应说明为堆芯管理和燃料装卸相关运行活动所作出必要安排，以确保反应堆燃料的安全使用及其在场内运输和贮存活动中的安全。本章应表明，对于每一个换料批次电厂都进行了试验或模拟，以核实堆芯性能满足安全要求，即 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 43 的主要内容。更详细的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-73 号《核电厂堆芯管理和燃料装卸》[42]。

3.13.15. 应说明如何监控堆芯工况以保持在运行范围内。此外，本章还应表明，电厂已经制定了适当的方法来处理燃料棒或控制棒的缺陷，以便在正常运行期间尽量减少一回路冷却剂或气态流出物中的裂变产物和活化产物的数量。

老化管理与延寿运行

3.13.16. 本章应描述电厂可能出现老化效应的所有设备和部件，并应根据结构、系统和部件的安全相关性，提出解决所有已识别出的老化问题的建议。包括必要的、适当的、材料监控和取样计划，以核实设备、结构、系统和部件在整个电厂生命期内履行其安全功能的能力。应合理考虑相关老化的运行经验反馈（见 SSR-2/2[4]要求 24 和本“安全导则”第 3.13.20 段）。更多的建议见原子能机构《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》[43]。

3.13.17. 如适用，本章应对老化管理中重点延寿管理计划进行说明。包括为核实结构、系统和部件，在延寿运行期间履行其安全功能的能力并满足设备鉴定要求而采取的额外措施。

对改造的控制

3.13.18. 本章应说明整个电厂寿期内对设备进行改造的建议和方法，包括设计、计划、执行、试验和记录等等。还应考虑拟议改造设备的安全重要性，以便对其进行分级并在必要时提交给监管机构进行评审。关于电厂改造的建议和指导建议见 SSG-71[12]。

3.13.19. 在本章中应确认、变更控制流程，应覆盖所有安全相关的变更内容（包括永久和临时改造），包括结构、系统和部件、运行限值和安全运行工况、电厂程序和过程软件等等。

运行经验反馈计划

3.13.20. 本章应说明为运行经验反馈而实施的工作计划。包括确保在本电厂和其他相关核电厂发生的运行事件和事故都可以得到识别、记录、通知和内部调查，并根据实际情况纳入本电厂运行经验教训的措施（见 SSR-2/2 (Rev.1) [4]要求 24）。该计划应包括对技术和组织方面以及人因的考虑。更详细的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号《核装置运行经验反馈》[44]。

文件和记录

3.13.21. 本章应提供在电厂寿期内，对所有运行相关的文件、记录和报告进行系统管理的各项规定，包括文件（或记录）的建立、接收、分类、控制、存储、检索、更新、修订和删除等等。应根据电厂许可证、运行和退役方面的重要程度，说明相关文件和记录应该保留的时间。特别应注意要包括电厂技术状态管理的相关文件、以及废物管理和电厂退役的规定（见 SSG-72[40]）。

大修

3.13.22. 本章应描述反应堆定期停堆期间的相关安排。本章还应提供根据运行限值和安全运行工况、以及安全分析报告，维持电厂技术状态的说明。应注意大修期间，在特定情况下为确保辐射防护和安全而需要采取的措施。

包括在处理时间压力，以及管理不可预见事件的同时，对来自不同领域和机构的多项活动和人员进行组织和计划。运行经验反馈以及如何对其进行分析 and 整合，以改进大修期间的管理应该在本章进行说明。

电厂程序和导则

管理程序

3.13.23. 本章应描述电厂工作人员使用的所有相关文件，以确保电厂在正常运行、预计运行事件，以及事故工况下所有的程序和导则可以按预期方式得以执行。本章不需要包括详细的书面程序。但是，根据项目所处的阶段，安全分析报告的本章应描述编写此类程序和导则的初始计划和时间表，或简要说明程序和导则的性质和内容。下文介绍了应涵盖的程序和导则类别。

运行程序

3.13.24. 本章应对电厂运行程序的结构进行说明。所提供的信息应足以证明已经（或将要）制定的运行程序，可以确保电厂在运行限值和安全运行工况内运行。说明应包括电厂正常运行的运行程序，并为所有运行模式的安全运行提供指导，如启动、功率运行、大修、冷却、停堆、负载跟随、维护、试验、流程监控和装料。

事故期间运行电厂的程序和导则

3.13.25. 本章应对营运组织在预计运行事件、事故工况和其他事故假想计划下，使用的程序进行说明。既可以使用事故导向法，也可以使用状态导向法，但需提供所选方法的正当性。需要运行人员进行诊断和处理事故工况行为应在此进行说明。

3.13.26. 应介绍进行程序核实和验证的方法，应在适用的情况下包括人因。这些方法的说明应证明，这些程序可应用于具有代表性的事故假想计划（预计运行事件、事故工况以及安全分析所未涵盖的假想计划，无论其发生的概率如何）。这些程序与第 15 章安全分析结果的链接或同其他安全分析结果的链接都应在本章包括。SSG-54[13]提供了关于制定和执行应急运行程序更详细的建议。

3.13.27. 本章应提供事故管理方法的描述。应提供相应的事故管理程序或工作导则以防止事故的发展，包括在比设计基准事故更严重事故工况下缓解其事故后果。所提供的信息应参考电厂的整体事故管理计划。更多的关于制定和实施事故管理程序或标准的建议见 SSG-54[13]。

3.13.28. 在相关工况下，如多机组事件，当出现可替代水源、交流电电力供应以及区域性基准设施遭到破坏等意外工况时，应说明并确认严重事故管理标准已完成了系统的编写工作，并考虑到了以下因素：

- (a) 电厂严重事故分析结果；
- (b) 已识别了电厂在此类事故中的脆弱性；
- (c) 为解决这些电厂脆弱性而进行的策略选择；
- (d) 多机组场址机组间互连手段的可用性。

核安全与核安保的界面

3.13.29. 核安保问题通常单独处理，相关文件不对外披露。尽管核设施实物保护计划（见参考文献[31、45]）是保密的（或者是部分保密），需要单独进行说明，但安全分析报告的本章应认识到此类计划的存在。

3.13.30. 本章应说明营运组织如何确保核安全管理以及核安保管理按照 SSR-2/2 (Rev.1) [4]要求 17 得到了落实，即安全措施和安保措施如何以综合的方式并尽可能以互补的方式进行设计和应用，以便核安保措施不损害核安全，核安全措施不损害核安保。包括建立一个有效的制度，涵盖所有的相关各方，以协调一致的方式处理安保方面的问题，并识别那些整合安保功能的重要规定。

第 14 章：电厂建造和调试

3.14.1. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 11 和 SSR-2/2 (Rev.1) [4]第 6.14 段和第 6.15 段，在进入建造阶段之前，安全分析报告第 14 章应包括对核电厂适合服役的证明。

3.14.2. 根据 SSR-2/2 (Rev.1) [4]第 6.4 段、第 6.14 段和第 6.15 段规定，在电厂进入运行阶段之前，安全分析报告第 14 章应持续对核电厂适合服役的

证明。本章应对调试计划进行说明（见 SSR-2/2（Rev.1）[4]要求 25），在电厂运行前，对照设计核实和验证电厂的性能。

3.14.3. 应说明电厂安全论证与调试计划之间的关系。除此以外，调试计划应验证那些安全重要独立设备物项可在其指定的技术规范内运行，并确保其安全功能得到可靠地实现。

3.14.4. 作为调试计划的一部分，安全分析报告第 14 章还应表明运行程序已按照 SSR-2/2（Rev.1）[4]第 6.9 段的要求进行了核实和验证。核实和验证工作将在今后运行人员的参与下进行。

3.14.5. 安全分析报告的本章还应提供调试组织的详细情况——包括调试期间与设计单位、建造企业和营运组织之间的相关接口，以及所有额外人员的规定及其与调试组织的互动。

3.14.6. 安全分析报告的本章还应说明，如何对各级合格的运行人员进行充分的培训并直接参与调试过程。应在细节上描述营运组织为制定和批准试验程序、控制试验行为以及评审和批准试验结果而建立的管理流程。包括当试验结果不完全符合设计要求时所采取的行动。

建造前安全分析报告应包括的特定资料

3.14.7. 电厂建造前在安全分析报告中提供的特定资料应包括以下内容：

- (a) 建造计划说明，包括主要阶段和里程碑；
- (b) 对负责管理、监督或执行建造的主要机构和承包商的说明；
- (c) 最近的电厂建造经验反馈的计划；
- (d) 关于确保建造质量和遵守法规要求及相关法规指导安排的说明；
- (e) 关于确保竣工电厂符合安全分析报告所提供资料的说明，以及为后续更新安全分析报告而进行场址适应性反馈的安排；
- (f) 关于营运组织在场址建造监视活动及安排的说明，以及在相关情况下，对场址区域外建造监督的说明；

- (g) 说明初始试验¹⁴计划的主要阶段，并讨论试验计划每个主要阶段的总体目标和一般先决条件；
- (h) 对每个新的、独特的或特殊的设计特点，计划的运行准备阶段和/或调试阶段的说明，包括试验方法和试验目标的说明；
- (i) 应说明在燃料装载前，在制定和执行初始试验计划以及制定视察时间表时，如何遵循适用的管理要求和相关的管理导则的计划；
- (j) 利用电厂运行经验信息资料的计划，以确定试验计划中可能需要特别强调的地方；
- (k) 根据预期的初始燃料装载，对制订和执行试验计划主要阶段的总体时间表进行说明；
- (l) 关于在初始试验计划期间试用电厂运行程序和应急程序的计划；
- (m) 在试验计划的每个主要阶段，为补充电厂运行人员和技术人员不足，辅助人员分配的总体规划。

调试前安全分析报告中应包括的特别信息

3.14.8. 电厂调试前在安全分析报告中提供的专门信息应包括（更新的）以下方面的信息：

- (a) 对调试计划的主要阶段以及每个阶段要实现的特定目标进行说明，包括以下内容：
 - (i) 非核试验，包括单独的运行前试验、整体运行前系统试验、结构完整性试验以及安全壳、一回路系统和二回路系统的整体泄漏试验；
 - (ii) 核试验，包括初始燃料装载、次临界试验、初始临界试验、低功率试验和功率提升试验。
- (b) 应对调试计划所有阶段，参与管理、监督或执行的各个组织机构、各个外部组织以及其他人员进行说明；
- (c) 营运组织应建立自行调试程序的开发、评审和批准系统，并予以说明，包括所涉及的组织机构、人员及其责任；

¹⁴ 在建造阶段，在非核调试之前，对每个结构、系统和部件的试验包括供应商视察、焊接视察、泄漏性试验和压力边界的加压试验，以及在燃料制造设施和核电厂的燃料组件视察。

- (d) 对调试计划执行的每个主要阶段进行管控的说明；
- (e) 为评审、评定和批准，调试计划各个主要阶段的调试结果，而制定的管理措施；
- (f) 用于将来参考的设备和系统的技术状态基准；
- (g) 在调试工作完成后，对调试程序和试验数据相关的记录进行管理和处置的相关要求；
- (h) 适用于初始调试计划的监管要求和相关监管导则的清单，包括替代方法的说明以及使用这些方法的正当性，应在此进行说明；
- (i) 在制订初始调试计划时，利用电厂运行经验相关信息资料的计划，包括确定参与制订工作的组织单位，及其资质的简要说明；
- (j) 电厂程序的开发时间表，以及电厂运行程序和应急运行程序在初始调试计划中，将如何、以及多大程度上进行使用和试验；
- (k) 应对指导燃料初始装载和初始临界的程序进行说明，包括为安全运行而制定的防护和安全措施；
- (l) 根据初始燃料装载，提供调试计划各个主要阶段的时间表，包括完整的视察时间表；
- (m) 应对在初始调试计划期间进行的所有调试试验进行简要说明，应特别强调对以下安全系统和安全特点的依赖：
 - (i) 电厂在运行状态和事故工况下的安全停堆和冷却；
 - (ii) 符合技术规范所建立的运行限值和安全运行工况；
 - (iii) 预计运行事件和事故工况后果的预防或缓解。
- (n) 应提供在调试计划的每个主要阶段，独立实施的调试活动的摘要，包括对调试目标实现情况的评定。

第 15 章：安全分析

3.15.1. 安全分析报告的第 15 章应提供电厂在正常运行状态下，以及按既定的验收标准应对假想始发事件和事故工况的安全分析报告和描述。这些分析包括对正常运行、预计运行事件、设计基准事故和设计扩展工况的确定性安全分析，包括从“实际消除”相关事件通道的考虑，以及概率安全评定。本章还可以包括为特定运行人员行为提供依据的分析。这些分析的结果通常被用作制定电厂运行程序和工作导则的基础。

3.15.2. 必要时，安全分析报告在本章中提供的分析描述和相关假设可由参考文献予以支撑。随着核电厂项目从选址阶段、建造阶段到调试和运行阶段的进展，本章信息资料的详细程度也应该随之增加。

3.15.3. 安全分析报告第 15 章提供的信息资料范围应反映与核电厂设计相关的安全分析要求，特别是 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 16、17、19、20 和 42，以及 GSR Part 4 (Rev.1) [2]要求 14—21，关于确定性安全分析的建议和导则见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2 (Rev.1) 号《核电厂确定性安全分析》[46]，关于概率安全评定的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3 号《制定和实施核电厂一级概率安全评定》[47]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-4 号《制定和实施核电厂二级概率安全评定》[48]。

3.15.4. 在安全分析报告的本章中，提供的信息应足以判断和确认安全重要物项的设计基准，并确保整个电厂设计能够满足既定的验收标准，特别是在尽可能低的事故后果中，与每个电厂状态相关的剂量限值和放射性排放的批准限值。

3.15.5. 安全分析报告第 15 章的详细程度应提供足够的信息，以便按照 GSR Part 4 (Rev.1) [2]要求 21 对安全分析进行独立核实。

3.15.6. 所有安全分析过程应尽可能全面地在安全分析报告的本章中呈现。然而，某些分析可能需要放在安全分析报告的其他章（例如对负载、内部和外部危害后果的分析，以及对不同结构、系统和部件的结构能力的分析）。

通用考虑因素

3.15.7. 本章应专门提供一节关于安全分析的介绍，包括确定性和概率分析。包括对安全分析的范围、以及在每个电厂状态分析中，从正常运行到堆芯熔化的设计扩展工况所采用的方法（保守的或现实的，视情况而定）。

3.15.8. 本章还应解释如何利用之前确定的一般性问题和相关运行经验来提高安全分析的质量，如第 4.7 段、第 4.27 段和第 4.52 段以及 GSR Part 4 (Rev.1) [2]要求 19 所示。

3.15.9. 关于安全分析中使用的方法的所有适用的参考文献都应在此介绍。由于安全分析报告在本章的复杂性，在本章中包括对整个章结构的描述也是适当的。

假想始发事件和事故假想计划的识别、分组和分类

3.15.10. 利用确定性和概率分析方法，识别假想始发事件和事故假想计划的方法应在本章中描述。这些被使用分析方法可能包括，如纵深防御筛选分析法¹⁵、主逻辑图分析、危害和可运行性分析以及故障模式和影响分析（见 SSG-2（Rev.1）[46]）。

3.15.11. 在本章中应确认的是，已经以系统地方式识别了需要分析的假想始发事件和事故假想计划，并已导致制订了一份全面的事件清单。

3.15.12. 在事件描述时，应根据事件的预期频率将其分成不同的类别，并按其类型分组（即考虑其对电厂的效应）。分类的目的如下：

- (a) 为审议中事件的范围提供基准；
- (b) 为了减少需要详细分析始发事件的数量，应根据安全分析中引用的各种事件组的边界情况，避免对系统性能非常相似的事件进行反复的详细信息分析，例如，在时间、电厂系统响应和放射性排放比率等方面；
- (c) 允许将适当的安全分析验收标准应用于不同的事件分组或类别。

3.15.13. 应对假想始发事件进行分类和分组的基准加以描述和论证。除了正常运行外，安全分析报告中要阐述的假想计划清单应包括预计运行事件、设计基准事故、没有显著燃料损坏的设计扩展工况和有堆芯熔化的设计扩展工况。应涵盖在正常运行模式（从停堆到低功率到满功率运行）下发生的所有假想始发事件，包括在核电厂调试和试验期间可能发生的潜在事件。由于设计扩展工况通常是由于增加的多重故障而发展而来的，因此这种被认为是似乎合理的多重故障也应该在本章中提出并说明。

3.15.14. 对于正常运行的所有模式（包括功率运行、停堆和装料期间）以及其他相关的电厂工况（例如手动或自动电厂控制），各种类型（电厂内部和外部）的电厂特定事件和事故假想计划都应在本章中给出结果清单。

3.15.15. 在适当的工况下，电网和电厂之间的相互作用，以及同一场址不同反应堆机组之间的相互作用，应被视为始发事件的来源，并应在本章中加以说明。

¹⁵ “纵深防御的筛选”一词是指有系统地查明可能影响安全功能的履行，从而妨碍在不同纵深防御级别实现安全目标的机制（见参考文献[49]）。

3.15.16. 除反应堆冷却剂系统以外，其他被认为是核电厂系统始发事件，如新燃料或辐照燃料容器或储罐的故障，以及放射性气态或液态废物储罐的故障也应在此加以说明。

3.15.17. 在适当的情况下（考虑作为始发事件的来源），还应查明反应堆堆芯和乏燃料水池之间的相互作用及其相互影响。

3.15.18. 还应说明在确定假想始发事件时，如何考虑由于自然和人因引入的相关内部和外部危害。

3.15.19. 根据本安全分析报告中提出的特定分析成果，本章还应列出可能导致早期放射性排放或大规模放射性排放的工况，按照 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 第 5.31 段的要求，这些工况应该“实际上消除了”。

安全目标和验收标准

3.15.20. 本章应描述在特定的安全分析工作中如何参考安全分析报告第 3 章介绍的安全原则和目标，以及一般验收标准，并将其应用在结构、系统和部件设计的一般方法中。

3.15.21. 放射性后果事件的放射性验收标准以及实物屏障完整性的技术验收标准，应针对不同类别的事件和分析类型，在本章中作出特定规定。本章中给出的相关验收标准的信息资料应与安全分析报告第 3 章提供的更普遍信息资料相一致。

