



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准

第 SSG-90 号

保护人类与环境

核电厂设计的 辐射防护方面

特定安全导则

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。

核电厂设计的辐射防护方面

国际原子能机构成员国

阿富汗	冈比亚	北马其顿
阿尔巴尼亚	格鲁吉亚	挪威
阿尔及利亚	德国	阿曼
安哥拉	加纳	巴基斯坦
安提瓜和巴布达	希腊	帕劳
阿根廷	格林纳达	巴拿马
亚美尼亚	危地马拉	巴布亚新几内亚
澳大利亚	几内亚	巴拉圭
奥地利	圭亚那	秘鲁
阿塞拜疆	海地	菲律宾
巴哈马	教廷	波兰
巴林	洪都拉斯	葡萄牙
孟加拉国	匈牙利	卡塔尔
巴巴多斯	冰岛	摩尔多瓦共和国
白罗斯	印度	罗马尼亚
比利时	印度尼西亚	俄罗斯联邦
伯利兹	伊朗伊斯兰共和国	卢旺达
贝宁	伊拉克	圣基茨和尼维斯
多民族玻利维亚国	爱尔兰	圣卢西亚
波斯尼亚和黑塞哥维那	以色列	圣文森特和格林纳丁斯
博茨瓦纳	意大利	萨摩亚
巴西	牙买加	圣马力诺
文莱达鲁萨兰国	日本	沙特阿拉伯
保加利亚	约旦	塞内加尔
布基纳法索	哈萨克斯坦	塞尔维亚
布隆迪	肯尼亚	塞舌尔
佛得角	大韩民国	塞拉利昂
柬埔寨	科威特	新加坡
喀麦隆	吉尔吉斯斯坦	斯洛伐克
加拿大	老挝人民民主共和国	斯洛文尼亚
中非共和国	拉脱维亚	南非
乍得	黎巴嫩	西班牙
智利	莱索托	斯里兰卡
中国	利比里亚	苏丹
哥伦比亚	利比亚	瑞典
科摩罗	列支敦士登	瑞士
刚果	立陶宛	阿拉伯叙利亚共和国
库克群岛	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
斯威士兰	尼泊尔	委内瑞拉玻利瓦尔共和国
埃塞俄比亚	荷兰王国	越南
斐济	新西兰	也门
芬兰	尼加拉瓜	赞比亚
法国	尼日尔	津巴布韦
加蓬	尼日利亚	

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-90 号

核电厂设计的辐射防护方面

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内容。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 12 月 • 奥地利

核电厂设计的辐射防护方面

国际原子能机构，奥地利，2024 年 12 月
STI/PUB/2078
ISBN 978-92-0-524824-0（简装书：碱性纸）
978-92-0-524924-7（pdf 格式）
EPUB 978-92-0-525024-3
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险的的安全标准”。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的目的。安全措施和安保措施的制订和执行必须统筹兼顾，以便安保措施不损害安全，以及安全措施不损害安保。

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

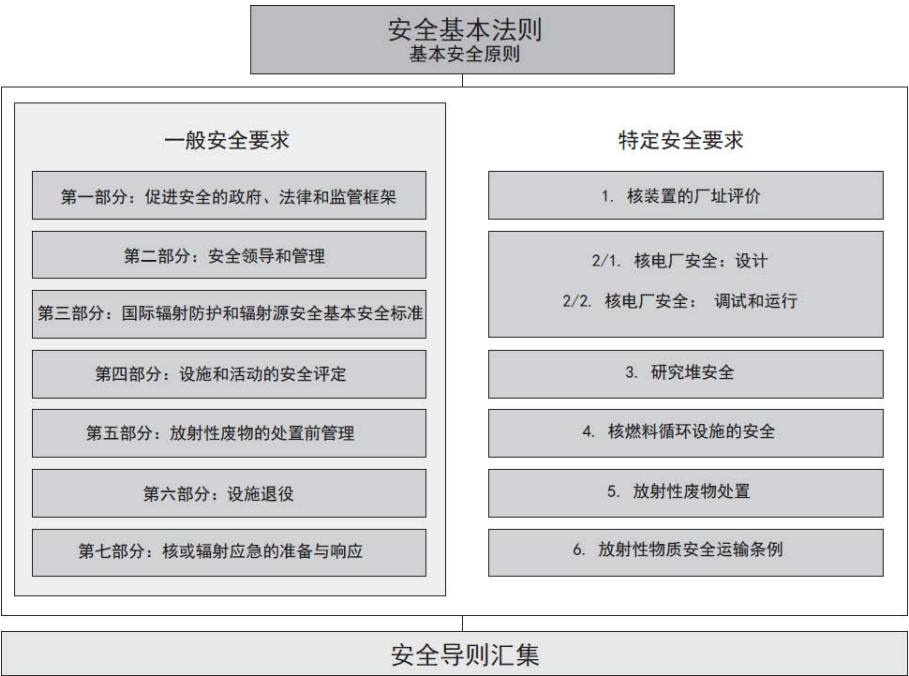


图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

原子能机构安全标准的适用

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

原子能机构安全标准在相关情况下适用于为和平目的利用的一切现有和新的设施和活动的整个寿期，并适用于为减轻现有辐射危险而采取的保护行动。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。

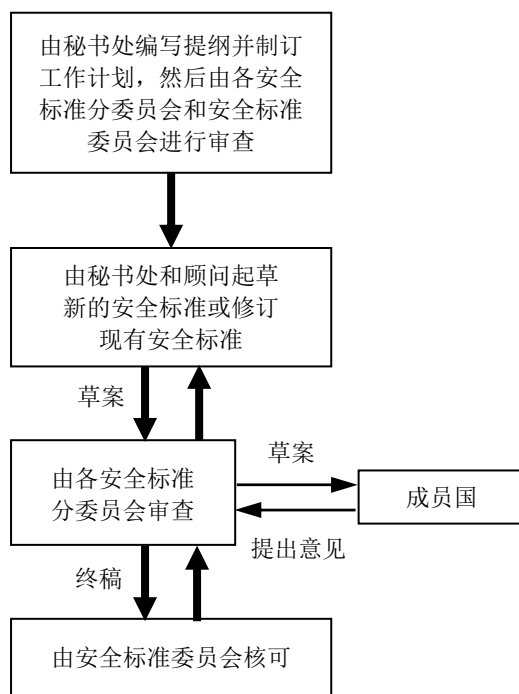


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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 (1.1-1.5).....	1
目标 (1.6-1.8).....	2
范围 (1.9-1.13).....	2
结构 (1.14-1.15).....	3
2. 防护与安全的安全目标、剂量限值及最优化	4
安全目标 (2.1-2.36).....	4
设计中剂量限值的应用 (2.37-2.39).....	11
防护和安全最优化 (2.40-2.59).....	11
3. 核电厂设计中辐射防护的一般方面	16
核电厂中辐射源 (3.1-3.4).....	16
电厂状态和退役设计方法 (3.5-3.35).....	17
核电厂的调试和运行设计考虑 (3.36-3.53).....	29
事故工况下设计考虑 (3.54-3.58).....	32
核电厂的退役设计考虑 (3.59-3.64).....	33
4. 辐射源的控制和核电厂中辐射剂量率的估计	34
核电厂运行和退役期间辐射剂量率估计 (4.1-4.3).....	34
核电厂的正常运行和退役源分类 (4.4-4.23).....	34
5. 核电厂在运行状态下辐射防护特定设计特点	39
电厂布局 (5.1-5.20).....	39
核电厂有效辐射防护计划其他设计考虑因素 (5.21-5.103).....	42
电厂运行期间的公众保护 (5.104-5.120).....	55
6. 事故工况下辐射防护的特定设计特点	59
电厂布局 (6.1-6.4).....	59
事故工况下有效辐射防护计划其他设计考虑 (6.5-6.20).....	61
在事故工况中公众的防护设计规定 (6.21-6.32).....	64