3.15.22. 如果确定以堆芯损坏频率或放射性大规模排放频率等概率值作为验收标准或安全目标，则本章还应提供这两个频率的特定使用值。

3.15.23. 本章应说明单一假想始发事件和事故假想计划的验收标准，并对每个特定标准的适用范围和条件做出明确的规定。

人的行为

3.15.24. 本章应描述为考虑电厂中人的行为而采用的方法，以及在确定性和概率分析中为这些行为建模所选择的方法（见 GSR Part 4 (Rev.1) [2] 要求 11）。在确定性分析和概率分析中，相关人的行为方法方面思考和设定的任何差异都应该被描述出来。

3.15.25. 还应验证所关注人的行为都可以在授权系统下以最小代价的完成，特别是在涉及多机组电厂外部危害影响时的事故假想计划。

确定性安全分析

方法的一般描述

3.15.26. 本章应说明，可接受的确定性安全分析方法（即保守、最佳估计或现实，见 SSG-2 (Rev.1) [46]）已经在安全分析中得到了应用，并可证实系统具有充分的安全裕度，包括在最佳估计分析时如何考虑计算机代码和输入数据中的不确定性。

3.15.27. 应简要说明用于确定性分析的计算机软件。所使用的每种计算机软件的版本号应指明相关的参照支持文件。如果使用了一组软件，则应描述这些软件在组合或耦合应用时的方法。

3.15.28. 本章应包括对计算机软件适用于特定分析的简要核实。特别是，应概述计算机软件的检验和验证范围，并附上更详细的参考报告。

3.15.29. 本章应说明用于确定性分析的电厂模式（包括节块化模式），以及电厂参数、系统的可运行性和营运组织的活动（如有）相关的假设。还应应对电厂模式的关键性核实进行概括和总结（包括对节块化模式和物理模式收敛性的评定）。应为开发电厂模式提供充分的电厂数据信息，以便能够进行安全分析的独立核实（见 GSR Part 4 (Rev.1) [2]要求 21）。

3.15.30. 在开发电厂模式时，所做的主要简化应该予以说明和核实。本章还应针对不同类型的工况，对确定性安全分析中使用各种假设进行说明。

3.15.31. 其余所有对于电厂模式开发的工作导则（例如关于系统或支持系统运行状态的选择、保守的时间延迟和运行人员行动），都应在本章中描述或给出参考。

正常运行分析

3.15.32. 本章应证明电厂可以安全地进行正常运行，因此应确认以下内容：

- (a) 根据电厂运行计划，从电厂排放或释放出的放射性物质对公众造成的辐射剂量低于剂量限值，并按照 SSR-2/1 (Rev.1) [3]第 2.6 段要求，保持在合理可达尽量低的水平；
- (b) 在正常运行时，电厂参数将保持在相关运行限值和安全运行工况规定的范围内，可避免反应堆停堆或反应堆控制和限值系统及安全系统的启动。

3.15.33. 所有可能的正常运作计至都应在本说明中加以讨论，应特别注意瞬态运行管理计至，如反应堆功率变化、反应堆从功率运行到停堆、反应堆冷却、中间回路运行、辐照燃料的装卸以及辐照燃料从反应堆卸载和转移到乏燃料水池。

预计运行事件和设计基准事故的分析

3.15.34. 本章应提供所使用的假设，以及对属于预计运行事件和设计基准事故类别的假想始发事件进行分析所得到的结果。本章应包含足够的信息，通过对遵守相关的验收标准一致性的确认，验证核电厂系统和部件的设计，以及设想的运行人员行为对电厂的安全运行是充分的。

3.15.35. 安全分析报告的这一部分可以针对预计运行事件和设计基准事故，进一步细化成不同的章。

3.15.36. 本章介绍的分析内容应涵盖反应堆冷却剂系统在正常运行期间发生的所有事件，包括低功率和停堆模式。相关乏燃料水池和放射性废物管理系统相关事件的分析结论，见安全分析报告第 15 章的单独章。

3.15.37. 对于每组假想始发事件，用一个数量有限代表事件组的边界响应的边界假想计划来呈现其安全分析可能就足够了。应该描述选择这些边界事件的基准，并证明所做出的选择是正确的。

3.15.38. 应提供对安全分析结果有重要影响的电厂参数，至少应包括那些对评定是否符合所选验收标准有重要影响的所有参数。

3.15.39. 电厂各系统对假想始发事件的响应，包括触发系统响应的运行工况，以及系统触发后相关的时间延迟和容量都应该在本章呈现。同时，还应证明响应符合系统的总体功能要求，且与安全分析报告的相关章的内容保持一致。

3.15.40. 在本章中应该证明每个假想始发事件的所有相关的验收标准都是满足的，那些和专门分析一样重要结果也应包括安全分析报告中。

3.15.41. 每一组假想始发事件的分析结果，都应用一个单独的小节进行概括和描述，包括提供以下信息：

- (a) 对于每个要分析的假想始发事件：应对每个假想始发事件进行描述、包括它所属的类别以及要满足的适用的验收标准。每一个边界条件的选择都应该为这种选择提供一个正当性。
- (b) 工具和方法：分析中使用的计算机代码和模式进行说明。
- (c) 电厂参数：分析过程中使用的重要电厂参数的特定值以及电厂初始条件，包括这些（标称）参考值引用的指引以及与这些参数相关的不确定性。本章应该说明这些值是如何选择的，以及这种选择对于特定分析的假想始发事件或假想计划的保守程度。在选择涉及不确定性量化的方法时应指定参数的范围和概率分布，并证明这种指定是正当的。
- (d) 系统的可用性（如控制和限制系统、能动和非能动安全系统）以及运行人员的行为：应对假想始发事件发生之前的电厂运行技术状态进行详细描述。此描述应包括系统的可用性（包括考虑安全系统中最严重的单一故障）以及运行人员在假想始发事件分析中的关键行为。关于系统可用性和运行人员行为的任何假设都应与不同电厂系统可运行性的保守假设相一致，而这些保守性的假设是根据 SSG-2 (Rev.1) [46] 描述的保守安全分析规则建立的。
- (e) 分析的假设条件以及不确定因素的处理：即在特定事故假想计划和所有其他保守假设中，核电厂系统和部件发生假想任何额外故障的信息。
- (f) 电厂响应评定：对应对电厂模式的行为进行描述，突出显示主要事件的时间进程（例如，始发事件、所有后续故障时间点、各类安全功能启动的时间，以及电厂达到安全、长期、稳定状态的时间）。应逐个提供每个的系统启动时间，包括反应堆停堆时间和运行人员干预时间。关键参数应该在事件期间以时间函数的形式呈现。关键参数的选择，应方便在验收标准的背景下获得事件进展的完整图像。任何参数的突然或意外变化都应予以解释。电厂响应评定的结论，应提供相关的电厂参数和与验收标准的比较，并对结论的可接受性作最后陈述。结论中应说明电厂实物屏障的状况和安全功能的最终的执行情况。

- (g) 放射性后果评定：如有可能，应对某一特定事件的放射性后果进行评定并给出结论。其关键结论应与放射性验收标准进行比较。对放射性后果的分析可以与其他结论一起放在一个共同的章中，用于分析每一个相关的假想始发事件，也可以与所有显示放射性后果的设计基准事故分析一起放在一个单独的章中，为不同类别的事件选择适当的边界条件。
- (h) 敏感性研究和不确定性分析：应提交已经执行的敏感性研究和不确定性分析报告（必要时，如 SSG-2 (Rev.1) [46]所述），以证明结论的稳健性，并支持事故分析的结论。
- (i) 对产生的放射性废物的评定：相关情况下应对任一事故管理过程中产生的放射性废物的数量和组成进行说明（见第 3.11.3 段）。

3.15.42. 为了证明纵深防御层级之间的独立性，特别是设计在预计运行事件中的稳健性，安全分析报告还应包括对某些预计运行事件更逼真的分析。主要目标应该是证明电厂系统（特别是控制和限值系统）能够防止预计运行事件演变成真实事故，并且电厂能够在预计运行事件发生后恢复正常运行。SSG-2 (Rev.1) [46]提供了对预计运行事件进行保守和现实分析的详细指导。

无显著燃料损坏的设计扩展工况分析

3.15.43. 本章应介绍在反应堆冷却剂系统中发生的事故中，在没有显著燃料损坏的情况下，对设计扩展工况进行分析所使用的假设和得出的结论。本章中提出的分析应以足够的置信度证明堆芯熔化是可以防止的，并有足够的裕度来避免陡边效应。

3.15.44. 考虑到安全分析方法的主要差异，特别是使用 SSG-2 (Rev.1) [46]所述的最佳估计方法，所提供信息的范围和内容应与上述设计基准事故相似。

堆芯熔化工况下的设计扩展工况分析

3.15.45. 本章应介绍在堆芯熔化和随后向安全壳排放放射性物质的设计扩展工况下，事故分析中使用的假设以及从中得到的结论。包括确定由堆芯熔化通道产生的最严重的电厂参数，并证明以下情况：

- (a) 电厂可以进入一种状态，在这种状态下安全壳的功能可以长期维持。
- (b) 电厂的结构、系统和部件（如安全壳设计）能够避免早期放射性排放或大规模放射性排放，即使在安全壳旁路的情况下。
- (c) 对验收标准的遵守是通过现实的设计特点和实施严重事故管理导则来实现的。
- (d) 出现可能导致早期放射性排放或大规模放射性排放的条件，在可能性上被“实际消除”¹⁶。

3.15.46. 考虑到 SSG-2 (Rev.1) [46]所述的安全分析方法的主要差异，为这类设计扩展工况分析所提供的信息资料的范围和内容应类似于上面所述及的设计基准事故分析。

3.15.47. 本章应包括可能发生在堆芯熔化设计扩展工况进程中的物理化学过程及其现象的描述（包括容器内和容器外），以及这些物理化学现象将如何影响安全壳的性能。

3.15.48. 所提供的信息应处理最具挑战性工况的影响，并证明符合既定的验收标准。

与乏燃料水池相关的假想始发事件和事故假想计划的分析

3.15.49. 本章所进行的安全分析，应专门针对可能在乏燃料水池中发生的假想始发事件。还应讨论与燃料装卸相关的特别运行模式（例如堆芯的应急卸载）。本章应当证明，在维持次临界、热量排出、结构完整性、屏蔽以及限制乏燃料水池中辐照燃料的放射性气体排放方面，相关的验收标准（通常比相关反应堆冷却剂系统中始发事件的标准更具约束性）已经得到了遵守。所提供的信息应有助于确认乏燃料水池中燃料显著退化的事故已经“实际消除”。

3.15.50. 考虑到所涉系统的差异，乏燃料水池较大的热惯性，以及更严格的验收标准和放射性物质排放的特定途径，所提供资料的范围和内容应类似于上文所述的设计基准事故和没有显著燃料损坏的设计扩展工况。

¹⁶ 被认为“实际消除”的条件不是设计扩展工况的一部分（见 SSG-2 (Rev.1) [46]）。

子系统和部件放射性排放的分析

3.15.51. 本章应介绍以下假想始发事件的安全分析：即由于子系统和部件（通常从放射性废物处理或贮存系统）故障而导致的放射性物质排放，包括放射性废物系统的轻微泄漏，乏燃料在运输或贮存中的过热或损坏，以及气态或液态废物处理系统的大破口事件。

3.15.52. 考虑到分析的主要重点是放射性物质在环境中的扩散，而不是分析核电厂内部的过程，所提供资料的范围和内容应类似于上文所述的设计基准事故。

内外部危害分析

3.15.53. 第 3 章指定的危害及其相关场内所有特定的内部和外部危害分析（如果安全分析报告的其他章中尚未涉及的话），都应在本章中介绍。

3.15.54. 所提供的关于危害和风险分析的资料应表明（如果没有在安全分析报告的其他章中讨论过的话），由于这些风险的可能性极其微小甚至可以忽略不计，他们将被排出在安全分析之外；同时核电厂的设计足够健稳，足以防止相关负载发展成为始发事件，或者说，危害或风险导致的始发事件（或它们的组合）已经被完全覆盖在假想始发事件的分析中了。

3.15.55. 所提供的事件分析资料应分为核电厂内的危害（内部危害）引起的事件、外部自然灾害引起的事件以及外部人类活动引起的事件，并应包括用于每一种危害的分析和设计工具。

3.15.56. 本章中所提出的危害分析，通常应涵盖设计基准危害。对于自然来源的外部危害，分析还应涵盖超设计基准所考虑的风险，并应核实是否有足够的裕度，以避免陡边效应导致早期放射性排放或大规模放射性排放（见 SSR-2/1（Rev.1）[3]第 5.21A 段）。

概率安全评定

3.15.57. 本章应完整地概述概率安全评定的研究范围、使用方法和相关结论，应涵盖一级概率安全评定和二级概率安全评定研究的内容，并应酌情考虑乏燃料水池中的事件和相关风险。如果需要，完整的概率安全评定研究应作为单独的报告提供给监管机构。

概率安全评定的一般方法

3.15.58. 本章应描述和证明概率安全评定的范围。还应说明所使用的方法和计算机代码。在引入重要输入数据的来源时应说明其使用的正当性。电厂设计开发过程中使用过的任何量化的概率安全标准或目标都应在本章中提及并说明。

3.15.59. 应提供用于评定的基本数据及其相关的不确定性，包括对始发事件频率的评定、部件可靠性、共因故障概率和人为错误概率。

一级概率安全评定结论

3.15.60. 一级概率安全评定（见 SSG-3[47]）所使用的方法和结论应在本章中概述。这应包括概率安全评定模式，包括事故通道和系统模式，人因可靠性分析，相关性分析和电厂损坏状态对事故通道的分类。

3.15.61. 还应提供一级概率安全评定的结论及其相关的不确定性，包括在所有电厂运行模式下，以及概率安全评定范围内的所有内部和外部事件，对燃料损坏频率最重要因素的分析。

二级概率安全评定结论

3.15.62. 二级概率安全评定（见 SSG-4[48]）所使用的方法和结论应在本章进行概述。重点是堆芯熔化后，向环境排放的放射性物质的预期数量（如，源项）和频率，以及适当的不确定度分析。

3.15.63. 应该呈现电厂损害状态分析的结论，同时应提供一级和二级概率安全评定之间的结构化接口。应该描述如何将电厂损坏状态作为输入用于安全壳故障树模式的安全壳行为分析。

3.15.64. 安全壳性能分析的主要结论（即来自安全壳故障树的评价）和源项评价应该在本章中进行概括。

概率安全评定的重要见解及其应用

3.15.65. 安全分析报告的本章应对概率分析的结果进行总结。如果既定概率验收标准和目标是相关的，应对既定概率验收标准对目标的符合情况进行评定。其结果应以这样一种方式呈现，即这些概率清晰地表达了定量的

风险测量，且电厂设计方面是这些风险测量最重要贡献者。还应描述概率安全评定的预期用途，以支持电厂设计和未来的电厂运行。

3.15.66. 对于概率安全评定结论中，相关平衡设计（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 第 5.76 (a) 段），防止“陡边效应”（见 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 第 5.76 (b) 段），以及认为导致早期放射性排放或大规模放射性排放的电厂事件通道已经“实际消除”的观点和见解，应在本章进行概括。

安全分析结论总结

3.15.67. 本章应对每一类故障（事件）提供安全分析的总体结论摘要，并涵盖确定性分析和概率分析。

3.15.68. 本章应验证与核电厂设计相关的安全分析要求（即主要是 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 和 GSR Part 4 (Rev.1) [2] 规定的要求）已在各方面得到满足，如果这些要求已经修订，或因进一步考虑而进行了应用的变更则应说明正当性。在后一种情况下，应明确为满足修订后的安全要求而采取的任何补偿措施。

第 16 章：运行限值和运行工况

3.16.1. 安全分析报告的第 16 章应该描述电厂的运行限值和运行工况。报告应表明，这些运行限值和运行工况将确保满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 要求 6，并包括 SSR-2/1 (Rev.1) [3] 第 5.44 段所述的所有必要组成部分。

3.16.2. 安全分析报告第 16 章还应记录运行限值和运行工况是按照 SSR-2/2 (Rev.1) [4] 要求 6 和第 4.6 段建立起来的。特别是应确认运行限值和运行工况符合设计和相关的安全分析，采取了适当措施确保运行符合运行限值和运行工况的规定，员工接受了适当培训熟悉运行限值和运行工况，按要求对运行限值和运行工况的偏差进行评价、记录和报告，并定期评审和修订运行限值和运行工况。

3.16.3. 运行限值和运行工况是授权营运组织运行电厂的重要基准；原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-70 号《核电厂运行限值和条件及运行程序》[50] 提供了进一步的指导。运行限值和运行工况应作为本章安全分析报告的一部分或作为单独文档在安全分析报告中的本章中被引用参考。

范围和适用

3.16.4. 本章应描述运行限值和安全运行工况的适用领域和范围。运行限值和
安全运行工况通常以以下形式表示：

- (a) 安全限值；
- (b) 安全系统设置；
- (c) 正常运行的限值和条件；
- (d) 监视和试验要求；
- (e) 偏离正常运行的行动声明。

考虑到所有电厂状态，以及安全分析报告相关章，特别是第 15 章所证明的
运行参数的可接受范围，这些运行限值和安全运行工况形式上来源于限制
性的电厂配置。这是为了确保电厂的运行在任何时候都处在为电厂建立的
安全运行系统内。

开发基准

3.16.5. 在本章中，应该显示如何开发和形成运行限值和安全运行工况。特
别是，应验证运行限值和安全运行工况是基于设计中的技术规定以及对电
厂及其环境进行的安全分析得出的。每一个运行限值和安全运行工况的正
当性都应包括所有相关的背景资料。必要时，对运行限值和安全运行工况
的修改，应结合调试期间进行的试验或运行期间对电厂进行的改造进行。

安全限值

3.16.6. 本章应包括安全运行的详细运行限值和安全运行工况，以及重要参
数的限值和系统和部件的可运行工况。

正常运行、监视和试验的限值和条件的要求

3.16.7. 为确保正常运行的重要参数保持在可接受的限值内，并确保系统和
部件处于可运行状态，本章应规定和描述对系统和部件进行监视、维护和
维护的要求。在适当的情况下，应该考虑概率安全评定的结论，对这些要
求进行调整。还应明确说明如果运行限值和安全运行工况不能实现时所应
采取的行动。

管理要求

3.16.8. 重要管理方面在某些情况下，例如，最小的轮班组成和内部评审的频率，也可能在运行限值和安全运行工况控制的范围内。本章应描述运行事件的报告要求和管理要求，并展示这些要求是如何满足的。

第 17 章：安全管理

3.17.1. 安全分析报告的第 17 章应描述所有安全相关活动的综合管理，以确保符合 SF-1[21]，关于安全领导和管理的原则 3。本章提供的信息应包括建立、评定、维持和持续改进有效的安全领导和管理。所提供的资料应足够用以核实对原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[51]遵守情况。