7. 退役设计中辐射防护的设计特点 (7.1-7.6) 67

 退役时电厂布局考虑 (7.7-7.21)..... 68

 核电厂的退役有效辐射防护计划其他设计考虑 (7.22-7.60)..... 71

 退役期间对公众的保护 (7.61-7.80)..... 77

8. 核电厂运行状态、事故工况和退役辐射监控的设计 (8.1-8.15) 80

 核电厂范围区域监控系统 (8.16-8.23)..... 83

 核电厂人员个人监控 (8.24-8.26)..... 85

 排放监控 (8.27-8.31)..... 85

 环境监控 (8.32-8.34)..... 86

 过程监控 (8.35-8.41)..... 87

 事故工况下辐射监控 (8.42-8.52)..... 88

附录 最优化原则在核电厂中的应用 91

参考文献 93

附件 I 核电厂中辐射源和源项及其最小化101

附件 II 核电厂设计目的分区的示例136

参与起草和审订人员139

1. 引言

背景

1.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂安全：设计》[1]规定了核电厂安全的设计要求，包括辐射防护。

1.2. 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》[2]规定了辐射防护（所有设施和活动）的详细要求。

1.3. 有效的辐射防护是良好设计、高质量建造和正确运行的结合。原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号《职业辐射防护》[3]和第 SSG-40 段《核电厂和研究堆放射性废物的处置前管理》[4]提供了解决运行辐射防护方面的建议。

1.4. 原子能机构安全标准的其他要求与核电厂设计的辐射防护方面相关，包括：

- 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》[5]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号《核装置场址评价》[6]；
- IAEA《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[7]；
- 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》[8]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号《放射性废物的处置前管理》[9]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号《设施退役》[10]；
- 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》[11]。

1.5. 本“安全导则”是原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.13 号《核电厂辐射防护设计》的修订版，它替代了该标准。¹

目标

1.6. 本“安全导则”就如何满足 SSR-2/1[1]要求，特别是要求 5、12、19、81 和 82，它涉及核电厂设计中应当做出的规定，以保护现场人员、公众和环境免受运行状态、事故工况和退役时的放射性危害。

1.7. 本“安全导则”的目的是提供建议，以确保在新核电厂的设计、运行电厂的设计修改以及在运行电厂寿命的不同阶段检查设计的充分性（例如，作为安全的综合评价或电厂的定期安全评审的一部分）的辐射防护。

1.8. 本“安全导则”供负责设计、制造和建造核电厂的组织、营运组织和承包商（包括参与计划、管理和实施核电厂设计和设计修改的电厂运行商）以及监管机构和技术支持组织（在 GSG-7[3]称为“技术服务提供商”）使用。

范围

1.9. 本“安全导则”：

- (a) 说明适用于辐射防护的安全要求，包括与剂量限值和最优化原则相关的要求，作为核电厂设计中实施措施的基础；
- (b) 为保护现场人员、公众和环境的设计措施提供建议；
- (c) 概述了用于计算场内和场外辐射条件以及核实设计提供足够辐射防护水平的方法。

¹ 国际原子能机构《核电厂设计的辐射防护方面》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.13 号，国际原子能机构，维也纳（2005 年）。

1.10. 本“安全导则”除了就核电厂处于运行状态和退役期间保护现场人员、公众和环境的措施提供建议外，还就事故工况下的辐射防护设计提供建议。²

1.11. 本“安全导则”主要适用于陆基固定式核电厂，其水冷堆设计用于发电或其他发热应用（如区域供热、海水淡化）。对于其他类型的反应堆，包括运行经验有限的未来电厂系统，一些建议可能需要应用判断，或者可能不合适。

1.12. 本“安全导则”阐述了放射性废物的装卸、处理和现场贮存的辐射防护设计方面。它没有特定处理与废物产品的形状或质量及其长期贮存或处置相关的废物处理的安全方面。许多其他安全标准也考虑了这些方面，包括 GSR Part 5[9]、SSG-40[4]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-41号《核燃料循环设施放射性废物的处置前管理》[12]。

1.13. 本“安全导则”使用的术语应当按照原子能机构《核安全和安保术语》[13]出现的术语描述来理解。

结构

1.14. 本“安全导则”第 2 部分导言了相关要求，如剂量限值、防护最优化原则的应用以及设计目标的设定；第 3 部分提供了关于运行状态、退役和事故工况设计方法的建议；而第 4 部分则提供了关于控制辐射源和估计所有辐射剂量率的建议电厂状态和退役状态；第 5 部分提供了运行状态下辐射防护设计特点的建议；第 6 部分提供了事故工况下辐射防护设计特点的建议；第 7 部分提供了退役辐射防护设计特点的建议；第 8 部分提供了关于所有电厂状态和退役的辐射监控系统的建议。

1.15. 附录提供了关于最优化原则应用的建议。附件 I 提供了关于正常运行和退役期间以及事故工况下辐射源的信息，附件 II 提供了可用于设计目的的分区分例。

² 本“安全导则”不涉及减少事故发生概率和防止事故发展所必需的设计措施。SSR-2/1 (Rev.1) [1] 和其他安全导则考虑了这些方面。

2. 防护与安全的安全目标、剂量限值及最优化

安全目标

2.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号《基本安全原则》[14]指出：“基本安全目标是保护人类和环境免受电离辐射的有害影响”。此外，SF-1[14]第 2.2 段指出：

“基本安全目标适用于所有设施和活动，适用于设施或辐射源寿命的所有阶段，包括计划、选址、设计、制造、建造、调试和运行，以及退役和关闭。”

2.2. 本“安全导则”与其他安全导则相结合，这些安全导则也旨在帮助满足支撑基本安全目标的相关安全要求。以下部分总结了最相关的安全要求和建议，这些要求和建议是本“安全导则”设计辐射防护领域建议的基础，设计中的安全性，设计阶段的安全评定，安全和安保之间的接口，以及应急响应的辐射防护。

设计中的辐射防护

2.3. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]，核电厂的设计需要做出辐射防护规定。SSR-2/1[1]第 2.6 段指出：

“为了满足安全原则，必须确保在核电厂的所有运行状态和任何相关活动中，设施内的辐射照射或设施内任何计划的放射性排放所致的照射剂量保持在剂量限值以下，并保持在合理可达尽量低水平。此外，如果发生任何事故，还必须采取措施缓解其放射性后果。”

2.4. 此外，要求在设计中作出规定，以符合 SSR-2/1[1]第 2.7 段，其中指出：

“为了适用安全原则，还要求核电厂的设计和运行必须使所有辐射源都受到严格的技术和行政控制。然而，这一原则并不排除核电厂在运行状态下向环境中有限照射或排放授权量的放射性物质。这种照射和放射性排放必须严格控制，并保持在合理可达尽量低水平，以符合监管和运行限值以及辐射防护要求。”

2.5. SSR-2/1[1]要求 5 规定：

“核电厂的设计必须确保核电厂工作人员和公众的辐射剂量不超过剂量限值，在核电厂的整个寿命期间，在运行状态下保持在合理可达尽量低水平，并在事故工况下和事故发生后保持在可接受的限值以下和合理可达尽量低水平。”

2.6. SSR-2/1[1]要求 81 规定：

“必须作出规定，以确保核电厂运行人员的剂量将维持在剂量限值以下，及将保持在合理可达尽量低水平，并将考虑相关的剂量约束。”

设计安全

2.7. SSR-2/1[1]第 2.8 段指出（参考文献略）：

“为了在核电厂的设计中合理可达最高安全水平，必须采取措施，按照国家验收标准和安全目标，做到以下几点：

- (a) 防止因对反应堆堆芯或其他辐射源丧失控制而造成有害后果的事故，并缓解确实发生任何事故的后果；
- (b) 确保在设施设计中考虑到的所有事故中，任何放射性后果都低于相关限值，并保持在合理可达尽量低水平；
- (c) 确保发生具有严重放射性后果的事故可能性极低，并确保在切实可行的情况下最大限度地缓解这种事故的放射性后果。”

2.8. SSR-2/1[1]第 4.4 段指出（脚注略）：“必须根据监管要求，确定与相关类别电厂状态相关的辐射防护目的的可接受限值。”

2.9. SSR-2/1[1]第 5.31 (a) 段指出：

“设计必须确保就设计扩展工况而言，在时间长度和适用范围方面受到限制的防护行动足以保护公众，并必须有足够时间采取此类措施。”

2.10. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.4 段指出：“必须规定设计限值，并必须符合相关的国家和国际标准和规范，以及相关的监管要求。”

2.11. SSR-2/1[1]要求 12 规定：

“在核电厂的设计阶段，必须特别考虑纳入便于放射性废物管理和电厂今后退役和拆除的特点。”

2.12. SSR-2/1[1]第 4.20 段指出：

“特别是，设计必须适当考虑到：

- (a) 材料的选择，以便在可行的范围内放射性废物的减少的数量，并促进去污；
- (b) 可能需要的访问能力和装卸手段；
- (c) 管理（即隔离、表征、分类、预处理、处理和整备）和贮存在运产生的放射性废物所需的设施，以及管理电厂退役时将产生的放射性废物的规定。”

设计阶段中安全评定

2.13. SSR-1[6]确立了场址适宜性评定的要求，包括评定场址及其环境的特征如何影响核设施排放的放射性物质向人类和环境的转移。SSR-1[6]第 4.6 段指出：

“在评定某一场址是否适合进行核设施时，必须在场址评价的早期阶段处理下列方面：

- (a) 该区域发生的可能影响场址的天然和人为外部事件的影响；
- (b) 可能影响核设施排放的放射性物质向人类和环境转移的场址及其环境特征；
- (c) 外部分区的人口密度、人口分布和其他特征，只要这些特征可能影响计划有效应急行动的可行性[11]，以及评价对个人和人口风险的必要性。”

2.14. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-68 号《核装置设计中的非地震外部事件》[15]，第 SSG-67 号《核装置抗震设计》[16]，第 SSG-9 (Rev.1) 号《核装置场址评价中的地震危害》[17]、第 SSG-89 号《核装置地震安全的评价》[18]、第 NS-G-3.2 号《核电厂放射性物质在空气和水中的扩散与场址评价中人口分布的考虑》[19]和第 GSG-10 号《设施和活动

的预期放射性环境影响评定》[20]，为场址适用性的评定或再评定（用于安全评审）以及外部危害的次生和级联效应分析提供了建议，以设计或评定有效的辐射防护措施和安排。

2.15. GSR Part 3[2]要求 13 规定：

“监管机构必须制定和执行安全评定要求，负责造成辐射风险的设施或活动的个人或组织必须对该设施或活动进行适当的安全评定。”

2.16. 此外，GSR Part 3[2]第 3.29 段指出：

“监管机构必须规定对引起放射性危害的设施和活动负责的个人或组织进行适当的安全评定。在批准之前，必须要求负责人或组织提交一份安全评定，由监管机构评审和评定。”

2.17. 在核电厂的设计中，需要根据 GSR Part 4（Rev.1）[8]要求 9，评定是否采取了足够的措施来保护人类和环境免受电离辐射的有害影响。

2.18. 辐射防护规定的安全评定应当在不同阶段进行，包括核电厂的选址、设计、制造、建造、组装、调试、运行、维护、最终关闭、卸料和退役。要求根据 GSR Part 3[2]要求 13 进行此类评定，特别注意 GSR Part 3[2]第 3.29—3.36 段规定的要求。还要求根据 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 10 进行设计过程中的安全评定。

2.19. 辐射防护规定的安全评定应当贯穿核电厂寿命的各个阶段，在每个阶段发布或修订的授权文件中的评定文件应当保持一致，这也适用于与环境影响评定、安全分析报告和应急计划相关的文件。

2.20. 辐射防护安全评定应当根据国家要求定期更新（例如，作为安全综合评价或电厂定期安全评审的一部分）。相应的安全评定文件应当考虑最新的确定性安全分析和概率安全评定的结果。

2.21. SSR-2/1[1]第 5.71 段指出：

“必须证明核电厂的设计能够遵守核定的放射性排放限值和所有运行状态下的剂量限值，并能够满足事故工况下可接受的限值。”

2.22. SSR-2/1[1]第 5.25 段指出：

“设计必须确保在设计基准事故工况下，关键设备参数不超过规定的设计限值。主要目标必须是管理所有设计基准事故，使其在场内或场外没有放射性后果，或只有轻微的放射性后果，且无需采取任何场外防护措施。”

此外，SSR-2/1[1]第 5.26 段指出：“设计基准事故必须以保守的方式进行分析。”

2.23. 设计标准中应当考虑工作人员（包括控制和缓解设计基准事故的工作人员）的可接受限值。第 6 部分提供了进一步的建议。

2.24. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 20，可以使用最佳估计假设来分析设计扩展工况。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-88 号《核电厂设计中的设计扩展工况和实际消除概念》[21]提供了与设计扩展工况安全分析相关的建议。设计产生的潜在场内和场外放射性后果应当评价扩展工况，以证明符合反映监管机构制定参考水平的验收标准。第 6 部分提供了进一步的建议。

2.25. NS-G-3.2[19]和 GSG-10[20]提供的关于保护公众和环境的预期放射性影响评定的建议应当在设计阶段和电厂改造期间予以考虑，并在运行期间保持更新。

安全与安保之间的接口

2.26. GSR Part 3[2]第 1.36 段指出：

“安全措施和安保措施的共同目标是保护人员的生命、健康和环境。此外，安全措施和安保措施必须以综合的方式设计和实施，以便安保措施不损害安全，安保措施不损害安全。”

2.27. 此外，SSR 2/1[1]要求 8 规定：

“核电厂核材料的国家衡算和控制系统的安保措施、核安保措施和安排必须以综合方式设计和实施，使其不相互损害。”

此外，GSR Part 3[2]第 1.37 段指出：“需要尽可能以协调一致的方式开发安保基础设施和安全基础设施。”因此，应当让参与设计的组织了解安全和安保之间的共性和差异，以便能够将两者都纳入设计，从而发展安全和安保之间的协同作用。

2.28. 原子能机构《核安保丛书》第 13 号《关于核材料和核设施实物保护的核安保建议》（INFCIRC/225/Revision 5）[22]提供了核材料和核设施实物保护的建议。特定而言，原子能机构《核安保丛书》第 13 号[22]第 3.28 段指出：

“对于一个新的核设施，选址和设计必须尽早考虑到实物保护，并解决在实物保护、安全与核材料衡算和控制之间接口问题，以避免任何冲突，并确保所有三个要素相互支持。”

此外，《核安保丛书》第 13 号[22]第 5.13 段指出：

“预防破坏实物保护系统的设计必须作为一个综合系统的组成部分，以防止破坏的潜在后果，同时考虑到工程安全和运行特点的健稳性，以及防火、辐射防护和应急准备措施。”

2.29. 原子能机构《核安保丛书》第 14 号《关于放射性物质和相关设施的核安保建议》[23]第 3.25—3.28 段就核安保与放射性物质、相关设施和相关活动的安保之间的联系提出了建议。

应急响应辐射防护

2.30. 根据 GSR Part 7[11]要求规定，需要确保在核或辐射紧急情况下现场址有人员的防护和安全。本“安全导则”第 6 部分提供了与应急响应辐射防护规定的设计相关建议。

2.31. GSR Part 7[11]第 5.42 段指出：

“安排……还必须包括确保为设施内和现场的所有人员提供：

- (a) 配备连续辐射监控的适当集合点；
- (b) 足够数量的合适逃生路线；
- (c) 适当和可靠的警报系统和其他手段，用于在各种紧急情况下警告和指示在场的全体人员。”

2.32. 设计中的辐射防护规定还应当包括解决多核电厂机组同时设计扩展工况的措施（见第 6.9 段）。

2.33. 应急响应的辐射防护规定，包括监控系统的设计必须符合 SSR-2/1[1]要求 67，其中规定：

“核电厂必须在现场包括必要的应急响应设施。其设计必须使人员能够在事故和危害产生的条件下执行管理紧急情况的预期任务。”

本“安全导则”第 6 部分和第 8 部分提供了与应急响应辐射防护规定和监控系统设计相关的建议。

2.34. SSR-2/1[1]第 6.42 段指出：

“必须向相关应急响应设施提供相关核电厂及其周边地区的重要核电厂参数和放射性条件的信息。每个设施必须酌情配备与控制室、辅助控制室和核电厂其他重要位置以及场内和场外应急响应组织的通信手段。”

本“安全导则”第 6 部分提供了关于此类信息和通信系统的建议。

2.35. SSR-2/1[1]第 5.64 段指出：

“核电厂的逃生路线应当符合辐射分区和防火方面的相关国家和国际要求，以及工业安全和电厂安保方面的相关国家要求。”

2.36. GSR Part 7[11]第 5.40 段指出：

“在应急计划分区和应急计划距离内，必须作出安排及时监控和评定污染、放射性排放和照射，以决定或调整必须采取或正在采取的防护行动和其他响应行动。这些安排必须包括根据防护策略使用预先制定的运行标准。”