3.17.2. 安全分析报告中对电厂寿命每个阶段（从选址到退役）管理系统的说明应反映出电厂寿命不同阶段管理系统的范围和重点的差异[52]，正如原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》附录 III—VIII 所描述的那样。

3.17.3. 安全分析报告在本章提供的信息应表明，营运组织的责任已按照 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 1—3（关于设计安全管理）和 SSR-2/2 (Rev.1) [4]要求 1、5、8 和 9（关于运行安全管理）进行了确定。关于满足这些要求的建议和指导意见，见原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理系统的适用》[53]和 GS-G-3.5[52]。

3.17.4. 安全分析报告第 17 章应描述不同的管理流程，以确保安全的总体目标。以及如何建立、控制、监控和评审这些管理流程，并确保安全始终得到了最高优先级的考虑。

管理系统的一般特点

3.17.5. 本章应描述组织如何根据组织的安全政策制定目标、策略、计划和对象的。

3.17.6. 本章应提供管理系统的综合描述，从高级目标开始解释管理系统在不同层级的电厂文件中是如何落实的。

3.17.7. 本章还应说明管理系统是如何保证场址管理、公司组织机构、技术支持组织以及营运组织的其他组织单位之间的有效协调的。说明应解释如何对设计和运行进行有效的管理控制以促进安全。

3.17.8. 本章应描述管理系统如何整合其各方面要素，包括安全、健康、环境、保卫、质量、人力资源和组织因素、社会和经济要素，以便根据 GSR Part 2[51]要求 6，保证核安保不会受到损害。

管理系统的特定要素

3.17.9. 本章应说明管理系统的总体责任，并指定人员负责管理系统的协调、开发、应用和维护。

3.17.10. 本章应描述如何根据 GSR Part 2[51]要求 10，如何对流程和活动进行开发和有效管理，以实现组织的目标而导致核安全的损害。

3.17.11. 本章还应说明管理系统的其他相关因素，如分级管理和资源管理，是如何根据 GSR Part 2[51]要求 6、7 和 9，在管理系统中加以落实的。

质量管理

3.17.12. 本章应专门说明在管理系统中那些确保安全质量的流程，这些流程适用于核电厂寿期中不同阶段的结构、系统和部件（见 SSG-30[23]）的质量管理。

管理系统的测量、评定和改进

3.17.13. 根据 GSR Part 2[51]要求 13，本章应描述如何监控和评定管理系统的有效性，包括为确保持续改进而做出的所有流程和安排。相关计划的说明应包括定期进行的内部和外部监查以及其他类型的独立评价。

培养安全文化

3.17.14. 根据 GSR Part 2[51]要求 12，本章应描述管理系统如何建立系统框架，以培育和维持核安全文化，并适当考虑 GS-G-3.5[52]给出的强大核安全文化的属性。

3.17.15. 根据 GSR Part 2[51]要求 14, 本章应说明, 高级管理层应如何计划, 对本组织的安全领导能力和安全文化进行定期的评定, 并确保安全领导能力和安全文化的自评定, 包括对所有组织层级和组织所有职能岗位进行评定。本章还应说明高级管理层应如何计划, 确保在领导能力和安全文化自评定时利用公认的专家进行。并保证对领导能力和安全文化的评定是独立进行的, 以加强组织的安全文化。

3.17.16. 本章还应说明高级管理层如何计划利用管理系统评定的结果来加强组织的安全文化。

第 18 章：人因工程

3.18.1. 安全分析报告的第 18 章应描述人因工程计划及其在电厂设计中的应用, 以满足 SSR-2/1 (Rev.1) [3]要求 32; 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-51 号《核电厂设计中的人因工程》[54]提供了进一步的指导。本计划适用于所有运行状态和事故工况, 并适用于预计发生这种相互作用的所有电厂场址。安全分析报告中提出的人因工程考虑至少应包括以下内容:

- (a) 人因工程计划的管理安排, 包括设计过程中的授权分配和监督;
- (b) 应用的人因分析方法;
- (c) 基于人因工程学, 进行人机界面选择的设计假设;
- (d) 人因核实和验证, 包括识别和解决在设计阶段中识别的人因工程问题, 以及在分析过程中假设的人因工程问题;
- (e) 说明人机接口设计在电厂总体设计中的应用;
- (f) 对安全关键任务中, 人员行为监控策略的说明。

3.18.2. 安全分析报告的本章应提供资料说明在设计核电厂时, 为支持核电厂人员执行任务应如何考虑人的能力及其局限性。

3.18.3. 虽然安全分析报告的本章应全面涵盖与人因相关的问题, 但安全分析报告的其他章也应考虑这些因素, 包括与选址 (第 2 章)、仪器仪表和控制 (第 7 章)、辐射防护 (第 12 章)、运行 (第 13 章)、安全分析 (第 15 章)、管理系统 (第 17 章)、应急准备和响应 (第 19 章) 和退役 (第 21 章) 相关的因素。

人因工程计划管理

3.18.4. 本章应概述人因工程计划中应用的流程（即分析、人机界面设计、评价，如核实和验证）以及这些过程的输入和输出。

3.18.5. 本章应描述以下内容：

- (a) 人因工程与其他电厂设计或改造活动的整合；
- (b) 为完成人因工程的各项工作，主责人员与项目、设计部门以及不同学科之间的协调活动；
- (c) 将分析结果传达给主责的工程学科并确保分析结果得到处理的流程；
- (d) 将人因工程整合到设计中所必需的组织和能力；
- (e) 记录和跟踪由人因工程流程识别的人因工程问题的架构；
- (f) 在人因工程团队中关于将人因工程方面集成到设计中的责任和授权。

人因工程分析

运行经验回顾

3.18.6. 本章应描述对运行经验的评审，如何使用它来识别和分析与安全相关的人因工程问题，以及如何将其记录在案。

功能分析与功能分配

3.18.7. 本章应描述所有电厂状态的功能分析，以证明完成安全运行所需的功能已完成了充分明确的定义并进行了适当的分析。

3.18.8. 本章应描述所有电厂状态的功能分配，以证明实现安全运行所必需的功能已完成了充分而明确的定义并进行了适当的分析。

任务分析

3.18.9. 本章应描述与运行人员相关的任务分析方法，例如反应堆操纵员、汽轮机操纵员、值长、现场操纵员、安全工程师、运行和维护人员等。所描述的任务应涵盖所有电厂状态。

3.18.10. 本章应描述在不同地点（如主控制室、辅助控制室、本地控制站、应急响应设施或地点）完成安全功能所必需的特定任务，这些任务应针对

所有电厂状态和所有电厂运行模式进行识别。本章还应考虑所有相关的运行人员团队，包括第 3.18.9 段所列人员。

3.18.11. 本章应描述任务分析的范围，包括如何选择具有代表性的重要人工任务（即维护、试验、视察和监视），以及任务分析中包括的电厂运行模式范围。

3.18.12. 任务分析的主要结果应该在一个特定的小节中描述。

人员配置和资格

3.18.13. 本章应说明对人员配置和工作人员资格的分析，以及进行分析的范围。与第 3.13.1 段提供的资料一致，报告应表明，所需人员的人数及其资格是经过系统地分析得到的，包括对任务要求和适用的管理要求透彻的理解。

3.18.14. 分析的范围应包括，在所有电厂工况和任务情况下，所必需的人员数量及其资格，包括运行任务（运行状态和事故工况）以及电厂维护和试验（包括监视试验）。执行与电厂安全直接相关任务的任何其他电厂人员也应包括在其中。

重要工作行为的处理

3.18.15. 本章应该记录重要人工任务和行动是如何识别确定的；对安全分析中关注的运行人员的任务和行动是如何分析的，包括影响行为的相关因素；以及设计计划如何确保运行人员的行为可以满足安全要求。

人机界面设计

3.18.16. 本章应描述人机界面设计的结构化方法及其应用，包括识别和选择人机界面的方法、详细设计的定义，以及必要时进行人机界面试验和评价。

3.18.17. 本章还应描述开发人机接口设计需求的过程，以及识别和细化人机接口设计的过程。

人机界面：设计输入

3.18.18. 本章应描述人因工程如何将功能和任务需求转化为人机接口特征和功能的设计过程。

人机界面：详细设计与集成

3.18.19. 本章应描述人机界面如何为运行人员提供必要的信息，以检测系统状态的变化、进行状态诊断、调整系统（必要时）以及对手动或自动运行进行核实。

人机界面：试验和评价

3.18.20. 本章应描述在开发人机界面的过程中，如何对概念设计特点和详细设计特点进行试验和评价，以支持设计决策。

人机界面：主控室设计

3.18.21. 本章应描述（与安全分析报告第 7 章一致）人机接口设计如何在主控制室为关键安全功能的手动、系统级驱动提供显示与控制，包括为支持这些功能的参数监控提供显示和控制。

3.18.22. 本章还应描述主控室的人机界面设计如何考虑以下内容：

- (a) 根据其用途，所使用的人机接口的类型；
- (b) 将人机界面组织到工作站（例如控制台、面板）中；
- (c) 主控室工作站及配套设备的布置。

人机接口：现场辅助控制室及应急响应设施的设计

3.18.23. 本章应描述人机接口设计如何考虑人因工程原理和事故工况下人员的行为特征，特别是那些需要立即采取行动的事故工况。

3.18.24. 本章应描述（与安全分析报告第 7 章一致）辅助控制室、现场控制站和应急响应设施的人机界面的设计过程，以及如何通过使用类似的程序、标准和方法确保其与主控制室设计过程的一致性。

3.18.25. 本章还应描述补充控制室、就地控制站和应急响应设施的功能，需要对这些设施进行维护，以保证对安全功能的控制和监控，并在发生内部或外部危害时确保安全关闭核电厂。

程序的开发

3.18.26. 本章应记录（与安全分析报告第 13 章一致）在开发程序时，如何考虑人机工程原则和标准以及其他设计要求，确保程序在技术上更加准确、全面、清晰、易于使用和核实。

3.18.27. 本章应说明程序开发计划的目标和范围，并应考虑以下内容：

- (a) 电厂和系统的运行状态（包括启动、动力运行、预计运行事件和停堆）；
- (b) 试验和维护；
- (c) 对警报的响应；
- (d) 应急运行程序的通用技术导则；
- (e) 事故管理导则。

培训计划制定

3.18.28. 本章应记录制订培训计划的系统方法。与电厂员工的通用资格和培训计划（见第 3.13.6—3.13.8 段）的一致性也应记录在案。

3.18.29. 应界定培训计划的总体范围，并应包括以下内容：

- (a) 运行人员的全部岗位；
- (b) 所有电厂运行状态和事故工况；
- (c) 特定的运行活动（例如运行、维护、试验、监视）；
- (d) 电厂的全部功能和系统，包括那些与参考电厂不同的功能和系统（如非能动系统和功能）；
- (e) 所有相关的人机界面（如主控制室、辅助控制室、就地控制站、应急响应设施），包括那些与参考电厂不同的特征（如，空间导航显示、“软”控制运行）。

人因工程分析结果的核实与验证

3.18.30. 本章应记录，根据任务分析中确定的任务需求执行了人机接口设计的核实。本章还应说明这种核实的标准，包括在评审人机接口部件特征时，选择使用的人机工程标准和导则。

3.18.31. 本章应描述验证的原则，并应考虑验证活动与设计、试验设计判断、假想计划选择和标准选择相关活动之间独立性。本章还应记录用于验证试验的试验假想计划如何允许在适当的时间长度和有意义的假想计划中评定电厂人员可用的资源。

3.18.32. 本章应描述设计的最终人因工程验证的主要发现和结论。

设计实现

3.18.33. 本章的目的是记录（特别是在最终安全分析报告阶段）如何对竣工状态进行核实，检验其是否符合由人机工程设计过程产生的经核实和验证的设计。

3.18.34. 范围应包括以下内容：

- (a) 对无法作为人机接口核实和验证计划一部分完成的设计内容进行核实和验证；
- (b) 确认竣工后的人机界面、程序和培训符合设计意图；
- (c) 确认问题跟踪系统中的所有人因工程议题都得到适当解决（另见第 3.18.37 段）。

3.18.35. 最终的安全分析报告应描述如何对核实和验证计划中未处理的设计方面内容进行评价。

3.18.36. 最终安全分析报告应描述最终（竣工状态）人机界面、程序和培训，以及人因工程设计和分析过程中所发现的任何差异的纠正流程。

3.18.37. 此外，最终安全分析报告应描述确保问题跟踪系统中记录的与人因工程相关的所有议题都得到充分解决的流程。

人员行为的监控

3.18.38. 本章应说明如何将人员行为监控计划开发成一个主动和持续的过程，以评价设计的持续有效性，并适当地支持工作人员安全和有效地开展其工作任务。

3.18.39. 本章应描述人员行为监控计划的目标和范围，以提供合理保证，确保在调试和运行期间满足下列标准：

- (a) 该监控系统可供人员有效使用，包括在控制室内部和控制室之间、辅助控制室和其他应急响应设施。
- (b) 对人机界面、程序和培训的改变不会对工作人员的行为产生不利影响（例如，改变不会影响通过以前的培训获得的技能）。
- (c) 人的行动可以在既定的时间和性能标准内完成。
- (d) 在系统验证期间建立的可接受的能力水平得到维持。

第 19 章：应急准备和响应

3.19.1. 安全分析报告第 19 章应提供相关应急计划的资料，以正当的方式证明在核或辐射应急情况下，电厂可以采取一切必要行动保护工作人员（包括应急工作人员）、公众和环境。执行这些行动的决策过程将是及时、专业、协调和有效的。安全分析报告的本章应涵盖事故工况¹⁷（即设计基准事故和设计扩展工况）的场内应急计划，这些事故工况可能对场址区域造成有害影响，需要对场址以外采取保护措施。

3.19.2. 说明应包括关于应急响应的目标和实现这些目标策略的资料，以及关于协调和有效应急响应的组织和管理的信息。它应提供充分的信息，说明应急响应的相关目标将如何实现。还应说明营运组织如何满足原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[55]相关要求。

3.19.3. 本章应说明场内应急响应组织的联络和协调计划。还应说明将用于通知场外通知点程序，以及为所有场外司法管辖区进行有效应急响应提供充分信息的程序。

3.19.4. 应说明场内应急计划，包括培训和演习计划，以确保在电厂投运前做好充分的应急准备和响应。还应说明为保持充分的应急准备水平而计划的定期演习和时间间隔，并说明选择时间间隔的正当性。

¹⁷ 根据原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射紧急情况的准备和响应》[55]，营运组织还应作出场内应急安排，以便对超出设计基准事故范围的事件进行准备和响应，并酌情对超设计扩展工况的情况进行准备和响应，但这些安排超出了安全分析报告和本“安全导则”的范围。

3.19.5. 原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-2 号《用于核或辐射应急准备和响应中使用的标准》[56]，GS-G-2.1 号《核或辐射应急准备的安排》[57]，第 GSG-11 号《终止核或辐射应急的安排》[58]和参考文献[59]提供了关于应急准备和响应的进一步指导和信息。

履行应急响应所必需功能的安排

3.19.6. 本章应包括一个关于营运组织实施有效应急措施所必需的功能安排的说明（根据 GSR Part 7[55]要求 5 中规定的相关功能要求）。说明应包括为实现下列目标而作出的计划安排：

- (a) 应及时执行并安全有效地管理场内的应急响应，包括从正常运行过渡到应急情况下的运行。
- (b) 及时对突发事件进行分类，宣布应急等级，启动场内应急响应，向场外通知点通知并提供充分信息。
- (c) 决定并在场内采取必要的缓解措施。
- (d) 在准备阶段，评定和确定何时和在何种条件下，场内可能需要提供场外的应急服务援助。
- (e) 在应急情况发生之初和整个应急情况期间，评定危害和危害状况的可能发展，通告必要的应急响应行动的决定，并采取必要的应急保护行动，以保护在应急情况下在场的所有人员。
- (f) 确保适当、可靠和多样的通信手段，用于场内采取的保护行动以及与相关的场外官员进行通信。
- (g) 保护场内应急响应的救援人员，并评定应急救援人员可能必须执行的救援工作的风险状态。
- (h) 有效地与公众沟通，并与相关的场外响应组织保持一致。
- (i) 安全有效地管理应急情况下产生的放射性废物。
- (j) 终止场内应急情况，并向相关场外的应急组织提供这方面的相关信息。
- (k) 尽可能记录、保护和保存对应急和应急响应分析非常重要数据和信息。
- (l) 对应急情况和应急响应进行分析，以确定应采取的行动，避免其他应急情况的发生，并改进应急计划。

3.19.7. 应说明确保现场所有人员（包括应急人员、非必要人员和来访者）安全的计划，以及如何与场外应急组织协调这些计划。必要时应参考安全分析报告中提到此问题的其他章。

应急响应设施

3.19.8. 根据 GSR Part 7[55]要求 24，应提供关于下列事项可用性的信息：

- (a) 在技术支持中心、运行支持中心和应急中心的应急人员将向控制室的运行人员提供建议和支持，以缓解后果，并决定、启动和/或管理场内的应急响应（电厂的详细控制除外），并将关于电厂状况的数据从这些中心传输到应急运行设施；
- (b) 辅助控制室，该控制室有适当的技术手段，能够控制最基本的安全系统；
- (c) 应急运行设施，在该设施中将协调整体应急响应，并对电厂状态数据以及场内和场外监控结果进行评定。

3.19.9. 应急响应设施的说明应包括，这些设施内所有设备、通信和其他安排的详细情况，满足设施的运行所需，并确保其在事故工况下可持续运行。这些设施的可居留性以及保护工作人员的规定，包括在事故发生时保护应急救援人员都应该在此描述和说明。

营运组织在事故工况下评定潜在放射性排放的能力

3.19.10. 本章应提供一个示范，说明营运组织将如何执行以下工作：

- (a) 持续评定电厂的状态，包括实际或预测的堆芯损坏程度；
- (b) 如果发生事故，预测任何放射性排放的程度和性质；
- (c) 在适用的情况下，向营运组织提供来自场外监控系统的数据和信息，并在国家安排要求的情况下向监管机构提供数据和信息。

3.19.11. 应证明在紧急情况下，电厂重要仪器仪表或系统的响应足以确保实现所需的安全功能。参考安全分析报告中描述设备鉴定程序的章也是可以接受的。

多机组场内应急准备

3.19.12. 如果新反应堆位于具有现有应急计划的运行反应堆场址上或附近（即多机组场址），并且新反应堆的应急计划利用了运行反应堆的应急计划，本章应包括以下内容：

- (a) 说明运行中的反应堆的现有场内应急计划在多大程度上适用于新的机组，包括现有计划如何能够充分适应包括一个或多个新增反应堆的扩建。它还应考虑对现有场内应急计划进行所有必要的修改（例如，解决人员配备问题和涉及现场所有反应堆同时发生事故的可能性）。
- (b) 考虑到现场几个反应堆同时发生事故的可能性，应说明现有应急计划的所有的最新情况，如应急设施和设备，包括通告和通信系统以及场外应急服务的支持。
- (c) 如果适用，描述所有反应堆操纵员的培训和演习要求。
- (d) 对应急计划进行说明，包括与核安保措施的接口，如何与邻近场址的应急计划相结合和协调。

第 20 章：环境方面

3.20.1. 安全分析报告第 20 章应简要对环境影响评定方法进行说明，该方法用于对电厂建造、运行（运行状态以及所有事故工况）和退役的环境评定。安全分析报告中辐射环境方面的问题应包括在本章中。¹⁸

3.20.2. 假设电厂的整体环境影响由专门的环境影响评定报告涵盖。安全分析报告的本章是环境影响评定报告与安全分析报告之间的一个纽带。根据项目的阶段划分，安全分析报告应使用环境影响评定报告中的相关数据，或提供环境影响评定初始涵盖信息的适当更新。在初始安全分析报告中，安全分析报告本章的信息来源为环境影响评定报告的相关部分。在安全分析报告的后续阶段，将在安全分析报告的第 11 章、第 12 章和第 15 章，提供关于不同电厂状态辐射影响更特定的信息。在这种情况下，第 20 章可以基于安全分析报告其他章做适当参考。

¹⁸ 安全分析报告中所包括的环境保护方面的范围通常与国家法规相称。

环境影响评定的一般方面

3.20.3. 本章提供本章的导言。尤其要描述环境影响评定与项目现状之间的关系。此外，应概述与环境影响评定相关的评审、批准和磋商的状况。

在环境方面影响重要场址特征

3.20.4. 本章应简要概述对环境影响重要每一个场址特征（如安全分析报告第 2 章所述），包括土地、水域和生态，以及相关人口分布、地质和气象的数据。

3.20.5. 相关场址特定因素资料范围的要求见 SSR-1[5]。GSG-10[15]提供了进一步的建议和指导。

使环境影响最小化的电厂特点

3.20.6. 决定放射性排放特征和/或对环境的放射性影响最小化的所有电厂特点应在此概述，并酌情参考安全分析报告的其他章。

建造对环境的影响

3.20.7. 电厂的建造不会直接产生辐射源。然而，应考虑到其他潜在辐射源，如邻近的核设施或电厂建造期间使用的密封放射源，以量化拟议建造电厂的辐射影响。使用的假设和方法以及环境影响分析的结果应在本章说明。

正常运行的环境影响

3.20.8. 本章中包括的信息应证明电厂所有的放射性排放符合固体、液体和气体排放的所有运行目标，且遵守授权限值的措施是充分的。应提供电厂运行期间对环境的所有放射性影响的描述，包括以下内容：

- (a) 来自处理放射性物质的厂房和设施的直接辐射；
- (b) 来自受控区域，排放气态放射性物质装置内所含放射性核素发出的辐射；
- (c) 来自受控区域，排放液态放射性物质装置内所含放射性核素发出的辐射。

3.20.9. 此外，本章应总结为控制放射性物质向环境排放而采取的措施（与安全分析报告第 11 章和第 12 章一致）。包括对来自排放（例如来自通风烟囱和沉积排放的放射性气体和气溶胶）的外照射和来自吸入和摄入放射性核素的内部照射处理的说明。

3.20.10. SSG-2（Rev.1）[46]和 GSG-10[15]分别提供了关于评价电厂运行对环境的辐射影响方法的进一步建议和指导。

假想放射性排放事故的环境影响

3.20.11. 本章应讨论可假定的放射性排放事故对电厂的环境影响。应提供所涵盖的事故清单。本章的范围应包括在设计基准事故和选定的有堆芯熔化的设计扩展工况下，在离电厂足够远的距离上，预计有效剂量的场外后果。所需的数据和信息的类型将受到特定场址和电厂因素的影响，详细程度应根据潜在影响的严重程度加以调整。应提供在事故期间限制辐射环境影响的场外防护行动的概述。

电厂退役对环境的影响

3.20.12. 本章（参照第 21 章）应采用类似于评定正常运行对环境影响的方法（见第 3.20.8—3.20.10 段），概述电厂退役对环境的辐射影响。

3.20.13. 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号《设施退役》[60]，规定了退役要求。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-47 号《核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役》[61]和原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-5.2 号《使用放射性物质设施的退役安全评定》[62]提供了进一步的建议和指导。

环境测量和监控计划

3.20.14. 本章应（与第 11 章一致）参考场外污染水平和放射性水平的监控制度。包括对专门的环境监控计划和警报系统进行描述，以应对非计划的放射性排放，适用情况下，还应对旨在中断此类排放的自动设备加以说明。应说明所有可能造成不受控制的辐射和放射性物质排放的所有途径。应指定警告信号、自动封锁和任何其他防止计划外排放的自动措施，及其告警

级别。关于环境监控的进一步指导见原子能机构《安全标准丛书》第 RS-G-1.8 号《辐射防护的环境和源监控》[63]。

放射性排放的记录以及向管理当局和公众提供资料的情况

3.20.15. 本章应描述场内常规放射性排放记录，制作、贮存、归档和检索的方法。还应说明将采取哪些措施向监管机构、管理当局和公众提供适当数据。应证明这些记录的格式和截止日期符合相关规定和监管机构在运行授权书中规定的任何条件。

第 21 章：退役和寿期结束方面

3.21.1. 本章应将退役描述为电厂生命寿期中的一个阶段，即电厂永久停止运行（永久关闭）之后的一段时间，某些情况下也可以描述为电厂过渡时期¹⁹。事实上，早在电厂初始临界或开始运行之前，在电厂设计和建造阶段就应该从原理上论证了电厂退役的可行性和退役的能力。这些技术状态通常在初始退役计划中提供（见第 2.8 段和第 2.10 段以及附录 I）。

3.21.2. 在核电厂选址期间，本章提供的资料应描述核电厂设计将如何最大程度地限制在退役期间需要解决的污染水平。此外，还应说明在电厂寿命期内将进行适当的放射性调查，包括对地下、现场蓄水和排水系统，以及地下水的调查；还应说明如何记录放射性水平调查的结果，这些是退役期间需要处理的，以及如何保持残留放射性记录。与这些残留放射性相关的安全问题应在本章加以说明。

3.21.3. 本章应描述在电厂运行期间如何定期升级初始的退役计划，应提供更多的细节，介绍从电厂运行中获得的新信息，并反映与退役相关的管理、技术和其他方面的发展。退役计划中的详细程度在预计运行寿命结束前 5—10 年显著增加，届时将开始详细的退役计划。在适用的情况下，还应提供退役的成本估算和财务安排。相关退役的要求见 GSR Part 6[60]，进一步的建议和指导分别见 SSG-47[61]和 WS-G-5.2[62]。

¹⁹ 过渡期是指从电厂永久停运到最终退役计划获得批准之间的期间。

一般原则和法规

3.21.4. 除了退役所采用的一般原则外，本章还应提供资料，说明所需的文件和应遵循的法规，以确保职业照射和公众照射得到最优化，并确保所产生的放射性废物和其他危害废物的数量最小化并得到适当管理。

退役策略

3.21.5. 本章应提供已确定的多种退役计划和计划选择的方法。应说明退役备选计划之间的主要区别（例如，在防护和安全的最优化、环境保护、尽量减少废物的产生以及技术、经济、社会和其他相关方面因素的考虑）。还应说明各种备选计划及其对退役进程时间的影响。

在设计和运行方面尽量给退役提供方便

3.21.6. 安全分析报告的本章应简要描述一下提出的退役方法，并考虑到以下方面：

- (a) 设计解决方案，应尽量减少废物产生量以方便退役；
- (b) 设计解决方案，应包括监控或泄漏检测功能，以便及早识别不受控制的放射性排放；
- (c) 考虑在运行和退役期间产生的放射性废物的种类、体积和活动；
- (d) 明确退役计划的选择；
- (e) 预计在过渡期间需要进行的技术、组织和管理变革；
- (f) 适当的文件控制，保存适当和足够的记录；
- (g) 预期的组织变革包括适当的规定以保存在退役阶段所必需的系统知识结构。

退役计划

3.21.7. 本章应提出退役行动的探索性计划，包括时间表和下列活动（包括预期的执行时间表）：

- (a) 开展退役工程研究，确定政策和目标。
- (b) 选择符合国家放射性废物管理政策的退役策略。

- (c) 退役过程的计划、阶段和周期，包括在整个过程中监控的合理要求，以及对安全分析报告更新。在多机组电厂中，不同阶段可能会产生新的电厂技术状态，其中一些机组处于永久关闭后的技术状态，而其他机组仍处在运行技术状态，这可能会涉及由共享安全和流程系统提供的共享服务。
- (d) 识别退役期间所需的系统、工具和设备，包括现有的系统、工具和设备，以及退役行动的组织机构。
- (e) 退役安全分析报告的编写。
- (f) 制定一份计划，使反应堆达到可以全部或部分拆除的安全工况，包括多机组场址下，选定机组可能的部分安全贮存（为退役做准备）。
- (g) 制定一份计划，确保提供服务（例如供暖、供电和供水）可用，以支持退役工作。
- (h) 对退役产生的废物，包括放射性废物的种类和数量进行估算。
- (i) 对不同类型废物的废物管理策略的描述，以及对可能再利用或可回收材料的识别。
- (j) 制定一份计划，为退役过程中产生的放射性废物的装卸、处理、贮存和运输提供适当的设施。
- (k) 退役阶段关于实物保护、监控和监视的规定。
- (l) 在整个退役阶段跟踪进行退役行动的授权过程。

退役期间的安全规定

3.21.8. 本章应提供一个简短的说明，描述确保退役期间的安全所必需的措施。说明应包括在电厂的设计和运行中所采取的措施，以实现下列目标：

- (a) 尽量减少放射性结构的体积；
- (b) 减少废物的毒性；
- (c) 降低辐照成分的活度水平；
- (d) 限制污染的扩散，便于更容易的去污；
- (e) 为人员和机器的进出及废物的清除提供便利；
- (f) 确保重要数据的收集。

3.21.9. 应提供退役期间产生的放射性废物预期数量的估算。所提供的资料应表明对以下方面给予了特别关注：

- (a) 查明放射性物质的来源，包括评定其对废物总量的贡献；
- (b) 对退役过程中预计排放的放射性物质（气态和液态）的说明，证明这些物质将减至最低，并将保持在授权的限值内；
- (c) 在退役过程中，遵守纵深防御放射性危害概念的现实性。

关于退役场址的寿期终止

3.21.10. 本章应指明在进行了退役及场址解控工作后，场址应该达到最终状态。这应包括对场址和剩余设施未来可能使用的说明。

附录 I

不同许可证阶段安全分析报告的编写

I.1. 关键信息通常包括在为核电厂不同许可证阶段发布的安全分析报告的不同章中，见表 1。

表 1. 核电厂不同许可证阶段发出安全分析报告所包括的资料

安全分析报告章	许可证阶段		
	场址许可证： 初始安全分析 报告	建造许可证： 初始安全 分析报告	调试： 运行前的安全分析报告 (最终安全分析报告)
1 引言和一般考虑	初始资料	最终信息	经核实和更新的材料
2 场址特征	最终信息	经核实的信息	经核实和更新的材料
3 结构、系统和部件的安全目标 和设计规则	一般设计要求	反应堆类型 的设计特定 要求	经核实和更新的材料
4 反应堆	结构、系统和部件设计中给定部分的包络 和一般要求的说明	结构、系统和 部件描述和系 统运行要求	经核实和更新的材料
5 反应堆冷却剂系 统及相关系统	对设计或结构、系统和 部件给定部分的 包络和一般要求的 描述	结构、系统和 部件描述和系 统运行要求	经核实和更新的材料

表 1. 核电厂不同许可证阶段发出安全分析报告所包括的资料（续）

安全分析报告章	许可证阶段		
	场址许可证： 初始安全分析 报告	建造许可证： 初始安全分析 报告	调试： 运行前的安全分析报告 （最终安全分析报告）
6 工程安全特点	结构、系统和部 件设计通用要求	结构、系统和部 件描述和系统 运行要求	经核实和更新的材料
7 仪器仪表与控制	结构、系统和部 件设计通用要求	结构、系统和部 件描述和系统 运行要求	经核实和更新的材料
8 电力	结构、系统和部 件设计通用要求	结构、系统和部 件描述和系统 运行要求	经核实和更新的材料
9 辅助系统和土 木结构	结构、系统和部 件设计通用要求	结构、系统和部 件描述和系统 运行要求	经核实和更新的材料
10 蒸汽和动力转 换系统	结构、系统和部 件设计通用要求	结构、系统和部 件描述和系统 运行要求	经核实和更新的材料
11 放射性废物的 管理	结构、系统和部 件设计通用要求	源术语、结构、 系统和部件和 系统运行要求 的描述	经核实和更新的材料

表 1. 就核电厂不同许可证阶段发出的安全分析报告所包括的资料 (续)

安全分析报告章	许可证阶段		
	场址许可证： 初始安全分析 报告	建造许可证： 初始安全分析 报告	调试： 运行前的安全分析报告 (最终安全分析报告)
12 辐射防护	辐射防护的一般要求	符合要求的证明	经核实和更新的材料
13 运行操作	运行的一般要求	符合要求的证明	经核实和更新的材料
14 电厂建造和调试	调试的一般要求	符合要求的证明	符合要求的证明
15 安全分析	安全分析的范围、方法和标准的一般要求	符合要求的证明	核实并更新符合要求的证明
16 安全运行的运行限值和条件	运行限值和条件的一般要求	运行限值和条件的描述和规范	经核实和更新的运行限值和条件的描述和规范
17 安全管理	管理系统的一般要求	管理系统说明	管理系统的更新说明
18 人机工程	人机工程通用要求	人机工程的范围、方法和结果的说明	人机工程的更新描述

表 1. 就核电厂不同许可证阶段发出的安全分析报告所包括的资料 (续)

安全分析报告章	许可证阶段		
	场址许可证： 初始安全分析 报告	建造许可证： 初始安全分析 报告	调试： 运行前安全分析报告 最终安全分析报告
19 应急准备和响应	应急准备的一般要求	应急设施和应急计划说明	应急设施和应急计划的最新说明
20 环境方面	初始或预期资料, 与环境影响 评定报告相符	更新资料, 指 特区其他地方	更新资料, 指特区其他 地方
21 退役和寿命结 束方面	退役和寿命结 束方面的一般 要求	退役和寿命结 束方面的初始 资料	退役和寿命结束方面的 最新资料

注: SAR: 安全分析报告; SSCs: 结构、系统和部件。

附录 II

结构、系统和部件和电厂设备设计描述的标准格式

II.1. 下面给出了每一章在表达结构、系统和部件（特别是系统）和电厂设备时建议通用的格式。当一个主题与一个结构、系统和部件无关时，建议保留该小节，并插入一个注释表明“无需描述”。

各结构、系统和部件和设备物项的功能

II.2. 结构、系统和部件或设备的安全和非安全功能应在此描述。

设计基准

II.3. 本章应包括适用于结构、系统和部件的安全设计标准、规则和法规，如：

- (a) 当结构、系统和部件正在运行或将被调用时，电厂运行工况和假想始发事件的列表。
- (b) 实际消除的条件，如果相关的话。
- (c) 与运行工况相关的安全要求，包括应力和环境条件（如温度、湿度、压力、振动、辐照）。
- (d) 安全分级。
- (e) 对外部危害的保护。
- (f) 对内部危害的保护。
- (g) 地震分类。
- (h) 单一故障标准和防止共因故障。
- (i) 隔离注意事项。
- (j) 设备鉴定。
- (k) 设计标准和要求。
- (l) 制造、建造和运行规范以及其他更特定的设计方面，如：
 - (i) 超压保护；
 - (ii) 热冲击；

(iii) 泄漏检测或收集。

结构、系统和部件的说明

II.4. 在本章中，应该描述结构、系统和部件。说明应包括单一部件的清单和编号，根据情况附上每个部件的基本图纸和总体布置图。应提供主要设计参数，如部件数量、尺寸、运行能力、位置、运行参数和电力供应。对于结构、机械和电力系统或部件以及仪器仪表和控制系统，所描述的参数可以因主题的性质和重要性不同而不同。

II.5. 应提供主要部件制造过程中的相关文件和记录的摘要，说明可用的支持信息。还应包括基于设备和系统的相关软件信息。

材料

II.6. 在本章中，应提供相关部件中所使用材料的信息，这些材料在辐照下的行为，以及这些材料与流体的相互作用。这些相互作用可能会损害工程安全特点系统的运行。安全分析报告本章中所包含的这些信息，目的是证明材料与特定流体的之间相容性。应说明它们的特定性质、质量和化学要求。

与其他设备或系统的接口

II.7. 应描述支持系统（例如供电、润滑、通风和冷却水的系统）、被支持的系统和其他相互的连接系统，以及它们相应的设计要求。管道的流程图、仪器仪表和控制的框图、单线图以及机组和机械设备布置图（包括阀门、管道、容器、仪器仪表和控制以及执行器）都应附上。还应附上密封结构和系统的布置图。应该展示与其他系统的边界。

II.8. 应说明结构、系统和部件或设备在电厂建造过程中，结构或设备安装及其准备工作的难易程度，以证明其安装后能按设计要求工作。任何结构、系统和部件或设备与周围其他结构、系统和部件或设备的干涉和冲突，都应在安全分析报告描述，并证明每个结构、系统和部件和设备项目能够得到充分维护。

结构、系统和部件运行

II.9. 本章应概述结构、系统和部件运行工况。

仪器仪表与控制

II.10. 本章应描述与结构、系统和部件运行相关的控制、警报、指示和联锁的方法。

监控、视察、试验和维护

II.11. 本章应介绍监控、视察、试验和维护（包括老化管理），以帮助证实以下内容：

- (a) 设备或系统的状态符合设计意图；
- (b) 设备或系统有充分的保证是可用的，可以根据需要依赖于运行；
- (c) 自上次试验以来，设备或系统的可用性、性能或完整性没有明显退化。