本“安全导则”第 6 部分和第 8 部分提供了关于如何实施这些安排的建议。

设计中剂量限值的应用

运行状态和退役授权剂量限值和剂量约束

2.37. 核电厂的设计需要确保在运行状态和退役期间的特定时期（如每年）不会超过现场人员和公众的授权剂量限值和剂量约束³（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.71 段）。GSR Part 3[2]第 3.26—3.28 段指出了监管机构在确定剂量限值和剂量约束时使用的要求。GSG-7[3]第 3.28—3.33 段和第 3.34—3.48 段分别提供了关于应用剂量约束和剂量限值的建议。

2.38. 根据 GSR Part 3[2]第 3.78 段指出，雇主、注册人及许可证持有人须确保工作人员在工作中受到并非其工作所需或与其工作直接相关的辐射源的辐射，其防护水平与公众成员相同。

2.39. 公众成员的授权年剂量约束适用于人群的代表人，即接受代表人群中高照射人群剂量的个人[13]。应当开展研究以确定代表人以及此类人员照射的关键途径。液态和气态流出物中特定放射性核素的排放限值（例如，按年度、季度、每月或每日计算，较短的时间允许在短时间内增加排放率，从而增加运行灵活性）应当通过对代表人适用剂量约束来得出。排放限值应当确保最大个人剂量不超过监管机构规定的剂量约束。

防护和安全最优化

最优化原则的应用

2.40. GSR Part 3[2]要求 11 规定：“政府或监管机构必须制定并执行防护和安全最优化的要求，注册人和许可证持有人必须确保防护和安全得到最优化。”

³ 职业照射和公众照射的剂量限值由政府或监管机构制定。职业照射的相关剂量约束由许可证持有人制定并用于计划照射情况，公众照射的相关剂量限值由政府或监管机构制定或批准。对于内部照射，如因吸入和摄入放射性物质而导致的照射，剂量限值适用于承诺剂量。

2.41. 除了将照射量保持在剂量限值以下外，还应当将照射量保持在合理可达尽量低水平，同时考虑到以下经济和社会因素：

- (a) 应当在设计过程的早期就考虑到辐射照射，并应当通过辐射防护措施减少辐射照射，这样，相关的辐射照射减少就不会保证在设计、建造、运行和退役方面的进一步支出。
- (b) 在设计中应当考虑到一些措施，如减少在控制区工作的不同类型工作人员所接受的职业剂量的重大差异，以及避免辐射区域的艰苦工作条件。

2.42. 一般来说，防护最优化意味着从一套防护措施中进行选择，包括屏蔽、保持含有放射性物质系统的完整性、避免容易被活化的材料、最大限度地减少容易被污染的表面、从冷却剂中去除放射性核素、过滤工作区的空气、远程操作和使用工具以最大限度地减少辐射照射时间等设计方案。这些措施应当在控制措施的层次结构中考考虑，以便在能动和程序性控制之前考虑非能动和工程解决方案。应当确定可行的备选方案，确定对其进行比较的适当标准，并对备选方案进行评价和比较。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》[24]第 4.8 段、第 4.9 段和第 7.23 段提供了关于正常运行和预计运行事件的放射性验收标准的建议。建议本“安全导则”附录中给出了不同的结构化决策方法。

2.43. 最优化的概念也应当适用于设计特点，其目的是防止或缓解电厂事故的后果，这些事故可能导致现场人员和/或公众照射。更频繁发生的条件，如正常运行或预计运行事件，应当具有比不太频繁的事件（如设计基准事故或设计扩展工况）更具限制性的放射性验收标准（见 SSG-2 (Rev.1) [24]第 4.4 段）。SSG-2 (Rev.1) [24]第 4.10 段、第 4.11 段、第 7.31 段、第 7.46 段、第 7.58 段和第 7.60 段提供了关于事故工况放射性验收标准的进一步建议。

2.44. 最优化过程不仅应当考虑保护公众，还应当考虑保护工作人员和对电厂安全重要的物项，包括与放射性废物现场管理相关的物项。

2.45. 为满足 GSR Part 3[2]关于防护和安全最优化的要求，提供建议的其他安全导则包括：

- (a) GSG-7[3]，涉及工作人员的辐射防护；

- (b) 原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-8 号《公众和环境的辐射防护》[25]；
- (c) 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》[26]涉及处置前管理设施防护和安全最优化的更广泛方面；
- (d) 原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-9 号《放射性流出物排入环境的监管控制》[27]，就辐射防护原则的应用和与排放控制相关的安全目标以及排放授权程序提出建议；
- (e) GSG-10[20]，描述了前瞻性放射性环境影响评定的框架和方法，仅涵盖公众照射评定。

2.46. 本“安全导则”第 5 部分和第 6 部分提供了与工作人员防护和辐射防护最优化设计措施相关的特定建议。

放射性废物的减少

2.47. 要求尽量减少运行和退役期间产生的放射性废物。GSR Part 5[9]要求 8 规定“所有放射性废物都必须被识别和控制。放射性废物的产生必须保持在可行的最少化。”SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 12 规定：“在核电厂的设计阶段，必须特别考虑纳入便于放射性废物管理和电厂未来退役和拆除的功能。”本“安全导则”第 5 部分和第 7 部分提供了关于如何在设计中满足这些要求的建议。

2.48. 根据 GSR Part 5[9]第 2.6 段，辐射防护设计应当符合监管机构为因核电厂活动（包括放射性废物处置前管理活动）而照射的任何人员制定的最优化要求。GSR Part 5[9]第 4.6 段指出：

“在建造设施之前，从设计阶段开始，在设施的整个使用寿命期间，在选择建造设施所用的材料时，在控制设施运行和退役期间所用的材料和流程、设备和程序时，都必须考虑控制放射性废物的数量和放射性内容物的措施。控制措施通常按以下顺序实施：减少废物的产生，按原计划重复使用物项，回收材料，最后将其视为废物处置。”

本“安全导则”第 3 部分提供了如何满足这一要求的建议。

2.49. GSR Part 5[9]第 4.7 段指出：

“必须对产生废物的设施的选址、设计、建造、调试、运行、关闭和退役进行仔细计划，以将产生的废物的数量和放射性内容物保持在可行的最少化。”

第 5 部分和第 7 部分提供了如何满足这一要求的建议。

运行状态设计目标

2.50. 本“安全导则”第 5—7 部分为辐射防护相关措施的设计提供了建议。在许多情况下，这些建议与设计用于限制和保持冷却剂中的活度以及限制向环境中排放活度的技术系统相关。关于核电厂设计的其他相关安全导则中详细提供了这些相关技术系统的建议，包括原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-52 号《核电厂反应堆堆芯的设计》[28]，第 SSG-53 号《核电厂反应堆安全壳和相关系统的设计》[29]，第 SSG-56 号《核电厂反应堆冷却剂系统和相关系统的设计》[30]，第 SSG-62 号《核电厂辅助系统和支持系统的设计》[31]，第 SSG-63 号《核电厂燃料装卸和贮存系统的设计》[32]和第 SSG-39 号《核电厂仪器仪表和控制系统的设计》[33]。本“安全导则”第 5—7 部分相应地指出了这些安全导则中提供的相关要求。

2.51. 为了确保设计将剂量降低到合理可达尽量低水平，并代表最佳实践，应当为工作人员的个人剂量和集体剂量以及代表人的个人剂量设定设计目标。根据 GSR Part 3[2]要求，为现场人员和公众成员设定个人剂量的设计目标应当符合剂量约束的概念。设计目标应当设定在剂量限值的适当部分。⁴ 如果可以以合理的成本实现，剂量应当降低至目标以下。术语“目标”和“目标剂量”在本“安全导则”用于个人和集体剂量。

2.52. 为了将设计工作集中在对工作人员的集体和个人剂量贡献最大的设计方面，为可能接受最高剂量的工作人员群体（如维护工作人员和辐射防护官员）设定集体剂量的设计目标是有用的。为每一类工作设定集体剂量的设计目标也是有用的，如主要部件的维护、在役检查、换料和废物管

⁴ 设计目标不代表限值，相反，它们是最优化过程中有用的设计工具。只要任何超出都是正当的，就可能超过设计目标。实现设计目标本身并不表明设计满足最优化原则。

理。这些，加上剂量设计关键阶段的评定（见 GSG-7[3]）可用于监控对剂量的主要影响，并确定对剂量的影响比最初设想的更大的方面。

事故设计目标

2.53. 应当通过将计算剂量与构成事故设计目标的特定放射性验收标准（见 SSG-2（Rev.1）[24]第 4.10 段和第 4.11 段）进行比较，来判断在事故工况下保护现场人员和公众的设计规定是否充分。一般而言，如第 2.43 段所述，事故发生的频率越高，规定的设计目标就应当越低。监管机构可以通过为不同发生频率的事故设定不同的设计目标来认可这一原则。此外，监管机构可以通过规定特定剂量带内所有事故的频率标准来定义设计目标。

退役设计目标

2.54. 退役计划始于设计阶段，并贯穿设施的整个生命周期。GSR Part 6[10]第 7.3 段指出：“对于新设施，退役计划必须在设计阶段早期开始，并必须持续到退役授权终止。”本“安全导则”第 7 部分提供了退役设计中与辐射防护相关的建议。

2.55. 应当考虑到 GSR Part 6[10]要求 1，得出退役设施和基于剂量限值的退役行动的适当设计目标，该要求规定“**退役期间的照射必须被视为计划照射情况，并必须在退役期间相应适用 GSR Part 3[2]相关要求。**”

2.56. GSR Part 6[10]要求 14 规定：“**在退役时，必须对所有废物流的放射性废物进行管理。**”退役计划需要考虑退役期间产生的放射性废物的管理（见 GSR Part 6[10]第 7.4 段），并应当得到设施设计的支持。本“安全导则”第 7 部分提供了满足这些要求的建议。

2.57. 工作人员及公众人士的相关剂量限值要求根据 GSR Part 3[2]要求 11 在退役期间适用。此外，GSR Part 6[10]第 2.1 段指出：“对因退役行动而受到辐射人员的辐射防护必须在适当考虑相关剂量约束的情况下得到最优化。”

2.58. GSR Part 6[10]第 2.2 段指出（参考文献略）：

“除在计划活动期间提供防护措施外，还必须在退役期间提供防护措施，防止和减少因事故而造成的照射。但是，如果事故或特定情况的性质需要补救或在紧急情况下需要限制放射性物质的排放，则适用原子能机构的其他安全标准。”

本“安全导则”第 7 部分提供了相应设计考虑的建议。

2.59. GSR Part 6[10]第 2.3 段指出：

“在设施退役期间，以及在解除对其未来使用的限制监管控制之后，必须遵守关于环境保护的国家法规和 GSR Part 3[2]关于环境保护的要求。”

本“安全导则”第 7 部分提供了满足这些要求的设计建议。

3. 核电厂设计中辐射防护的一般方面

核电厂中辐射源

3.1. 在运行状态和退役期间，应当在设计阶段确定辐射源的大小和位置。应当考虑到在运行状态和退役期间造成辐射照射的主要来源，包括：

- (a) 反应堆堆芯（包括燃料和非燃料部件）、反应堆内部构件和容器，以及被活化的周围材料；
- (b) 反应堆冷却剂和相关系统，如慢化剂、容积控制和反应堆水清洁系统；
- (c) 蒸汽供应系统、给水系统及汽轮发电机（视乎设计而定）；
- (d) 废物处理系统、废树脂及贮存系统；
- (e) 辐照燃料，包括连接的冷却和清洁系统；
- (f) 燃料装卸和贮存系统；
- (g) 去污设施；
- (h) 通风系统；
- (i) 杂源，如用于无损检测的密封源。

在设计阶段，应当特别注意防止直接暴露于产生最高水平辐射的辐射源，如反应堆堆芯、辐照燃料和废树脂。第 4 部分和第 5 部分提供了关于评定运行状态下辐射源的建议。核电厂退役期间的主要辐射源是来自与放射性物质接触区域的受污染物质（主要是表面和储罐及管道内的残留物），以及靠近堆芯已被活化的物质（影响整个相关材料体积）。按照原子能机构《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》[34]建议，这些受污染的材料应当在退役计划的放射性表征中单独描述。第 7 部分提供了退役期间评定辐射源的建议。

3.2. 事故工况下潜在辐射源的大小、位置、可能的运输机制和运输路线也应当在核电厂的设计阶段确定。SSR-2/1 (Rev.1) [1]和 GSR Part 4 (Rev.1) [8]规定了在设计开发期间进行安全评定和最终评定的要求，SSG-2 (Rev.1) [24]提供了相关建议。

3.3. 事故工况下的主要辐射源是裂变产物、活化产物和锕系元素，对此应当采取预防性设计措施。这些产物和锕系元素要么从燃料元件中排放出来，要么从通常保留产物和锕系元素的各种系统和设备中排放出来。第 6 部分提供了在事故工况下评定辐射源的建议。附件 I 描述了评定选定事故辐射源的方法示例。所列事故是出于说明目的而选择的，涵盖了轻水堆核电厂、二氧化铀金属包壳燃料二氧化碳冷却反应堆、重水堆和有载换料反应堆的所有主要设计类别。

3.4. 应当按照 SSG-2 (Rev.1) [24]第 2.16—2.19 段的建议，针对运行状态和事故工况评价放射性物质向环境排放的源项，以证明设计确保满足国家辐射防护要求。核电厂各种设计的辐射源和源项的示例见附件 I。

电厂状态和退役设计方法

设计团队和运行经验

3.5. 核电厂的设计团队应当对安全、安全文化、安保文化以及辐射风险和危害的显著性有共同的理解。设计团队的管理者应当倡导团队作为一个整体和团队中的个人对安全的集体承诺。GSR Part 2[7]要求 12 规定：

“组织内的个人，自高级管理人员以下，必须培养强大的安全文化。安全管理系统和领导必须能够培养和维持强大的安全文化。”

设计团队的管理者还应当根据原子能机构《核安保丛书》第 7 号《核安保文化》[35]倡导对安保文化的集体承诺。

3.6. 设计团队应当了解需要纳入设计的辐射防护措施。⁵ 相关营运组织的专家应当有效参与新电厂的设计和现有电厂进行改造，以帮助确保满足辐射防护和废物管理的要求。此外，应当将适用的运行经验转移给设计组织。这样，可以适当地考虑设计方面和运行程序之间的相互关系。

3.7. 要求在设备和装置寿命的所有阶段，从设计和建造到运行和退役，都要进行防护的最优化（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 5）。应当对辐射防护计划和放射性废物管理计划采取结构化方法，以确保最优化原则的一致应用。GSG-7[3]和 SSG-40[4]提供了建立和维持辐射防护计划的进一步建议。参考文献[36]提供了辐射防护最优化和决策的指导。

3.8. 为了实施辐射防护的结构化方法，设计组织应当通过确保在设计的所有阶段都认识到辐射防护的重要性来展示强大的安全文化。

3.9. 通过确保项目的所有参与者了解确保辐射防护的一般要求，以及他们的个人活动或职能对现场人员、公众和环境提供辐射防护的直接和间接影响，建立了最优化文化。更特定地说，应当在以下基础上建立最优化文化：

- (a) 了解导致现场人员和公众照射的实践；
- (b) 向设计团队反馈运行经验；
- (c) 熟悉影响个人剂量和集体剂量的主要因素；
- (d) 熟悉有助于优化设计的分析方法；
- (e) 认识到必要时应当咨询辐射防护专家，以确保对辐射防护有影响的方面得到适当评价，并在设计中加以考虑。

3.10. 辐射防护专家应当密切参与设计过程，通过以下方式提供支持：

- (a) 影响放射性物质的生产及其在电厂中的运输和积聚以及放射性核素在环境中扩散的所有领域的专门知识；

⁵ 有各种方法可以确保参与设计的人员充分了解这些辐射防护措施，例如让辐射防护专家记录这些措施并提供相关培训。在设计团队中包括一名有经验的运行人员可能是合适的。

- (b) 利用现有的最佳分析方法和相关运行经验的数据，评价电厂内的不同辐射源和由此产生的剂量；
- (c) 熟悉相关法规、导则和最佳实践；
- (d) 熟悉高水平辐射区域的维护、在役检查和其他工作，这些工作对现场人员的辐射照射有很大影响。

3.11. 由于化学参数在控制核电厂放射源方面的重要性，反应堆化学专家也应当参与设计过程。材料专家应当参与控制腐蚀产物中放射性核素的积聚。这也指在运行和退役阶段进行的化学去污过程。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-13 (Rev.1) 号《水冷核电厂化学计划》[37]提供了关于水冷核电厂化学计划的建议。