辐射防护方面

II.12. 本章应说明在运行状态、事故工况以及后事故工况下，为确保设备或系统运行、维护所产生的职业照射合理可达尽量低而采取的措施。

性能和安全评定

II.13. 本章应介绍为解决每一个安全设计方面或第 II.3 段中所列的要求而采取的措施。这可能包括一个分析方法和结果的描述，以展示设备所需能力。

II.14. 本章还应说明对所适用的法规、规范和标准遵守情况的评定。

参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《促进安全的政府、法律和监管框架》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [2] 国际原子能机构《设施和活动安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [3] 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）。
- [4] 国际原子能机构《核电厂安全：调试和运行》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [5] 国际原子能机构《核装置场址评价》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [6] 美国核管制委员会《核电厂安全分析报告的标准格式和内容（轻水堆版）》，监管导则 1.70，第三版，标准编写办公室，华盛顿特区（1978 年）。
- [7] 美国核管制委员会《核电厂的申请》，监管导则 1.206，第一版，标准编写办公室，华盛顿特区（2018 年）。
- [8] 俄罗斯联邦核与辐射安全局《对 VVER 反应堆核电厂安全分析报告内容的要求：国际原子能使用领域的联邦标准和规则》（NP-006-98），联邦核与辐射安全局，莫斯科（2003 年）。
- [9] 西欧核监管机构协会《现有反应堆安全参考水平》，西欧核监管机构协会（2014 年）。
- [10] 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）。
- [11] 国际原子能机构《核电厂定期安全评审》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-25 号，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。

- [12] 国际原子能机构《核电厂改造》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-71 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [13] 国际原子能机构《核电厂事故管理计划》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-54 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [14] 国际原子能机构《核电厂场址评价中的外部人为事件》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.1 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [15] 国际原子能机构、联合国环境计划署，《设施和活动的预期放射性环境影响评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-10 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [16] 国际原子能机构《核电厂场址评价和地基的岩土工程问题》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.6 号，国际原子能机构，维也纳（2004 年）。
- [17] 国际原子能机构《核设施场址评价中的地震危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [18] 国际原子能机构、世界气象组织，《核装置场址评价中气象和水文危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-18 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [19] 国际原子能机构《核装置场址评价中火山危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-21 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。
- [20] 国际原子能机构《核装置场址勘查和选址》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-35 号，国际原子能机构，维也纳（2015 年）。
- [21] 欧洲原子能联营、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、国际海事组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境计划署、世界卫生组织，《基本安全原则》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [22] 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 SSG-63 号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。

- [23] 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）。
- [24] 国际原子能机构《核装置抗震设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-67 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [25] 国际原子能机构《核设施非地震的外部事件设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-68 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [26] 国际原子能机构《核电厂设计中内部危害防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-64 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [27] 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）。
- [28] 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）。
- [29] 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）。
- [30] 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）。
- [31] 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）。
- [32] 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）。
- [33] 国际原子能机构《核电厂辅助系统和支持系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-62 号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。
- [34] 国际原子能机构《放射性废物处置前管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。

- [35] 国际原子能机构《放射性废物处置前管理的安全论证文件和安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-3 号，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。
- [36] 国际原子能机构《核电厂和研究堆放射性废物处置前管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-40 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [37] 国际原子能机构《放射性物质安全运输条例》（2018 年版），国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [38] 欧洲委员会、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境计划署、世界卫生组织，《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [39] 国际原子能机构、国际劳工组织，《职业辐射防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [40] 国际原子能机构《核电厂营运组织》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-72 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [41] 国际原子能机构《核电厂员工的招聘、资格和培训》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-75 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [42] 国际原子能机构《核电厂堆芯管理和燃料装卸》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-73 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [43] 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）。
- [44] 国际原子能机构《核装置运行经验反馈》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。

- [45] 国际原子能机构《核材料和核设施的实物保护》（INFCIRC/225/Rev.5 实施），国际原子能机构《核安保丛书》第 27-G 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [46] 国际原子能机构《核电厂确定性安全分析》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [47] 国际原子能机构《制定和实施核电厂一级概率安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [48] 国际原子能机构《制定和实施核电厂二级概率安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-4 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [49] 国际原子能机构《核电厂纵深防御评定》，《安全报告丛书》第 46 号，国际原子能机构，维也纳（2005 年）。
- [50] 国际原子能机构《核电厂运行限值和条件及运行程序》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-70 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [51] 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）。
- [52] 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）。
- [53] 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）。（修订版编写中）
- [54] 国际原子能机构《核电厂设计中的人因工程》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-51 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [55] 联合国粮食及农业组织、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机构、泛美卫生组织、全面禁止核试验条约组织筹备委员会、联合国环境计划署、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）。

- [56] 联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、泛美卫生组织、世界卫生组织，《核或辐射应急准备和响应中使用的标准》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-2 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [57] 联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、泛美卫生组织、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织，《核或辐射应急准备的安排》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-2.1 号，国际原子能机构，维也纳（2007 年）。
- [58] 联合国粮食及农业组织、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机构、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织、世界气象组织，《终止核或辐射应急的安排》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-11 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [59] 国际原子能机构《因轻水堆严重工况而在紧急情况下保护公众的行动》，EPR-NPP 公共保护行动，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。
- [60] 国际原子能机构《设施退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [61] 国际原子能机构《核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-47 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [62] 国际原子能机构《使用放射性物质设施退役的安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-5.2 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。
- [63] 国际原子能机构《辐射防护的环境和源监控》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 RS-G-1.8 号，国际原子能机构，维也纳（2005 年）。

附 件

安全分析报告的典型目录

第1章： 导言和一般考虑

- 1.1. 介绍
- 1.2. 项目实施
- 1.3. 确定相关设计、建造和运行的相关各方
- 1.4. 电厂总图等方面的信息
- 1.5. 一般电厂描述
- 1.6. 与其它电厂设计的比较
 - 1.6.1. 相关新安全特点的附加信息
- 1.7. 图纸和其他更详细的信息
- 1.8. 电厂正常运行方式
- 1.9. 安全管理原则
- 1.10. 安全分析报告的其他支持或补充文件
- 1.11. 符合适用的法规、规范和标准

第2章： 场址特征

- 2.1. 地理和人口统计
- 2.2. 场址特定危害评价
- 2.3. 工业、交通和其他设施的邻近性
- 2.4. 电厂场址可能影响电厂安全的活动
- 2.5. 水文学
- 2.6. 气象学
- 2.7. 地质学、地震学和岩土工程
- 2.8. 该地区核电厂的场址特征及潜在影响
- 2.9. 外部辐射源引起的放射状况
- 2.10. 应急准备和响应及事故管理中与场址相关的问题
- 2.11. 场址相关参数监控

第3章：结构、系统和部件的安全目标和设计规则

3.1. 一般安全设计基准

3.1.1. 安全目标

3.1.2. 安全功能

3.1.3. 辐射防护和放射性验收标准

3.1.4. 通用设计基准和设计中考虑的电厂状态

3.1.5. 事故的预防和缓解

3.1.6. 纵深防御

3.1.7. 通用设计要求和技術验收标准的应用

3.1.8. 实际消除可能导致早期放射性排放或大规模放射性排放的事件通道出现的可能性

3.1.9. 安全裕度与陡边效应的避免

3.1.10. 反应堆堆芯和燃料贮存的设计方法

3.1.11. 考虑多机组之间的相互作用

3.1.12. 老化管理的设计规定

3.2. 结构、系统和部件分类

3.3. 外部危害的防护

3.3.1. 抗震设计

3.3.2. 极端天气条件

3.3.3. 极端水文条件

3.3.4. 飞机坠毁

3.3.5. 飞射物

3.3.5.1. 极端风力产生的飞射物

3.3.6. 外部火灾、爆炸和有毒气体

3.3.7. 其他外部危害

3.4. 内部危害防护

3.4.1. 内部火灾、爆炸和有毒气体

3.4.2. 内部水淹

3.4.3. 内部飞射物

- 3.4.4. 高能管道断裂
- 3.4.5. 其他内部危害
- 3.5. 安全级厂房和土木工程结构的一般设计问题
 - 3.5.1. 通用设计原则—构筑物 and 土木工程
 - 3.5.2. 基准
 - 3.5.2.1. 适用的规范、标准和其他技术说明书
 - 3.5.2.2. 负载和负载组合
 - 3.5.2.3. 设计和分析程序
 - 3.5.2.4. 结构验收标准
 - 3.5.2.5. 材料、质量控制及特殊建造技术
 - 3.5.2.6. 试验和在役检查要求
 - 3.5.3. 厂房
 - 3.5.3.1. 适用的规范、标准和其他技术说明书
 - 3.5.3.2. 负载和负载组合
 - 3.5.3.3. 设计和分析程序
 - 3.5.3.4. 结构验收标准
 - 3.5.3.5. 材料、质量控制及特殊建造技术
 - 3.5.3.6. 试验和在役检查要求
- 3.6. 机械系统和部件的一般设计问题
 - 3.6.1. 机械部件专题
 - 3.6.1.1. 运行瞬态、产生的负载和负载组合
 - 3.6.1.2. 分析中使用的计算机程序
 - 3.6.1.3. 实验应力分析
 - 3.6.1.4. 故障状态评价的几点思考
 - 3.6.2. 系统、部件和设备的动态试验和分析
 - 3.6.3. 第1、2和3类部件、部件支架和堆芯支撑结构的规范
 - 3.6.4. 控制棒驱动系统
 - 3.6.5. 反应堆压力容器内部结构
 - 3.6.6. 泵、阀和动力约束装置的功能设计、鉴定和在役试验计划

- 3.6.7. 管道设计
- 3.6.8. 螺纹紧固件（第1、2和3类规范）
- 3.7. 仪器仪表和控制系统及部件的一般设计问题
 - 3.7.1. 性能
 - 3.7.2. 可靠性设计
 - 3.7.3. 独立性
 - 3.7.4. 设备检定
 - 3.7.5. 核实和验证
 - 3.7.6. 故障模式
 - 3.7.7. 对设备准入的控制
 - 3.7.8. 质量
 - 3.7.9. 试验和可试验性
 - 3.7.10. 可维护性
 - 3.7.11. 安全重要物项的标识
- 3.8. 电力系统和部件的一般设计问题
 - 3.8.1. 冗余
 - 3.8.2. 独立性
 - 3.8.3. 多样性
 - 3.8.4. 控制和监控
 - 3.8.5. 识别
 - 3.8.6. 不同电厂状态下系统的容量和能力
 - 3.8.7. 外部电网及相关问题
- 3.9. 设备鉴定
 - 3.9.1. 地震
 - 3.9.2. 环境
 - 3.9.3. 电磁兼容
- 3.10. 在役监控、试验、维护和视察
 - 3.10.1. 安全设计基准和要求
 - 3.10.2. 在役监控

- 3.10.3. 在役试验
- 3.10.4. 在役维护
- 3.10.5. 在役检查
- 3.11. 对国家和国际标准的遵守

第4章：反应堆

- 4.1. 摘要描述
- 4.2. 燃料设计
 - 4.2.1. 系统和设备功能
 - 4.2.2. 安全设计基准
 - 4.2.3. 描述
 - 4.2.4. 材料
 - 4.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 4.2.6. 系统和设备运行
 - 4.2.7. 监控、视察、试验和维护
 - 4.2.8. 放射性方面
 - 4.2.9. 性能与安全评定
- 4.3. 核设计
 - 4.3.1. 设计基准
 - 4.3.2. 描述
 - 4.3.3. 分析方法
 - 4.3.4. 对参考反应堆设计的改变
- 4.4. 热工水力设计
 - 4.4.1. 设计基准
 - 4.4.2. 反应堆堆芯热工水力设计说明
 - 4.4.3. 反应堆冷却剂系统热工水力设计说明
 - 4.4.4. 热工水力设计技术的有效性的验证和评价
 - 4.4.5. 试验和核实
 - 4.4.6. 仪器仪表要求

- 4.5. 反应堆控制、停堆和监控系统的设计
 - 4.5.1. 反应堆控制系统
 - 4.5.1.1. 系统和设备功能
 - 4.5.1.2. 安全设计基准
 - 4.5.1.3. 描述
 - 4.5.1.4. 材料
 - 4.5.1.5. 与其他设备或系统的接口
 - 4.5.1.6. 系统和设备运行
 - 4.5.1.7. 仪器仪表与控制
 - 4.5.1.8. 监控、视察、试验和维护
 - 4.5.1.9. 放射性方面
 - 4.5.1.10. 性能与安全评定
 - 4.5.2. 反应堆停堆系统
 - 4.5.2.1. 系统和设备功能
 - 4.5.2.2. 安全设计基准
 - 4.5.2.3. 描述
 - 4.5.2.4. 材料
 - 4.5.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 4.5.2.6. 系统和设备运行
 - 4.5.2.7. 仪器仪表与控制
 - 4.5.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 4.5.2.9. 放射性方面
 - 4.5.2.10. 性能与安全评定
 - 4.5.3. 堆芯监控系统
 - 4.5.3.1. 系统和设备功能
 - 4.5.3.2. 安全设计基准
 - 4.5.3.3. 描述
 - 4.5.3.4. 材料
 - 4.5.3.5. 与其他设备或系统的接口

- 4.5.3.6. 系统和设备运行
- 4.5.3.7. 仪器仪表与控制
- 4.5.3.8. 监控、视察、试验和维护
- 4.5.3.9. 放射性方面
- 4.5.3.10. 性能与安全评定
- 4.6. 反应性控制系统综合性能评价
- 4.7. 堆芯部件
 - 4.7.1. 系统和设备功能
 - 4.7.2. 安全设计基准
 - 4.7.3. 描述
 - 4.7.4. 材料
 - 4.7.5. 与其他设备或系统的接口
 - 4.7.6. 系统和设备运行
 - 4.7.7. 仪器仪表与控制
 - 4.7.8. 监控、视察、试验和维护
 - 4.7.9. 放射性方面
 - 4.7.10. 性能与安全评定

第5章：反应堆冷却剂系统和相关系统

- 5.1. 摘要描述
- 5.2. 材料
- 5.3. 反应堆冷却剂系统与反应堆冷却剂压力边界
- 5.4. 反应堆容器
- 5.5. 反应堆冷却剂泵或再循环泵
 - 5.5.1. 系统和设备功能
 - 5.5.2. 安全设计基准
 - 5.5.3. 描述
 - 5.5.4. 材料
 - 5.5.5. 与其他设备或系统的接口

- 5.5.6. 系统和设备运行
- 5.5.7. 仪器仪表与控制
- 5.5.8. 监控、视察、试验和维护
- 5.5.9. 放射性方面
- 5.5.10. 性能与安全评定
- 5.6. 压水反应堆中的主热交换器（蒸汽发生器）
 - 5.6.1. 系统和设备功能
 - 5.6.2. 安全设计基准
 - 5.6.3. 描述
 - 5.6.4. 材料
 - 5.6.5. 与其他设备或系统的接口
 - 5.6.6. 系统和设备运行
 - 5.6.7. 仪器仪表与控制
 - 5.6.8. 监控、视察、试验和维护
 - 5.6.9. 放射性方面
 - 5.6.10. 性能与安全评定
- 5.7. 反应堆冷却剂管道
 - 5.7.1. 系统和设备功能
 - 5.7.2. 安全设计基准
 - 5.7.3. 描述
 - 5.7.4. 材料
 - 5.7.5. 与其他设备或系统的接口
 - 5.7.6. 系统和设备运行
 - 5.7.7. 仪器仪表与控制
 - 5.7.8. 监控、视察、试验和维护
 - 5.7.9. 放射性方面
 - 5.7.10. 性能与安全评定
- 5.8. 反应堆压力控制系统
 - 5.8.1. 系统和设备功能

- 5.8.2. 安全设计基准
- 5.8.3. 描述
- 5.8.4. 材料
- 5.8.5. 与其他设备或系统的接口
- 5.8.6. 系统和设备运行
- 5.8.7. 仪器仪表与控制
- 5.8.8. 监控、视察、试验和维护
- 5.8.9. 放射性方面
- 5.8.10. 性能与安全评定
- 5.9. 反应堆堆芯隔离冷却系统（仅限沸水堆）
 - 5.9.1. 系统和设备功能
 - 5.9.2. 安全设计基准
 - 5.9.3. 描述
 - 5.9.4. 材料
 - 5.9.5. 与其他设备或系统的接口
 - 5.9.6. 系统和设备运行
 - 5.9.7. 仪器仪表与控制
 - 5.9.8. 监控、视察、试验和维护
 - 5.9.9. 放射性方面
 - 5.9.10. 性能与安全评定
- 5.10. 反应堆冷却剂系统部件支撑和约束
 - 5.10.1. 系统和设备功能
 - 5.10.2. 安全设计基准
 - 5.10.3. 描述
 - 5.10.4. 材料
 - 5.10.5. 与其他设备或系统的接口
 - 5.10.6. 系统和设备运行
 - 5.10.7. 仪器仪表与控制
 - 5.10.8. 监控、视察、试验和维护

- 5.10.9. 放射性方面
- 5.10.10. 性能与安全评定
- 5.11. 反应堆冷却剂系统和连接的系统阀门
 - 5.11.1. 系统和设备功能
 - 5.11.2. 安全设计基准
 - 5.11.3. 描述
 - 5.11.4. 材料
 - 5.11.5. 与其他设备或系统的接口
 - 5.11.6. 系统和设备运行
 - 5.11.7. 仪器仪表与控制
 - 5.11.8. 监控、视察、试验和维护
 - 5.11.9. 放射性方面
 - 5.11.10. 性能与安全评定
- 5.12. 在役检查和维护的可达性和设备要求
 - 5.12.1. 可达性
 - 5.12.2. 检验类别和方法
 - 5.12.3. 视察间隔
 - 5.12.4. 评价检验结果的规定
 - 5.12.5. 系统压力试验
 - 5.12.6. 计划和里程碑的执行情况
- 5.13. 反应堆辅助系统
 - 5.13.1. 反应堆冷却剂的化学和容积控制系统
 - 5.13.1.1. 系统和设备功能
 - 5.13.1.2. 安全设计基准
 - 5.13.1.3. 描述
 - 5.13.1.4. 材料
 - 5.13.1.5. 与其他设备或系统的接口
 - 5.13.1.6. 系统和设备运行
 - 5.13.1.7. 仪器仪表与控制

- 5.13.1.8. 监控、视察、试验和维护
- 5.13.1.9. 放射性方面
- 5.13.1.10. 性能与安全评定
- 5.13.2. 反应堆冷却剂净化系统
 - 5.13.2.1. 系统和设备功能
 - 5.13.2.2. 安全设计基准
 - 5.13.2.3. 描述
 - 5.13.2.4. 材料
 - 5.13.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 5.13.2.6. 系统和设备运行
 - 5.13.2.7. 仪器仪表与控制
 - 5.13.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 5.13.2.9. 放射性方面
 - 5.13.2.10. 性能与安全评定
- 5.13.3. 余热排出系统
 - 5.13.3.1. 系统和设备功能
 - 5.13.3.2. 安全设计基准
 - 5.13.3.3. 描述
 - 5.13.3.4. 材料
 - 5.13.3.5. 与其他设备或系统的接口
 - 5.13.3.6. 系统和设备运行
 - 5.13.3.7. 仪器仪表与控制
 - 5.13.3.8. 监控、视察、试验和维护
 - 5.13.3.9. 放射性方面
 - 5.13.3.10. 性能与安全评定
- 5.13.4. 反应堆冷却剂系统的最高排气口
 - 5.13.4.1. 系统和设备功能
 - 5.13.4.2. 安全设计基准
 - 5.13.4.3. 描述

- 5.13.4.4. 材料
- 5.13.4.5. 与其他设备或系统的接口
- 5.13.4.6. 系统和设备运行
- 5.13.4.7. 仪器仪表与控制
- 5.13.4.8. 监控、视察、试验和维护
- 5.13.4.9. 放射性方面
- 5.13.4.10. 性能与安全评定
- 5.13.5. 重水收集系统（仅限于加压重水堆）
 - 5.13.5.1. 系统和设备功能
 - 5.13.5.2. 安全设计基准
 - 5.13.5.3. 描述
 - 5.13.5.4. 材料
 - 5.13.5.5. 与其他设备或系统的接口
 - 5.13.5.6. 系统和设备运行
 - 5.13.5.7. 仪器仪表与控制
 - 5.13.5.8. 监控、视察、试验和维护
 - 5.13.5.9. 放射性方面
 - 5.13.5.10. 性能与安全评定

第6章：工程安全系统

- 6.0. 工程安全系统材料
 - 6.0.1. 金属材料
 - 6.0.2. 有机材料
- 6.1. 应急堆芯冷却系统和余热排出系统
 - 6.1.1. 应急堆芯冷却系统（高压和低压安全注入系统，以及用于应急堆芯冷却的非能动系统）
 - 6.1.1.1. 系统和设备功能
 - 6.1.1.2. 安全设计基准
 - 6.1.1.3. 描述
 - 6.1.1.4. 材料

- 6.1.1.5. 与其他设备或系统的接口
- 6.1.1.6. 系统和设备运行
- 6.1.1.7. 仪器仪表与控制
- 6.1.1.8. 监控、视察、试验和维护
- 6.1.1.9. 放射性方面
- 6.1.1.10. 性能与安全评定
- 6.1.2. 余热排出系统
 - 6.1.2.1. 余热排出系统
 - 6.1.2.1.1. 系统和设备功能
 - 6.1.2.1.2. 安全设计基准
 - 6.1.2.1.3. 描述
 - 6.1.2.1.4. 材料
 - 6.1.2.1.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.1.2.1.6. 系统和设备运行
 - 6.1.2.1.7. 仪器仪表与控制
 - 6.1.2.1.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.1.2.1.9. 放射性方面
 - 6.1.2.1.10. 性能与安全评定
 - 6.1.2.2. 应急给水系统
 - 6.1.2.2.1. 系统和设备功能
 - 6.1.2.2.2. 安全设计基准
 - 6.1.2.2.3. 描述
 - 6.1.2.2.4. 材料
 - 6.1.2.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.1.2.2.6. 系统和设备运行
 - 6.1.2.2.7. 仪器仪表与控制
 - 6.1.2.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.1.2.2.9. 放射性方面
 - 6.1.2.2.10. 性能与安全评定

6.1.2.3. 蒸汽排汽系统

6.1.2.3.1. 系统和设备功能

6.1.2.3.2. 安全设计基准

6.1.2.3.3. 描述

6.1.2.3.4. 材料

6.1.2.3.5. 与其他设备或系统的接口

6.1.2.3.6. 系统和设备运行

6.1.2.3.7. 仪器仪表与控制

6.1.2.3.8. 监控、视察、试验和维护

6.1.2.3.9. 放射性方面

6.1.2.3.10. 性能与安全评定

6.2. 应急反应性控制系统

6.2.1. 系统和设备功能

6.2.2. 安全设计基准

6.2.3. 描述

6.2.4. 材料

6.2.5. 与其他设备或系统的接口

6.2.6. 系统和设备运行

6.2.7. 仪器仪表与控制

6.2.8. 监控、视察、试验和维护

6.2.9. 放射性方面

6.2.10. 性能与安全评定

6.3. 熔融堆芯稳定的安全特点

6.3.1. 系统和设备功能

6.3.2. 安全设计基准

6.3.3. 描述

6.3.4. 材料

6.3.5. 与其他设备或系统的接口

6.3.6. 系统和设备运行

- 6.3.7. 仪器仪表与控制
- 6.3.8. 监控、视察、试验和维护
- 6.3.9. 放射性方面
- 6.3.10. 性能与安全评定
- 6.4. 安全壳及相关系统
 - 6.4.1. 安全壳功能要求
 - 6.4.1.1. 能量管理
 - 6.4.1.2. 放射性物质管理
 - 6.4.1.3. 可燃气体管理
 - 6.4.1.4. 严重事故管理
 - 6.4.2. 主安全壳系统
 - 6.4.2.1. 系统和设备功能
 - 6.4.2.2. 安全设计基准
 - 6.4.2.3. 描述
 - 6.4.2.4. 材料
 - 6.4.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.4.2.6. 系统和设备运行
 - 6.4.2.7. 仪器仪表与控制
 - 6.4.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.4.2.9. 放射性方面
 - 6.4.2.10. 性能与安全评定
 - 6.4.3. 二次安全壳系统
 - 6.4.3.1. 系统和设备功能
 - 6.4.3.2. 安全设计基准
 - 6.4.3.3. 描述
 - 6.4.3.4. 材料
 - 6.4.3.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.4.3.6. 系统和设备运行
 - 6.4.3.7. 仪器仪表与控制

- 6.4.3.8. 监控、视察、试验和维护
- 6.4.3.9. 放射性方面
- 6.4.3.10. 性能与安全评定
- 6.4.4. 安全壳能动排热系统和非能动排热系统
 - 6.4.4.1. 系统和设备功能
 - 6.4.4.2. 安全设计基准
 - 6.4.4.3. 描述
 - 6.4.4.4. 材料
 - 6.4.4.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.4.4.6. 系统和设备运行
 - 6.4.4.7. 仪器仪表与控制
 - 6.4.4.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.4.4.9. 放射性方面
 - 6.4.4.10. 性能与安全评定
- 6.4.5. 安全壳内氢气和其他可燃气体控制系统
 - 6.4.5.1. 系统和设备功能
 - 6.4.5.2. 安全设计基准
 - 6.4.5.3. 描述
 - 6.4.5.4. 材料
 - 6.4.5.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.4.5.6. 系统和设备运行
 - 6.4.5.7. 仪器仪表与控制
 - 6.4.5.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.4.5.9. 放射性方面
 - 6.4.5.10. 性能与安全评定
- 6.4.6. 安全壳的机械特点
 - 6.4.6.1. 安全壳隔离系统
 - 6.4.6.1.1. 系统和设备功能
 - 6.4.6.1.2. 安全设计基准

- 6.4.6.1.3. 描述
- 6.4.6.1.4. 材料
- 6.4.6.1.5. 与其他设备或系统的接口
- 6.4.6.1.6. 系统和设备运行
- 6.4.6.1.7. 仪器仪表与控制
- 6.4.6.1.8. 监控、视察、试验和维护
- 6.4.6.1.9. 放射性方面
- 6.4.6.1.10. 性能与安全评定
- 6.4.6.2. 超压和欠压防护系统
 - 6.4.6.2.1. 系统和设备功能
 - 6.4.6.2.2. 安全设计基准
 - 6.4.6.2.3. 描述
 - 6.4.6.2.4. 材料
 - 6.4.6.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.4.6.2.6. 系统和设备运行
 - 6.4.6.2.7. 仪器仪表与控制
 - 6.4.6.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.4.6.2.9. 放射性方面
 - 6.4.6.2.10. 性能与安全评定
- 6.4.6.3. 贯穿件
 - 6.4.6.3.1. 系统和设备功能
 - 6.4.6.3.2. 安全设计基准
 - 6.4.6.3.3. 描述
 - 6.4.6.3.4. 材料
 - 6.4.6.3.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.4.6.3.6. 系统和设备运行
 - 6.4.6.3.7. 仪器仪表与控制
 - 6.4.6.3.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.4.6.3.9. 放射性方面

- 6.4.6.3.10. 性能与安全评定
- 6.4.6.4. 气闸、门和舱口
 - 6.4.6.4.1. 系统和设备功能
 - 6.4.6.4.2. 安全设计基准
 - 6.4.6.4.3. 描述
 - 6.4.6.4.4. 材料
 - 6.4.6.4.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.4.6.4.6. 系统和设备运行
 - 6.4.6.4.7. 仪器仪表与控制
 - 6.4.6.4.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.4.6.4.9. 放射性方面
 - 6.4.6.4.10. 性能与安全评定
- 6.4.7. 环廊通风系统
 - 6.4.7.1. 系统和设备功能
 - 6.4.7.2. 安全设计基准
 - 6.4.7.3. 描述
 - 6.4.7.4. 材料
 - 6.4.7.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.4.7.6. 系统和设备运行
 - 6.4.7.7. 仪器仪表与控制
 - 6.4.7.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.4.7.9. 放射性方面
 - 6.4.7.10. 性能与安全评定
- 6.4.8. 通风系统
 - 6.4.8.1. 系统和设备功能
 - 6.4.8.2. 安全设计基准
 - 6.4.8.3. 描述
 - 6.4.8.4. 材料
 - 6.4.8.5. 与其他设备或系统的接口

- 6.4.8.6. 系统和设备运行
- 6.4.8.7. 仪器仪表与控制
- 6.4.8.8. 监控、视察、试验和维护
- 6.4.8.9. 放射性方面
- 6.4.8.10. 性能与安全评定
- 6.4.9. 过滤排气系统
 - 6.4.9.1. 系统和设备功能
 - 6.4.9.2. 安全设计基准
 - 6.4.9.3. 描述
 - 6.4.9.4. 材料
 - 6.4.9.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.4.9.6. 系统和设备运行
 - 6.4.9.7. 仪器仪表与控制
 - 6.4.9.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.4.9.9. 放射性方面
 - 6.4.9.10. 性能与安全评定
- 6.4.10. 安全壳泄漏试验
 - 6.4.10.1. 系统和设备功能
 - 6.4.10.2. 安全设计基准
 - 6.4.10.3. 描述
 - 6.4.10.4. 材料
 - 6.4.10.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.4.10.6. 系统和设备运行
 - 6.4.10.7. 仪器仪表与控制
 - 6.4.10.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.4.10.9. 放射性方面
 - 6.4.10.10. 性能与安全评定
- 6.5. 可居住系统
 - 6.5.1. 系统和设备功能

- 6.5.2. 安全设计基准
- 6.5.3. 描述
- 6.5.4. 材料
- 6.5.5. 与其他设备或系统的接口
- 6.5.6. 系统和设备运行
- 6.5.7. 仪器仪表与控制
- 6.5.8. 监控、视察、试验和维护
- 6.5.9. 放射性方面
- 6.5.10. 性能与安全评定
- 6.6. 裂变产物的去除和控制系统
 - 6.6.1. 系统和设备功能
 - 6.6.2. 安全设计基准
 - 6.6.3. 描述
 - 6.6.4. 材料
 - 6.6.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.6.6. 系统和设备运行
 - 6.6.7. 仪器仪表与控制
 - 6.6.8. 监控、视察、试验和维护
 - 6.6.9. 放射性方面
 - 6.6.10. 性能与安全评定
- 6.7. 其他工程安全系统
 - 6.7.1. 系统和设备功能
 - 6.7.2. 安全设计基准
 - 6.7.3. 描述
 - 6.7.4. 材料
 - 6.7.5. 与其他设备或系统的接口
 - 6.7.6. 系统和设备运行
 - 6.7.7. 仪器仪表与控制
 - 6.7.8. 监控、视察、试验和维护

- 6.7.9. 放射性方面
- 6.7.10. 性能与安全评定

第7章：仪器仪表和控制

- 7.1. 仪器仪表与控制系统的的设计基准、总体结构与功能配置
 - 7.1.1. 仪器仪表和控制系统的总体结构、功能和各个系统的功能分配
 - 7.1.2. 仪器仪表与控制系统设计基准
 - 7.1.3. 等级分类
 - 7.1.4. 正常运行和事故工况的规定
 - 7.1.5. 纵深防御与多样性策略
 - 7.1.6. 安全标准的识别
- 7.2. 安全重要控制系统
 - 7.2.1. 系统和设备功能
 - 7.2.2. 安全设计基准
 - 7.2.3. 描述
 - 7.2.4. 材料
 - 7.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 7.2.6. 系统和设备运行
 - 7.2.7. 仪器仪表与控制
 - 7.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 7.2.9. 放射性方面
 - 7.2.10. 性能与安全评定
- 7.3. 反应堆保护系统
 - 7.3.1. 系统和设备功能
 - 7.3.2. 安全设计基准
 - 7.3.3. 描述
 - 7.3.4. 材料
 - 7.3.5. 与其他设备或系统的接口
 - 7.3.6. 系统和设备运行

- 7.3.7. 仪器仪表与控制
- 7.3.8. 监控、视察、试验和维护
- 7.3.9. 放射性方面
- 7.3.10. 性能与安全评定
- 7.4. 工程安全系统的驱动系统
 - 7.4.1. 系统和设备功能
 - 7.4.2. 安全设计基准
 - 7.4.3. 描述
 - 7.4.4. 材料
 - 7.4.5. 与其他设备或系统的接口
 - 7.4.6. 系统和设备运行
 - 7.4.7. 仪器仪表与控制
 - 7.4.8. 监控、视察、试验和维护
 - 7.4.9. 放射性方面
 - 7.4.10. 性能与安全评定
- 7.5. 安全停堆系统
 - 7.5.1. 系统和设备功能
 - 7.5.2. 安全设计基准
 - 7.5.3. 描述
 - 7.5.4. 材料
 - 7.5.5. 与其他设备或系统的接口
 - 7.5.6. 系统和设备运行
 - 7.5.7. 仪器仪表与控制
 - 7.5.8. 监控、视察、试验和维护
 - 7.5.9. 放射性方面
 - 7.5.10. 性能与安全评定
- 7.6. 安全重要信息系统
 - 7.6.1. 系统和设备功能
 - 7.6.2. 安全设计基准

- 7.6.3. 描述
- 7.6.4. 材料
- 7.6.5. 与其他设备或系统的接口
- 7.6.6. 系统和设备运行
- 7.6.7. 仪器仪表与控制
- 7.6.8. 监控、视察、试验和维护
- 7.6.9. 放射性方面
- 7.6.10. 性能与安全评定
- 7.7. 安全重要联锁系统
 - 7.7.1. 系统和设备功能
 - 7.7.2. 安全设计基准
 - 7.7.3. 描述
 - 7.7.4. 材料
 - 7.7.5. 与其他设备或系统的接口
 - 7.7.6. 系统和设备运行
 - 7.7.7. 仪器仪表与控制
 - 7.7.8. 监控、视察、试验和维护
 - 7.7.9. 放射性方面
 - 7.7.10. 性能与安全评定
- 7.8. 多样化驱动系统
 - 7.8.1. 系统和设备功能
 - 7.8.2. 安全设计基准
 - 7.8.3. 描述
 - 7.8.4. 材料
 - 7.8.5. 与其他设备或系统的接口
 - 7.8.6. 系统和设备运行
 - 7.8.7. 仪器仪表与控制
 - 7.8.8. 监控、视察、试验和维护
 - 7.8.9. 放射性方面

- 7.8.10. 性能与安全评定
- 7.9. 数据通信系统
- 7.10. 主控室的仪器仪表与控制系统
- 7.11. 辅助控制室的仪器仪表和控制系统
- 7.12. 应急设施
- 7.13. 非安全重要自动控制系统
- 7.14. 数字仪器仪表和控制系统
- 7.15. 仪器仪表和控制系统的风险分析

第八章：电力

- 8.1. 电力系统描述
- 8.2. 一般原则和设计方法
- 8.3. 场外电力系统
 - 8.3.1. 系统和设备功能
 - 8.3.2. 安全设计基准
 - 8.3.3. 描述
 - 8.3.4. 材料
 - 8.3.5. 与其他设备或系统的接口
 - 8.3.6. 系统和设备运行
 - 8.3.7. 仪器仪表与控制
 - 8.3.8. 监控、视察、试验和维护
 - 8.3.9. 放射性方面
 - 8.3.10. 性能与安全评定
- 8.4. 场内电力系统
 - 8.4.1. 场内交流供电系统（正常供电系统、应急供电系统、电厂停电供电系统、严重事故供电系统）
 - 8.4.1.1. 系统和设备功能
 - 8.4.1.2. 安全设计基准
 - 8.4.1.3. 描述
 - 8.4.1.4. 材料

- 8.4.1.5. 与其他设备或系统的接口
- 8.4.1.6. 系统和设备运行
- 8.4.1.7. 仪器仪表与控制
- 8.4.1.8. 监控、视察、试验和维护
- 8.4.1.9. 放射性方面
- 8.4.1.10. 性能与安全评定
- 8.4.2. 场区直流供电系统（正常供电系统和应急供电系统）
 - 8.4.2.1. 系统和设备功能
 - 8.4.2.2. 安全设计基准
 - 8.4.2.3. 描述
 - 8.4.2.4. 材料
 - 8.4.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 8.4.2.6. 系统和设备运行
 - 8.4.2.7. 仪器仪表与控制
 - 8.4.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 8.4.2.9. 放射性方面
 - 8.4.2.10. 性能与安全评定
- 8.5. 电力设备、电缆和桥架
 - 8.5.1. 系统和设备功能
 - 8.5.2. 安全设计基准
 - 8.5.3. 描述
 - 8.5.4. 材料
 - 8.5.5. 与其他设备或系统的接口
 - 8.5.6. 系统和设备运行
 - 8.5.7. 仪器仪表与控制
 - 8.5.8. 监控、视察、试验和维护
 - 8.5.9. 放射性方面
 - 8.5.10. 性能与安全评定
- 8.6. 接地、防雷和电磁兼容