组织方面

3.12. 达到足够的辐射防护水平与设计的许多方面相关。因此，有必要确保所有可能影响照射的设计相关决定都考虑到辐射防护专家的建议。此外，应当计划设计过程，以便实施这些建议是可行的。应当提供确保设计人员在设计过程的每个阶段都考虑到必要的辐射防护措施的手段。这类手段可包括以下内容：

- (a) 电厂布局规则；
- (b) 设计尽量减少个人防护设备使用的措施；
- (c) 工程师可以使用并由辐射防护官员评审的清单⁶。

3.13. 核电厂设计项目的组织应当考虑到以下因素：

- (a) 在设计的早期阶段，当评价设计主要方面的选项时，应当咨询设计组织内的辐射防护官员。咨询外部组织的专家也是合适的；
- (b) 设计应当纳入良好的工程实践，运行经验表明这些实践可有效减少照射，只有在证明了净收益的情况下，才应当接受对此类实践的偏离；
- (c) 辐射防护官员应当评审所有可能对照射产生显著影响的决定；
- (d) 应当有一个适当的持续论坛，用于提出改进建议和解决设计工程师和辐射防护专家之间可能出现的争议。

⁶ 参考文献[38]给出了核电厂设计中防护最优化的一个示例清单。

3.14. 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》[39]提供了关于在整个设计过程中应用系统化和结构化管理系统的建议。

3.15. 应当做出强有力的管理承诺，以确保营运组织中的最优化过程是有效的。在一些组织中，这种承诺包括任命一名最优化经理，他直接向设计项目的高级经理报告，从而参与决策过程。GSG-7[3]第 2.9 段、第 2.10 段和第 3.8—3.33 段以及本“安全导则”附录提供了进一步的建议。

设计策略

一般方法

3.16. 设计目标应当在核电厂设计过程的一开始就设定，并应当包括对工作人员和公众的剂量约束，包括以下内容：

- (a) 现场工作人员的年集体剂量目标和个人剂量目标（例如平均和最大有效剂量）；
- (b) 公众成员的年个人剂量目标。

还应当为反应堆运行时和关闭期间进行的活动确定特定剂量目标。剂量计算，包括用于进行剂量计算的方法和工具，应当接受监管机构的评审和批准。

3.17. 在实践中，设计目标可以相互独立地实现，尽管原则上任何为减少放射性物质向环境的排放而加强废物处理系统的实践都可能导致现场人员的额外工作，从而增加他们的照射量。在确定减少排放的最佳可行方法时，应当考虑到对现场人员照射的影响，以确保没有不正当的增加。

3.18. 在设定设计目标时，应当考虑在辐射防护方面有良好运行记录的类似核电厂的经验。目标应当由监管机构评审和批准。应当考虑这些参考电厂和正在开发的电厂在设计、运行或政策方面的任何差异。核电厂设计的最终变化可能包括功率水平、一回路所用材料、燃料类型、燃料、负载跟随程度、反应堆冷却剂化学成分、屏蔽、反应堆可以在故障燃料下运行的程度以及计划在负载上进入安全壳的程度。

3.19. 图 1 给出了用于基于早期电厂设计的设计目标使用的简单说明。在设计过程的初始阶段，引入设计变更以确保实现设计目标。然而，实现设

计目标本身并不能确保剂量将降低到合理可达尽量低水平，可能有必要进一步开发设计，以确保辐射防护得到最优化。

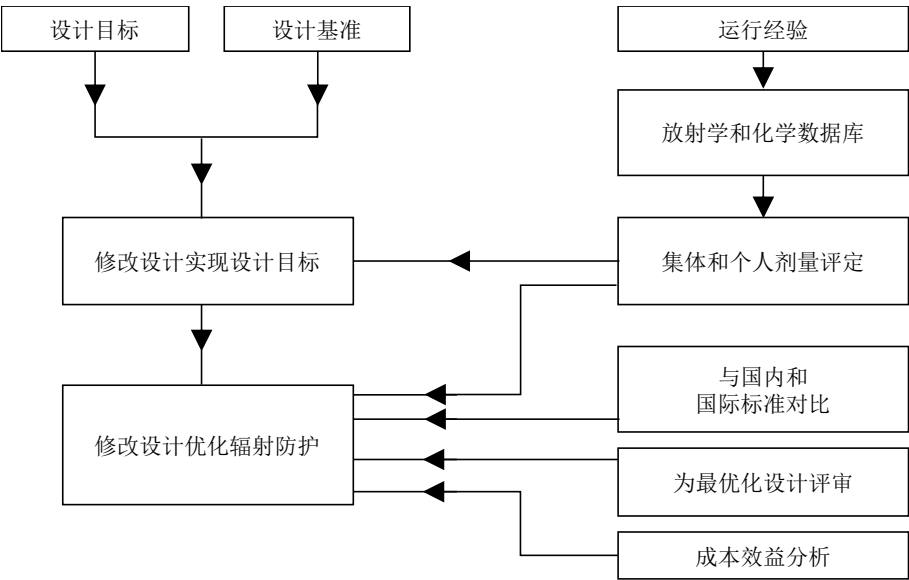


图 1. 核电厂设计中辐射防护最优化策略。

现场人员辐射防护设计

3.20. 核电厂的设计应当遵循以下程序，以确保现场人员的辐射防护：

- (1) 应当制定并记录电厂设计的一般标准。这些标准应当包括电厂布局所依据的原则，以及在电厂设计中对使用特定材料的限制。产生的文件将构成设计管理系统的一部分（见原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[40]）。
- (2) 应当制定控制照射的策略，以便在设计早期按照逻辑顺序考虑最重要的方面。⁷ 因此，这些方面应当在设计阶段首先考虑，并应当确保设计已经过证实。目标应当是将风险敞口降低到合理可达尽量低水平，

⁷ 例如：(a) 在许多反应堆设计中，有两个领域具有减少照射的重大潜力，即定期和不定期的维护活动；(b) 在压水堆的一些设计中，在维护期间对辐射照射有重要贡献的两个设备物项是蒸汽发生器和含有放射性冷却剂系统中的阀门。

这也将有助于提高可靠性，从而提高经济效益电厂的性能。还应当考虑尽量减少放射性核素的产生和积聚的设计特点，这些功能将降低整个电厂的辐射和污染水平，而局部解决方案（如增加屏蔽、改善通风）只会带来局部效益。随后应当考虑本地电厂特点，如电厂布局、屏蔽以及系统和部件的设计。图 2 显示了减少压水堆中照射的简化策略的示例。

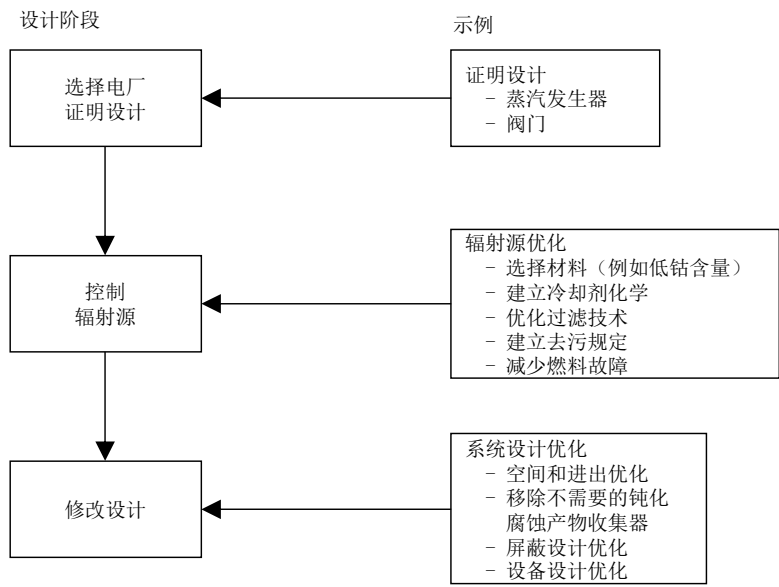


图 2. 压水堆中减少照射的简化策略。

(3) 应当制定电厂的逻辑布局，根据预测的剂量率和污染水平将电厂划分为不同的分区（见 SSR-2（Rev.1）第 6.73 段）、进入要求和特定问题，如需要分开的安全通道⁸。剂量率可以使用构成辐射防护方面设计基准的源项计算（见附件 I），也可以根据类似电厂的运行经验计算，但设计和运行参数的任何差异都必须不重要。分区应当符合国家法律和监管要求。使用电厂运行时将使用的相同分区可能就足够了，但出于设计目的，通常需要对分区进行更特定定义（见附件 II 给出的示例）。