- 8.6.1. 系统和设备功能
- 8.6.2. 安全设计基准
- 8.6.3. 描述
- 8.6.4. 材料
- 8.6.5. 与其他设备或系统的接口
- 8.6.6. 系统和设备运行
- 8.6.7. 仪器仪表与控制
- 8.6.8. 监控、视察、试验和维护
- 8.6.9. 放射性方面
- 8.6.10. 性能与安全评定

8.7. 主要设备类（变压器、断路器、蓄电池、整流器、直流开关和逆变器、保护设备、开关和分配器）

- 8.7.1. 系统和设备功能
- 8.7.2. 安全设计基准
- 8.7.3. 描述
- 8.7.4. 材料
- 8.7.5. 与其他设备或系统的接口
- 8.7.6. 系统和设备运行
- 8.7.7. 仪器仪表与控制
- 8.7.8. 监控、视察、试验和维护
- 8.7.9. 放射性方面
- 8.7.10. 性能与安全评定

第九章：辅助系统及土木工程

第9A章：辅助系统

9A.1. 燃料贮存和装卸系统

9A.1.1. 新燃料贮存和装卸系统

9A.1.1.1. 系统和设备功能

9A.1.1.2. 安全设计基准

- 9A.1.1.3. 描述
- 9A.1.1.4. 材料
- 9A.1.1.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.1.1.6. 系统和设备运行
- 9A.1.1.7. 仪器仪表与控制
- 9A.1.1.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.1.1.9. 放射性方面
- 9A.1.1.10.性能与安全评定
- 9A.1.2. 乏燃料贮存和装卸系统
 - 9A.1.2.1. 系统和设备功能
 - 9A.1.2.2. 安全设计基准
 - 9A.1.2.3. 描述
 - 9A.1.2.4. 材料
 - 9A.1.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.1.2.6. 系统和设备运行
 - 9A.1.2.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.1.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.1.2.9. 放射性方面
 - 9A.1.2.10.性能与安全评定
- 9A.1.3. 乏燃料水池冷却和清洗系统
 - 9A.1.3.1. 系统和设备功能
 - 9A.1.3.2. 安全设计基准
 - 9A.1.3.3. 描述
 - 9A.1.3.4. 材料
 - 9A.1.3.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.1.3.6. 系统和设备运行
 - 9A.1.3.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.1.3.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.1.3.9. 放射性方面

- 9A.1.3.10.性能与安全评定
- 9A.1.4. 燃料桶设备装卸系统
 - 9A.1.4.1. 系统和设备功能
 - 9A.1.4.2. 安全设计基准
 - 9A.1.4.3. 描述
 - 9A.1.4.4. 材料
 - 9A.1.4.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.1.4.6. 系统和设备运行
 - 9A.1.4.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.1.4.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.1.4.9. 放射性方面
 - 9A.1.4.10.性能与安全评定
- 9A.2. 水系统
 - 9A.2.1. 给水系统
 - 9A.2.1.1. 系统和设备功能
 - 9A.2.1.2. 安全设计基准
 - 9A.2.1.3. 描述
 - 9A.2.1.4. 材料
 - 9A.2.1.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.2.1.6. 系统和设备运行
 - 9A.2.1.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.2.1.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.2.1.9. 放射性方面
 - 9A.2.1.10.性能与安全评定
 - 9A.2.2. 反应堆辅助系统的部件冷却水系统
 - 9A.2.2.1. 系统和设备功能
 - 9A.2.2.2. 安全设计基准
 - 9A.2.2.3. 描述
 - 9A.2.2.4. 材料

- 9A.2.2.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.2.2.6. 系统和设备运行
- 9A.2.2.7. 仪器仪表与控制
- 9A.2.2.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.2.2.9. 放射性方面
- 9A.2.2.10.性能与安全评定
- 9A.2.3. 重要冷冻水系统
 - 9A.2.3.1. 系统和设备功能
 - 9A.2.3.2. 安全设计基准
 - 9A.2.3.3. 描述
 - 9A.2.3.4. 材料
 - 9A.2.3.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.2.3.6. 系统和设备运行
 - 9A.2.3.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.2.3.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.2.3.9. 放射性方面
 - 9A.2.3.10.性能与安全评定
- 9A.2.4. 除盐水补给系统
 - 9A.2.4.1. 系统和设备功能
 - 9A.2.4.2. 安全设计基准
 - 9A.2.4.3. 描述
 - 9A.2.4.4. 材料
 - 9A.2.4.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.2.4.6. 系统和设备运行
 - 9A.2.4.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.2.4.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.2.4.9. 放射性方面
 - 9A.2.4.10.性能与安全评定
- 9A.2.5. 终端热阱系统

- 9A.2.5.1. 系统和设备功能
- 9A.2.5.2. 安全设计基准
- 9A.2.5.3. 描述
- 9A.2.5.4. 材料
- 9A.2.5.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.2.5.6. 系统和设备运行
- 9A.2.5.7. 仪器仪表与控制
- 9A.2.5.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.2.5.9. 放射性方面
- 9A.2.5.10.性能与安全评定
- 9A.2.6. 凝结水储运系统
 - 9A.2.6.1. 系统和设备功能
 - 9A.2.6.2. 安全设计基准
 - 9A.2.6.3. 描述
 - 9A.2.6.4. 材料
 - 9A.2.6.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.2.6.6. 系统和设备运行
 - 9A.2.6.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.2.6.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.2.6.9. 放射性方面
 - 9A.2.6.10.性能与安全评定
- 9A.3. 流程辅助系统
 - 9A.3.1. 流程和事故后取样系统
 - 9A.3.1.1. 系统和设备功能
 - 9A.3.1.2. 安全设计基准
 - 9A.3.1.3. 描述
 - 9A.3.1.4. 材料
 - 9A.3.1.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.3.1.6. 系统和设备运行

- 9A.3.1.7. 仪器仪表与控制
- 9A.3.1.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.3.1.9. 放射性方面
- 9A.3.1.10.性能与安全评定

9A.4. 空气和气系统统

9A.4.1. 压缩空气系统

- 9A.4.1.1. 系统和设备功能
- 9A.4.1.2. 安全设计基准
- 9A.4.1.3. 描述
- 9A.4.1.4. 材料
- 9A.4.1.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.4.1.6. 系统和设备运行
- 9A.4.1.7. 仪器仪表与控制
- 9A.4.1.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.4.1.9. 放射性方面
- 9A.4.1.10.性能与安全评定

9A.4.2. 伺服气系统统

- 9A.4.2.1. 系统和设备功能
- 9A.4.2.2. 安全设计基准
- 9A.4.2.3. 描述
- 9A.4.2.4. 材料
- 9A.4.2.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.4.2.6. 系统和设备运行
- 9A.4.2.7. 仪器仪表与控制
- 9A.4.2.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.4.2.9. 放射性方面
- 9A.4.2.10.性能与安全评定

9A.5. 供暖、通风和空调系统

9A.5.1. 控制区供暖、通风和空调系统

- 9A.5.1.1. 系统和设备功能
- 9A.5.1.2. 安全设计基准
- 9A.5.1.3. 描述
- 9A.5.1.4. 材料
- 9A.5.1.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.5.1.6. 系统和设备运行
- 9A.5.1.7. 仪器仪表与控制
- 9A.5.1.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.5.1.9. 放射性方面
- 9A.5.1.10.性能与安全评定
- 9A.5.2. 乏燃料水池区域供暖、通风和空调系统
 - 9A.5.2.1. 系统和设备功能
 - 9A.5.2.2. 安全设计基准
 - 9A.5.2.3. 描述
 - 9A.5.2.4. 材料
 - 9A.5.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.5.2.6. 系统和设备运行
 - 9A.5.2.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.5.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.5.2.9. 放射性方面
 - 9A.5.2.10.性能与安全评定
- 9A.5.3. 辅助和放射性废物区供暖、通风和空调系统
 - 9A.5.3.1. 系统和设备功能
 - 9A.5.3.2. 安全设计基准
 - 9A.5.3.3. 描述
 - 9A.5.3.4. 材料
 - 9A.5.3.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.5.3.6. 系统和设备运行
 - 9A.5.3.7. 仪器仪表与控制

- 9A.5.3.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.5.3.9. 放射性方面
- 9A.5.3.10.性能与安全评定
- 9A.5.4. 汽轮机厂房供暖、通风和空调系统
 - 9A.5.4.1. 系统和设备功能
 - 9A.5.4.2. 安全设计基准
 - 9A.5.4.3. 描述
 - 9A.5.4.4. 材料
 - 9A.5.4.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.5.4.6. 系统和设备运行
 - 9A.5.4.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.5.4.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.5.4.9. 放射性方面
 - 9A.5.4.10.性能与安全评定
- 9A.5.5. 工程安全系统的加热、通风和空调系统
 - 9A.5.5.1. 系统和设备功能
 - 9A.5.5.2. 安全设计基准
 - 9A.5.5.3. 描述
 - 9A.5.5.4. 材料
 - 9A.5.5.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.5.5.6. 系统和设备运行
 - 9A.5.5.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.5.5.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.5.5.9. 放射性方面
 - 9A.5.5.10.性能与安全评定
- 9A.5.6. 供暖、通风和空调系统的冷冻水系统
 - 9A.5.6.1. 系统和设备功能
 - 9A.5.6.2. 安全设计基准
 - 9A.5.6.3. 描述

- 9A.5.6.4. 材料
- 9A.5.6.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.5.6.6. 系统和设备运行
- 9A.5.6.7. 仪器仪表与控制
- 9A.5.6.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.5.6.9. 放射性方面
- 9A.5.6.10.性能与安全评定

9A.6. 消防系统

- 9A.6.1. 系统和设备功能
- 9A.6.2. 安全设计基准
- 9A.6.3. 描述
- 9A.6.4. 材料
- 9A.6.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.6.6. 系统和设备运行
- 9A.6.7. 仪器仪表与控制
- 9A.6.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.6.9. 放射性方面
- 9A.6.10.性能与安全评定

9A.7. 柴油发电机或燃气轮机发电机的支持系统（贮存和运输、冷却水和冷却空气、启动、润滑、燃烧进气和排气）

- 9A.7.1. 系统和设备功能
- 9A.7.2. 安全设计基准
- 9A.7.3. 描述
- 9A.7.4. 材料
- 9A.7.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.7.6. 系统和设备运行
- 9A.7.7. 仪器仪表与控制
- 9A.7.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.7.9. 放射性方面
- 9A.7.10.性能与安全评定

9A.8. 高架起重设备

9A.8.1. 反应堆厂房起重机

- 9A.8.1.1. 系统和设备功能
- 9A.8.1.2. 安全设计基准
- 9A.8.1.3. 描述
- 9A.8.1.4. 材料
- 9A.8.1.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.8.1.6. 系统和设备运行
- 9A.8.1.7. 仪器仪表与控制
- 9A.8.1.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.8.1.9. 放射性方面
- 9A.8.1.10. 性能与安全评定

9A.8.2. 燃料厂房起重机

- 9A.8.2.1. 系统和设备功能
- 9A.8.2.2. 安全设计基准
- 9A.8.2.3. 描述
- 9A.8.2.4. 材料
- 9A.8.2.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.8.2.6. 系统和设备运行
- 9A.8.2.7. 仪器仪表与控制
- 9A.8.2.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.8.2.9. 放射性方面
- 9A.8.2.10. 性能与安全评定

9A.9. 其他辅助系统

9A.9.1. 通信系统

- 9A.9.1.1. 系统和设备功能
- 9A.9.1.2. 安全设计基准
- 9A.9.1.3. 描述
- 9A.9.1.4. 材料

- 9A.9.1.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.9.1.6. 系统和设备运行
- 9A.9.1.7. 仪器仪表与控制
- 9A.9.1.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.9.1.9. 放射性方面
- 9A.9.1.10.性能与安全评定
- 9A.9.2. 照明和应急照明系统
 - 9A.9.2.1. 系统和设备功能
 - 9A.9.2.2. 安全设计基准
 - 9A.9.2.3. 描述
 - 9A.9.2.4. 材料
 - 9A.9.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.9.2.6. 系统和设备运行
 - 9A.9.2.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.9.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.9.2.9. 放射性方面
 - 9A.9.2.10.性能与安全评定
- 9A.9.3. 设备和楼面排水系统
 - 9A.9.3.1. 系统和设备功能
 - 9A.9.3.2. 安全设计基准
 - 9A.9.3.3. 描述
 - 9A.9.3.4. 材料
 - 9A.9.3.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9A.9.3.6. 系统和设备运行
 - 9A.9.3.7. 仪器仪表与控制
 - 9A.9.3.8. 监控、视察、试验和维护
 - 9A.9.3.9. 放射性方面
 - 9A.9.3.10.性能与安全评定
- 9A.9.4. 接口水系统（原水储备、除盐水系统、饮用水和卫生用水系统）

- 9A.9.4.1. 系统和设备功能
- 9A.9.4.2. 安全设计基准
- 9A.9.4.3. 描述
- 9A.9.4.4. 材料
- 9A.9.4.5. 与其他设备或系统的接口
- 9A.9.4.6. 系统和设备运行
- 9A.9.4.7. 仪器仪表与控制
- 9A.9.4.8. 监控、视察、试验和维护
- 9A.9.4.9. 放射性方面
- 9A.9.4.10.性能与安全评定
- 9A.9.5. 化学系统
 - 9A.9.5.1. 主冷却剂
 - 9A.9.5.2. 二回路冷却剂
 - 9A.9.5.3. 其他流程介质和其他材料
 - 9A.9.5.4. 水处理化学基准
- 9A.9.6. 设计扩展工况下使用的非永久性设备的贮存系统

第9B章：建筑工程及构筑物

- 9B.1. 地基和隐蔽构筑物
 - 9B.1.1. 结构作用
 - 9B.1.2. 安全设计基准
 - 9B.1.3. 结构描述
 - 9B.1.4. 材料
 - 9B.1.5. 与其他设备或系统的接口
 - 9B.1.6. 系统和设备运行
 - 9B.1.7. 仪器仪表与控制
 - 9B.1.8. 监控、试验、视察和维护
 - 9B.1.9. 放射性方面
 - 9B.1.10.性能与安全评定

9B.2. 反应堆厂房

9B.2.1. 主安全壳

- 9B.2.1.1. 结构作用
- 9B.2.1.2. 安全设计基准
- 9B.2.1.3. 结构描述
- 9B.2.1.4. 材料
- 9B.2.1.5. 与其他设备或系统的接口
- 9B.2.1.6. 系统和设备运行
- 9B.2.1.7. 仪器仪表与控制
- 9B.2.1.8. 监控、试验、视察和维护
- 9B.2.1.9. 放射性方面
- 9B.2.1.10. 性能与安全评定

9B.2.2. 二次安全壳

- 9B.2.2.1. 结构作用
- 9B.2.2.2. 安全设计基准
- 9B.2.2.3. 结构描述
- 9B.2.2.4. 材料
- 9B.2.2.5. 与其他设备或系统的接口
- 9B.2.2.6. 系统和设备运行
- 9B.2.2.7. 仪器仪表与控制
- 9B.2.2.8. 监控、试验、视察和维护
- 9B.2.2.9. 放射性方面
- 9B.2.2.10. 性能与安全评定

9B.2.3. 安全壳的混凝土内部结构和钢结构

- 9B.2.3.1. 结构作用
- 9B.2.3.2. 安全设计基准
- 9B.2.3.3. 结构描述
- 9B.2.3.4. 材料
- 9B.2.3.5. 与其他设备或系统的接口

- 9B.2.3.6. 系统和设备运行
- 9B.2.3.7. 仪器仪表与控制
- 9B.2.3.8. 监控、试验、视察和维护
- 9B.2.3.9. 放射性方面
- 9B.2.3.10. 性能与安全评定

9B.3. 其他结构

9B.3.1. “其他I类结构”

- 9B.3.1.1. 结构作用
- 9B.3.1.2. 安全设计基准
- 9B.3.1.3. 结构描述
- 9B.3.1.4. 材料
- 9B.3.1.5. 与其他设备或系统的接口
- 9B.3.1.6. 系统和设备运行
- 9B.3.1.7. 仪器仪表与控制
- 9B.3.1.8. 监控、试验、视察和维护
- 9B.3.1.9. 放射性方面
- 9B.3.1.10. 性能与安全评定

重复9B.3.1. 对于每个结构

第10章：蒸汽和能量转换系统

- 10.1. 角色和一般说明
- 10.2. 主蒸汽供应系统
 - 10.2.1. 系统和设备功能
 - 10.2.2. 安全设计基准
 - 10.2.3. 描述
 - 10.2.4. 材料
 - 10.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 10.2.6. 系统和设备运行

- 10.2.7. 仪器仪表与控制
- 10.2.8. 监控、视察、试验和维护
- 10.2.9. 放射性方面
- 10.2.10. 性能与安全评定
- 10.3. 给水系统
 - 10.3.1. 主给水系统
 - 10.3.1.1. 系统和设备功能
 - 10.3.1.2. 安全设计基准
 - 10.3.1.3. 描述
 - 10.3.1.4. 材料
 - 10.3.1.5. 与其他设备或系统的接口
 - 10.3.1.6. 系统和设备运行
 - 10.3.1.7. 仪器仪表与控制
 - 10.3.1.8. 监控、视察、试验和维护
 - 10.3.1.9. 放射性方面
 - 10.3.1.10. 性能与安全评定
 - 10.3.2. 辅助给水系统（非安全）
 - 10.3.2.1. 系统和设备功能
 - 10.3.2.2. 安全设计基准
 - 10.3.2.3. 描述
 - 10.3.2.4. 材料
 - 10.3.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 10.3.2.6. 系统和设备运行
 - 10.3.2.7. 仪器仪表与控制
 - 10.3.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 10.3.2.9. 放射性方面
 - 10.3.2.10. 性能与安全评定
- 10.4. 汽轮发电机
 - 10.4.1. 设计基准