⁸ “安全通道”术语是指执行安全功能的一组设备部件，如应急堆芯冷却泵及其相关设备和水源。

- (4) 维护计划和运行任务应当加以界定，最好是在既定概念的基础上。每项任务的工作人员人数应当仅基于运行和安保要求，应当不人为增加，以符合监管要求或剂量约束。对于预计剂量相对较小的任务，工作量可以一般地用在每个辐射分区花费的人时数来表示。还应当确定执行每项任务的工作人员类型，例如维护人员、在役检查人员、技术支持人员（如脚手架工、隔离工作人员）、去污人员和辐射防护人员。
- (5) 应当结合步骤 3 和 4 的结果来评价集体剂量和个人剂量。建议使用职业照射数据库。在可能的情况下，应当最大限度地利用相关的运行经验，特别是对于难以预测的工作，如计划外维护。
- (6) 建议的程序如图 3 所示，图 3 给出了决定个人和集体剂量因素的示意图。这一程序应当在设计的每个重要阶段重复，详细程度应当随着设计的发展而增加。在每个阶段，评价的剂量应当与每类工作的设计目标进行比较。决定个人和集体剂量的因素如图 3 所示。在图 3 中涉及设计选项的每个步骤中，应当执行优化研究。在预计将超过设计目标的情况下，这一点尤其重要。
- (7) 应当仔细考虑控制措施的层级。消除危害是最好的解决方案，如果不可能消除危害，则减少危害。下一步应当是隔离危害，并使用工程控制来降低对工作人员的风险，行政控制和个人防护设备处于级别的最底层。

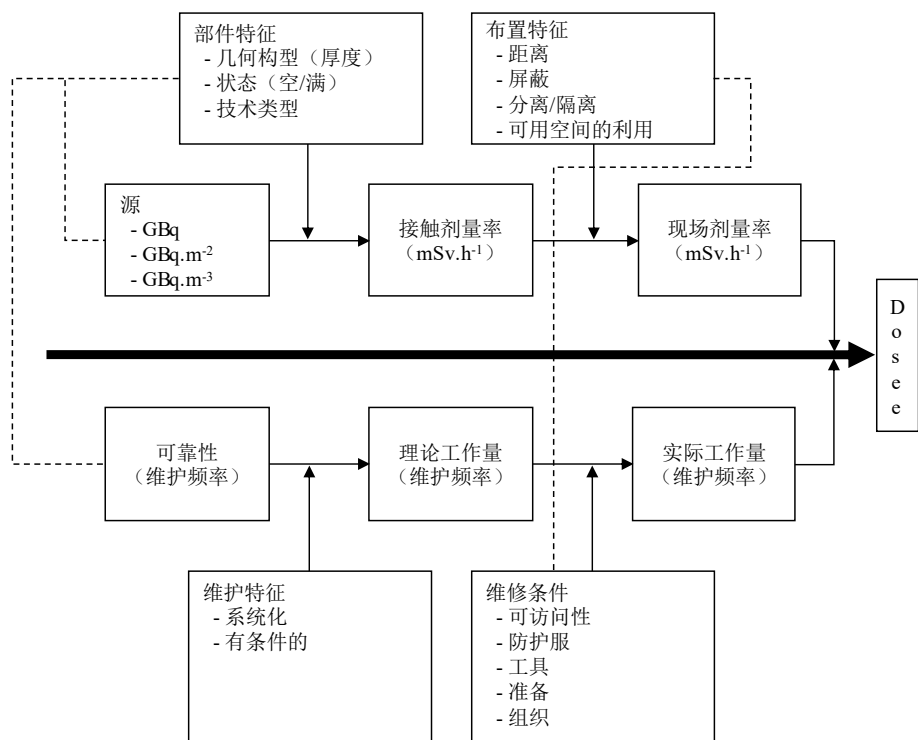


图 3. 核电厂剂量来源流程图（虚线表示可能的相互作用）。

3.21. 表 1 给出了设计过程策略的实际实施示例。在这个策略中，设计分为 4 个步骤，代表着越来越多的细节。每一步要考虑的主要参数是个人和集体剂量目标、要进行的研究、分区、接触剂量率和照射工作量。例如，在步骤 1，设置平均个人剂量目标，以及包括裕度的集体剂量目标。作为最优化过程的一部分进行的研究将产生每个选项的优点和缺点的清单。不进行分区，也不进行接触剂量率计算。在考虑不同选项（例如，工作是由工作人员还是由机器人执行）的情况下，对照射的工作量进行了估计。

3.22. 工作人员照射的一个重要因素是吸入空气污染物，如加压重水堆中的氚。应当制定核电厂的合理布局，根据空气中放射性核素的水平将核电厂划分为不同的分区。

表 1. 设计过程策略的实际实施示例

	设计目标		最优化过程	剂量率		个人和集体剂量
	个人剂量目标	集体剂量目标		分区	接触剂量率	
步骤 1	所有工作人员的平均数	设施总计	说明选项的优点/缺点	(不相关)	(不相关)	利用期权估计照射工作量
步骤 2	更新步骤 1 值	更新步骤 1 值	评价主要选项	建立近似分区	(不相关)	照射工程量估计的程序定义
步骤 3	所有工作人员平均值的确定值	步骤 2 决策评价	限于重点	使用设计源项/实际源项/事故源项进行评价	计算接触剂量率	照射工作量估计
步骤 4	每种任务类型的值	进化	按任务详细说明	核实/精确度	核实/精确度	照射工作量的详细评价

3.23. 应当保存一份可监查的记录，记录在设计过程中做出的所有决定以及做出这些决定的原因，以便影响辐射照射的设计的每个方面都是正当的。这应当是设计管理系统的一部分。

3.24. 应当制定初始退役计划，以确保设计包括必要的特点，以减少和控制退役期间的照射。在许多情况下，这些特点将与运行状态所需的特点相同，但退役可能需要一些额外的特点。如果这些附加特点是主要的，则应当最优化运行状态和退役的必要特点。第 7 部分提供了关于退役辐射防护设计方面的更多建议。

3.25. 设计应当有助于实现职业剂量目标—包括个人剂量和集体剂量—方法是采用以下部分或全部措施，利用 GSR Part 3[2]第 3.93 段所述的预防措施层级。

(a) 通过以下措施降低工作区的剂量率：

- (i) 减少污染源（例如通过适当选择材料，减少地表和空气传播的污染，去污措施，控制腐蚀、水化学、过滤和净化，以及排除一回路系统中的异物）；
- (ii) 改善屏蔽；
- (iii) 增加工作人员和源之间的距离（例如通过远程装卸）；
- (iv) 控制含有放射性核素的气流方向，改善过滤通风，尤其是在加压重水堆中。

(b) 通过以下措施减少辐射场的居留时间：

- (i) 指定高标准的设备，以确保极低的故障率；
- (ii) 确保易于维护和移除设备；
- (iii) 消除某些操作任务的必要性（例如，通过提供内置辅助设备或在设计中规定永久通道）；
- (iv) 确保进入方便和良好的照明；
- (v) 通过设计手段优化工作人员的数量及其在辐射场内的时间；
- (vi) 为远程或自动化视察设备做好规定；
- (vii) 隔离源和重要通道。

公众的辐射防护设计

3.26. 第 2.39 段提到的公众的年度个人剂量设计目标。应当在设计过程开始时就已在场址评价中设定。必要时，应当考虑场址周围地区的可能发展和未来可能的人口分布。

3.27. 设计目标应当通过以下方式实现：

- (a) 应当在设计过程的早期阶段确定影响公众剂量的场址特定特点，并在设计中予以考虑（见 GSG-10[20]）。这应当包括代表人和照射途径的识别，这应当得到监管机构的批准。一种可能的方法是为放射性排放设定目标，其中考虑到运行经验和在设计放射性流出物处理系统时使用最佳可行手段。
- (b) 应当评价代表人的最终剂量，以确保实现目标。

3.28. 应当监控所有潜在的排放途径。还应当作出规定，确保没有放射性核素意外离开或进入电厂，例如在门口处使用放射性监控器。另见 GSG-9[26]第 3.20 段和第 3.21 段。