- 10.4.2. 描述
- 10.4.3. 汽轮机转子完整性
- 10.5. 汽轮机和凝汽器系统
 - 10.5.1. 主冷凝器
 - 10.5.1.1. 系统和设备功能
 - 10.5.1.2. 安全设计基准
 - 10.5.1.3. 描述
 - 10.5.1.4. 材料
 - 10.5.1.5. 与其他设备或系统的接口
 - 10.5.1.6. 系统和设备运行
 - 10.5.1.7. 仪器仪表与控制
 - 10.5.1.8. 监控、视察、试验和维护
 - 10.5.1.9. 放射性方面
 - 10.5.1.10. 性能与安全评定
 - 10.5.2. 凝汽器抽气系统
 - 10.5.2.1. 系统和设备功能
 - 10.5.2.2. 安全设计基准
 - 10.5.2.3. 描述
 - 10.5.2.4. 材料
 - 10.5.2.5. 与其他设备或系统的接口
 - 10.5.2.6. 系统和设备运行
 - 10.5.2.7. 仪器仪表与控制
 - 10.5.2.8. 监控、视察、试验和维护
 - 10.5.2.9. 放射性方面
 - 10.5.2.10. 性能与安全评定
 - 10.5.3. 汽轮机辅助系统
 - 10.5.3.1. 系统和设备功能
 - 10.5.3.2. 安全设计基准
 - 10.5.3.3. 描述

- 10.5.3.4. 材料
- 10.5.3.5. 与其他设备或系统的接口
- 10.5.3.6. 系统和设备运行
- 10.5.3.7. 仪器仪表与控制
- 10.5.3.8. 监控、视察、试验和维护
- 10.5.3.9. 放射性方面
- 10.5.3.10. 性能与安全评定
- 10.5.4. 发电机辅助系统
 - 10.5.4.1. 系统和设备功能
 - 10.5.4.2. 安全设计基准
 - 10.5.4.3. 描述
 - 10.5.4.4. 材料
 - 10.5.4.5. 与其他设备或系统的接口
 - 10.5.4.6. 系统和设备运行
 - 10.5.4.7. 仪器仪表与控制
 - 10.5.4.8. 监控、视察、试验和维护
 - 10.5.4.9. 放射性方面
 - 10.5.4.10. 性能与安全评定
- 10.6. 蒸汽发生器排污处理系统
 - 10.6.1. 系统和设备功能
 - 10.6.2. 安全设计基准
 - 10.6.3. 描述
 - 10.6.4. 材料
 - 10.6.5. 与其他设备或系统的接口
 - 10.6.6. 系统和设备运行
 - 10.6.7. 仪器仪表与控制
 - 10.6.8. 监控、视察、试验和维护
 - 10.6.9. 放射性方面
 - 10.6.10. 性能与安全评定

10.7. 主蒸汽和给水管路断裂封堵的实施

第11章：放射性废物的管理

11.1. 废物来源

11.2. 液态放射性废物管理系统

11.2.1. 系统和设备功能

11.2.2. 安全设计基准

11.2.3. 描述

11.2.4. 材料

11.2.5. 与其他设备或系统的接口

11.2.6. 系统和设备运行

11.2.7. 仪器仪表与控制

11.2.8. 监控、视察、试验和维护

11.2.9. 放射性方面

11.2.10. 性能与安全评定

11.3. 气态放射性废物管理系统

11.3.1. 系统和设备功能

11.3.2. 安全设计基准

11.3.3. 描述

11.3.4. 材料

11.3.5. 与其他设备或系统的接口

11.3.6. 系统和设备运行

11.3.7. 仪器仪表与控制

11.3.8. 监控、视察、试验和维护

11.3.9. 放射性方面

11.3.10. 性能与安全评定

11.4. 固态放射性废物管理系统

11.4.1. 系统和设备功能

11.4.2. 安全设计基准

- 11.4.3. 描述
- 11.4.4. 材料
- 11.4.5. 与其他设备或系统的接口
- 11.4.6. 系统和设备运行
- 11.4.7. 仪器仪表与控制
- 11.4.8. 监控、视察、试验和维护
- 11.4.9. 放射性方面
- 11.4.10. 性能与安全评定
- 11.5. 加工和流出物放射性监控和取样系统，包括场内和场外监控
 - 11.5.1. 系统和设备功能
 - 11.5.2. 安全设计基准
 - 11.5.3. 描述
 - 11.5.4. 材料
 - 11.5.5. 与其他设备或系统的接口
 - 11.5.6. 系统和设备运行
 - 11.5.7. 仪器仪表与控制
 - 11.5.8. 监控、视察、试验和维护
 - 11.5.9. 放射性方面
 - 11.5.10. 性能与安全评定

第12章：辐射防护

- 12.1. 防护与安全最优化
- 12.2. 辐射源
 - 12.2.1. 固定的和包含放射性物质的源
 - 12.2.2. 气态放射性物质来源
- 12.3. 辐射防护设计特点
 - 12.3.1. 设施设备设计特点
 - 12.3.2. 屏蔽
 - 12.3.3. 通风

- 12.3.4. 个人和工作区域的监控（放射性水平和空气放射性的仪器仪表）
- 12.4. 剂量限值与剂量评定
- 12.5. 辐射防护计划

第13章：运行的操作

- 13.1. 营运组织的组织机构
 - 13.1.1. 组织机构
 - 13.1.2. 电厂人员资格
- 13.2. 培训
- 13.3. 运行安全计划的实施
 - 13.3.1. 运行的操作
 - 13.3.2. 维护、监视、视察和试验
 - 13.3.3. 堆芯管理和燃料装卸
 - 13.3.4. 老化管理与延寿运行
 - 13.3.5. 对改造的控制
 - 13.3.6. 运行经验反馈计划
 - 13.3.7. 文件和记录
 - 13.3.8. 大修
- 13.4. 电厂程序和导则
 - 13.4.1. 管理程序
 - 13.4.2. 运行程序
 - 13.4.3. 事故期间运行电厂的程序和导则
- 13.5. 核安全与核安保界面

第十四章：电厂建造和调试

- 14.1. 建造前安全分析报告应包括的特定信息
 - 14.1.1. 建造计划，包括主要阶段和里程碑
 - 14.1.2. 管理、监督和执行建造的主要机构和承包商
 - 14.1.3. 从电厂建造经验反馈计划

- 14.1.4. 确保建筑质量和遵守法规要求及相关法规指导的安排
- 14.1.5. 确保竣工电厂符合安全分析报告中承诺信息的计划，以及反馈现场变更升版安全分析报告的计划
- 14.1.6. 营运组织监督建造活动的计划
- 14.1.7. 初始试验计划，以及总体试验目标和一般先决条件的描述
- 14.1.8. 为新的、独特的或特殊的设计特点而计划的运行前阶段和/或调试
- 14.1.9. 遵循适用的监管导则的计划
- 14.1.10. 利用现有资料的计划
- 14.1.11. 总时间表
- 14.1.12. 电厂运行程序和导则的试用
- 14.1.13. 事故管理程序和导则的试用
- 14.1.14. 分配新增人员的一般计划
- 14.2. 调试前安全分析报告应包括的特定信息
 - 14.2.1. 调试计划、运行前和启动试验计划以及特定目标
 - 14.2.2. 管理、监督或执行调试计划的组织单位、外部组织或其他人员
 - 14.2.3. 用于开发、评审和批准个别调试程序的系统
 - 14.2.4. 管理控制
 - 14.2.5. 调试结果的评审、评价和批准应制定的措施
 - 14.2.6. 设备和系统的基准数据
 - 14.2.7. 调试程序和试验数据的记录管理
 - 14.2.8. 所有适用的法规要求和导则及替代方法清单
 - 14.2.9. 利用现有资料计划
 - 14.2.10. 电厂程序的开发和试验时间计划
 - 14.2.11. 燃料初始装载和初始临界程序说明
 - 14.2.12. 与初始燃料装载相关的调试程序时间表
 - 14.2.13. 调试小结
 - 14.2.14. 已实施的调试计划摘要

第15章：安全分析

- 15.1. 一般考虑因素

- 15.1.1. 介绍
- 15.1.2. 安全分析的范围和方法
- 15.1.3. 设计基准条件分析
- 15.1.4. 设计拓展工况分析
- 15.1.5. 危害分析
- 15.1.6. 适用的参考文献
- 15.1.7. 第15章结构说明
- 15.2. 假想始发事件和事故假想计划的识别、分级和分组
 - 15.2.1. 假想始发事件和事故假想计划的分类基准
 - 15.2.2. 事件的频率分类
 - 15.2.3. 按事件类型分组
 - 15.2.4. 假想始发事件和事故假想计划列表
 - 15.2.5. 内外部危害清单
- 15.3. 安全目标和验收标准
 - 15.3.1. 安全目标与安全分析
 - 15.3.2. 确定性安全分析验收标准
 - 15.3.2.1. 堆芯冷却和系统压力分析的验收标准
 - 15.3.2.2. 设计基准条件和设计扩展工况的放射性效应分析验收标准
 - 15.3.2.3. 安全壳内压力—温度瞬变分析的验收标准
 - 15.3.2.4. 加压热冲击的验收标准
 - 15.3.2.5. 一回路系统到二回路系统泄漏分析的验收标准
 - 15.3.2.6. 危害的验收标准
 - 15.3.3. 概率安全分析验收标准
- 15.4. 人因行为
 - 15.4.1. 一般考虑因素
 - 15.4.2. 确定性安全分析中的人的行为
 - 15.4.3. 概率安全分析中的人的行为
- 15.5. 确定性安全分析
 - 15.5.1. 方法的一般说明

- 15.5.1.1. 安全分析中的安全裕度
- 15.5.1.2. 所用计算机代码的说明
- 15.5.1.3. 所用数学模式的说明
- 15.5.1.4. 确定性安全分析的输入数据
- 15.5.2. 正常运行分析
 - 15.5.2.1. 正常运行体制描述
 - 15.5.2.2. 分析方法和范围
 - 15.5.2.3. 分析结果
- 15.5.3. 预计运行事件和设计基准事故的分析
 - 15.5.3.1. 反应性引入的堆芯冷却和系统压力分析
 - 15.5.3.2. 反应堆冷却剂流量降低的堆芯冷却和系统压力分析
 - 15.5.3.3. 反应堆冷却剂体积增加时的系统压力分析
 - 15.5.3.4. 二回路散热增加的堆芯冷却和系统压力分析
 - 15.5.3.5. 二回路散热降低的堆芯冷却和系统压力分析
 - 15.5.3.6. 供电电源丧失分析
 - 15.5.3.7. 失水事故的堆芯冷却分析
 - 15.5.3.8. 一回路对二回路泄漏的分析
 - 15.5.3.9. 高压热冲击分析
 - 15.5.3.10. 安全壳内压力—温度瞬态分析
 - 15.5.3.11. 限定的预计运行事件和设计基准事故期间的放射性后果分析
- 15.5.4. 无显著燃料损坏的设计扩展工况分析
 - 15.5.4.1. 反应堆冷却剂系统过程分析
 - 15.5.4.2. 安全壳内的过程分析
 - 15.5.4.3. 无显著燃料损坏的设计扩展工况的放射性后果分析
- 15.5.5. 堆芯熔化的设计扩展工况分析
 - 15.5.5.1. 反应堆冷却剂系统过程分析
 - 15.5.5.2. 安全壳内的过程分析
 - 15.5.5.3. 堆芯熔化时设计扩展工况的放射性后果分析
- 15.5.6. 与乏燃料水池相关的假想始发事件和事故假想计划的分析

- 15.5.6.1. 与乏燃料水池相关的预计运行事件和设计基准事故的分析
- 15.5.6.2. 乏燃料水池设计扩展工况分析
- 15.5.7. 燃料装卸事件分析
- 15.5.8. 子系统和部件放射性排放的分析
- 15.5.9. 内外部危害分析
 - 15.5.9.1. 内部危害分析
 - 15.5.9.2. 外部自然危害分析
 - 15.5.9.3. 外部人为危害分析
- 15.6. 概率安全评定
 - 15.6.1. 概率安全评定的一般方法
 - 15.6.2. 一级概率安全评定结果
 - 15.6.3. 二级概率安全评定结果
 - 15.6.4. 概率安全评定的观点与应用
- 15.7. 安全分析结果总结
 - 15.7.1. 正常运行分析结果
 - 15.7.2. 预计运行事件和设计基准事故的分析结果
 - 15.7.3. 无显著燃料损坏的设计扩展工况分析结果
 - 15.7.4. 有堆芯熔化的设计扩展工况分析结果
 - 15.7.5. 与乏燃料水池相关的假想始发事件和事故假想计划的分析结果
 - 15.7.6. 燃料装卸事件分析
 - 15.7.7. 子系统和部件放射性排放的分析结果
 - 15.7.8. 内外部危害分析结果
 - 15.7.9. 概率安全分析结果
 - 15.7.10. 结论

第16章：运行限值和条件

- 16.1. 范围和适用
- 16.2. 开发的基准
- 16.3. 安全限值

- 16.4. 相关正常运行、监视和试验限值和要求的要求
- 16.5. 管理要求

第17章：安全管理

- 17.1. 管理系统的一般特点
- 17.2. 管理系统的特定要素
- 17.3. 质量管理
- 17.4. 管理系统的测量、评定和改进
- 17.5. 培养安全文化

第18章：人因工程

- 18.1. 人因工程计划的管理
 - 18.1.1. 计划范围
 - 18.1.2. 团队与组织
 - 18.1.3. 过程和程序
 - 18.1.4. 问题跟踪
- 18.2. 人因工程分析
 - 18.2.1. 运行经验回顾
 - 18.2.1.1. 目标和范围
 - 18.2.1.2. 方法论
 - 18.2.1.3. 结果
 - 18.2.2. 功能分析与功能分配
 - 18.2.2.1. 目标和范围
 - 18.2.2.2. 方法论
 - 18.2.2.3. 结果
 - 18.2.3. 任务分析
 - 18.2.3.1. 目标和范围
 - 18.2.3.2. 方法论
 - 18.2.3.3. 结果

- 18.2.4. 人员配置和资格
 - 18.2.4.1. 目标和范围
 - 18.2.4.2. 方法论
 - 18.2.4.3. 结果
- 18.2.5. 重要人的行为处理
 - 18.2.5.1. 目标和范围
 - 18.2.5.2. 方法论
 - 18.2.5.3. 结果
- 18.3. 人机界面设计
 - 18.3.1. 人机界面：设计输入
 - 18.3.1.1. 目标和范围
 - 18.3.1.2. 方法论
 - 18.3.1.3. 结果
 - 18.3.2. 人机界面：详细设计与集成
 - 18.3.2.1. 目标和范围
 - 18.3.2.2. 方法论
 - 18.3.2.3. 结果
 - 18.3.3. 人机界面：试验与评价
 - 18.3.3.1. 目标和范围
 - 18.3.3.2. 方法论
 - 18.3.3.3. 结果
 - 18.3.4. 人机界面：主控室设计
 - 18.3.4.1. 目标和范围
 - 18.3.4.2. 方法论
 - 18.3.4.3. 结果
 - 18.3.5. 人机接口：现场辅助控制室及应急处置设施的设计
 - 18.3.5.1. 目标和范围
 - 18.3.5.2. 方法论
 - 18.3.5.3. 结果

- 18.3.6. 程序的开发
 - 18.3.6.1. 目标和范围
 - 18.3.6.2. 方法论
 - 18.3.6.3. 结果
- 18.3.7. 培训计划制定
 - 18.3.7.1. 目标和范围
 - 18.3.7.2. 方法论
 - 18.3.7.3. 结果
- 18.4. 人因工程分析结果的核实与验证
 - 18.4.1. 目标和范围
 - 18.4.2. 方法论
 - 18.4.3. 结果
- 18.5. 设计实现
 - 18.5.1. 目标和范围
 - 18.5.2. 方法论
 - 18.5.3. 结果
- 18.6. 工作行为监控
 - 18.6.1. 目标和范围
 - 18.6.2. 方法论
 - 18.6.3. 结果

第19章：应急准备和响应

- 19.1. 履行应急响应所必需行为功能的安排
- 19.2. 应急设施
- 19.3. 营运组织在事故工况下评定潜在放射性排放的能力
- 19.4. 多机组场址的应急准备

第20章：环境方面

- 20.1. 环境影响评定的一般方面

- 20.2. 在环境影响方面重要场址特征
- 20.3. 使环境影响最小化的电厂特点
- 20.4. 建造对环境的影响
- 20.5. 正常运行的环境影响
 - 20.5.1. 排放和释放的授权限值 and 运行目标
 - 20.5.2. 正常与非正常运行的放射性影响
 - 20.5.3. 在运行过程中限制不利影响的措施和控制
- 20.6. 放射性排放假想事故对环境的影响
 - 20.6.1. 设计基准事故
 - 20.6.2. 设计扩展工况
 - 20.6.3. 在事故期间限制不利影响的措施和控制
- 20.7. 电厂退役对环境的影响
- 20.8. 环境测量和监控计划
- 20.9. 放射性排放的记录以及向当局和公众提供资料的情况

第21章：退役和电厂寿期终止

- 21.1. 一般原则和法规
- 21.2. 退役策略
- 21.3. 在设计和运行阶段采取措施方便退役
- 21.4. 退役计划
- 21.5. 退役期间的安全规定
- 21.6. 退役场址的寿期终止

参与起草和审订人员

Asfaw, K	国际原子能机构
Colaccino, J.	美国核管制委员会
Courtin, R.	法国电力公司
Duchac, A.	国际原子能机构
Geupel, S.	国际原子能机构
Golbabai, M.	美国西屋电力公司
Herer, C.	法国辐射防护与核安全研究所
Lankin, M.	俄罗斯联邦环境、工业与核监督服务局
Mayoral, C.	法国 Orano 公司
Mendiburu, M.	法国电力公司
Misak, J.	捷克共和国 Řež 核研究所
Nakajima, T.	日本核监管局
Nestoroska Madjunarova, S.	国际原子能机构
Nünighoff, K.	德国电厂和反应堆安全协会
Ragheb, H.	加拿大核安全委员会
Salvatores, S.	法国电力公司
Shaw, P.	国际原子能机构
Toth, C.	匈牙利帕克斯核电厂
Villalibre Ares, P.	国际原子能机构

当地订购

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

定价出版物订单

请联系您当地的首选供应商或我们的主要经销商：

Eurospan

1 Bedford Row
London WC1R 4BU
United Kingdom

交易订单和查询：

电话：+44 (0) 1235 465576

电子信箱：trade.orders@marston.co.uk

个人订单：

电话：+44 (0) 1235 465577

电子信箱：direct.orders@marston.co.uk

网址：www.eurospanbookstore.com/iaea

欲了解更多信息：

电话：+44 (0) 207 240 0856

电子信箱：info@eurospan.co.uk

网址：www.eurospan.co.uk

定价和未定价出版物的订单均可直接发送至：

Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

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

通过国际标准促进安全

国际原子能机构
维也纳