环境的辐射防护设计

3.29. 应当通过考虑非人类生物群的照射途径来评定相关本地植物群、本地动物和迁徙动物中可能存在的最大放射性核素浓度，以及这些浓度可能产生的内剂量。为人类制定的放射性验收标准在保护其他物种方面通常是保守的。从放射性的角度来看，保护非人类生物群和环境通常是通过保护人类群体来实现的（GSR Part 3[2]第 1.33 段）。然而，如果需要证明环境受到保护，不受放射性核素的影响，环境评定应当满足这一需要。GSG-8[25]、GSG-9[26]和 GSG-10[20]提供了关于保护非人类生物群的进一步建议。

3.30. 应当根据 GSG-10[20]和 NS-G-3.2[19]第 4、5 和 6 部分中提供的建议进行放射性环境影响评定，以告知适用于公众剂量的最优化流程，并确保设计符合国家监管要求和适当的剂量目标。

综合安全、应急和安保措施的辐射防护设计

3.31. 为运行状态和退役设计辐射防护措施时，应当考虑到对安全和运行特点（如设备贮存和进入、污染控制）很重要物项的健稳性，以及防火和应急准备措施。在根据 SSR-2/2 (Rev.1) [5]第 5.4 段所取得的经验评审和更新应急响应辐射防护设计措施时，还应当考虑到应急计划中的安排。原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-2 号《核或辐射应急准备和响应中使用标准》[41]和本“安全导则”第 6 部分提供了与应急准备相关的措施建议。

3.32. 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》[42]提供了关于降低火灾导致放射性物质泄漏风险的建议。要求根据 SSR-2/2[5]第 5.23 段为消防人员的辐射防护和向环境排放的管理制定设计措施。

3.33. 核安保导则由原子能机构《核安保丛书》第 10-G (Rev.1) 号《国家核安全威胁评定、设计基准威胁和代表性威胁声明》[43]、第 11-G (Rev.1) 号《使用和贮存中的放射性物质及相关设施的安保》[44]、第 19 号《建立核电计划的核安保基础结构》[45]、第 25-G 号《为核安保目的在设施内使用核材料衡算和控制》[46]和第 27-G 号《核材料和核设施的实物保护》(INFCIRC/225/Revision 5 实施)[47]提供。

3.34. 设计中规定的应急安排和辐射防护措施应当适当，以便在发生以下情况时保持安全，如果事故发生，缓解事故的后果，保护现场人员和公众，以及根据 SSR-2/2 (Rev.1) [5]第 5.2 段保护环境。应急计划和所有应急安排应当在燃料装载开始前完成并实施。

运行经验的使用

3.35. 需要使用类似设计的反应堆在运行状态和退役时的运行经验反馈来确定辐射防护方面的最佳实践，并改进核电厂的设计（见 SSR-2/2 (Rev.1) [5]要求 24）。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号《核装置运行经验反馈》[48]提供了相关建议。事故工况的反馈和经验也应当用于确定良好实践。

核电厂的调试和运行设计考虑

调试时设计考虑

3.36. 应当在早期调试阶段采取措施，以确定任何设计缺陷，如屏蔽不足，以便在反应堆达到满功率运行之前纠正这些缺陷。

3.37. 设计中为运行状态提供防护和安全水平最优化的措施应当足以满足调试阶段的要求（见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-28 号《核电厂调试》[49]），即使在调试阶段，辐射水平通常较低，因为功率水平较低，核电厂部件中放射性物质的积聚较少。

3.38. 应当在设计阶段制定实验计划，以核实旨在限制职业照射的屏蔽和工程特点的充分性，并在调试期间实施。这些计划应当旨在证明符合安全运行的运行限值和条件（另见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 28），SSG-28[49]提供了关于核电厂调试计划的进一步建议。

初始启动设计考虑

3.39. 辐射防护基础设施应当在计划引入放射源和核燃料之前设计并在足够长的时间内可用，以便全面建立辐射防护计划，并确保所有辐射监控设备都经过试验并正常运行（见 SSG-28[49]第 3.33 段、第 3.48 段、第 3.61 段、第 4.28 段、第 A-2 段、第 A-3 段和第 A-14 段）。

3.40. 初始启动和连续运行的化学参数，包括辐射防护考虑，应当在设计中规定，因为这些参数会对运行后期的反应堆源项产生显著影响。

3.41. 设计中应规定表面，并在初始启动之前和/或期间进行预处理，以产生保护层并确保所有系统中的表面都经过适当的钝化处理。因此，保护层将减少核电厂运行时腐蚀产物随后排放到冷却剂中，从而减少放射性物质的积聚（见 SSG-13 (Rev.1) [37]第 5.19 段）。

运行设计考虑

3.42. 本“安全导则”第 5 部分提供了核电厂运行的辐射防护设计方面的建议。

大修

3.43. 在本“安全导则”，“大修”是指核电厂正常运行期间，反应堆因维护、试验或换料而关闭的一段时间。在大修期间，照射主要是由于一回路的活化腐蚀产物污染。因此，应当考虑特定设计特点，以确保大修期间的职业照射得到最优化。

平台和停放区

3.44. 设计应当包括平台的规定，以便安全地进行工作，并在受控区域内贮存脚手架和临时屏蔽材料。在维护活动中，设计还应当为铺设区域提供足够的空间，以确保容易进入，并减少在以下方面花费的时间辐射水平较高的地区。材料选择和表面处理应当确保易于去污。

屏蔽

3.45. 对于不能永久屏蔽的一回路系统部件的大修和维护工作，应当考虑临时屏蔽规定或支持系统设计特点。大修期间需要维护的设备应当尽可能放置在低剂量率区域。应当在构成大量辐射源的单一部件之间提供屏蔽，以减少维护该区域其他部件的维护和视察人员的照射。应当对不同位置的辐射水平进行屏蔽计算，包括电厂满功率运行以及电厂大修期间的特定预防性维护。

燃料贮存和装卸

3.46. 燃料水池和燃料输送通道的设计应当包括屏蔽和易于去污的规定，特别是在视察或维护燃料输送设备时。过滤和清洁系统的设计应当考虑到确保维护期间职业剂量最优化的需要。

3.47. 应当考虑 SSG-63[32]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-15 号 (Rev.1) 号《乏燃料的贮存》[50]提供的关于核燃料贮存设计和装卸中辐射防护方面的相关建议。本“安全导则”第 5.93—5.103 段给出了进一步的建议。

进入控制区

3.48. 设计应当包括有效进入控制点和相关设施的规定，如监控、污染和使用个人防护设备进入控制区的人员登记。应当考虑在大修期间规定额外的污染监控器。

维护的容易

3.49. 在可能的情况下，在不损害核安全和核安保的情况下，应当在液体系统上提供法兰连接，以便快速断开连接并易于进入清理。然而，应当注意的是，法兰可能会增加活度流体泄漏的风险。设计中应当使用电气快速断开设备，以最大限度地减少维护时间。部件的设计应当便于通过机械或化学手段进行排水、冲洗、清洁和去污。位于辐射分区的部件应当设计为快速拆除和安装（如高架起重点）。管道、设备、隔离和屏蔽的设计应当便于快速拆除和更换。位于高水平辐射区内的阀门应当有足够的维护空间（例如，容纳临时屏蔽）。

启动和关闭设计考虑

3.50. 如果冷却剂回路的充氧会导致腐蚀产物排放到冷却剂中，例如在压水堆中，设计应当能够在冷却剂泵仍在运行且清洁系统仍在运行的情况下，通过化学手段对回路进行故意充氧，控制一回路中活化腐蚀产物的排放。SSG-56[30]提供了启动和关闭期间清洁和避免腐蚀产物的设计考虑建议。

3.51. 应当考虑增加反应堆水清洁系统的能力，特别是在关闭时，以尽量减少反应堆冷却剂中的活化腐蚀产物。

3.52. SSG-13（Rev.1）[37]提供了关于不同反应堆类型启动和关闭期间化学控制的进一步建议。

3.53. 应当在设计阶段考虑系统和部件的维护，以最大限度地减少维护需求，特别是电厂高剂量率区域的那些物项。

事故工况下设计考虑

3.54. 为保护公众免受事故可能带来的放射性后果而采取的主要设计措施必须具有降低事故发生概率（预防事故）和减少事故发生时与事故相关的源期限和排放（缓解后果）的目标（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 2.8 段）。本“安全导则”未明确提及事故预防，建议 GSG-10[20]第 5.44 段和第 5.45 段提供了更多信息，参考文献[51—55]提供了更多信息。

3.55. 事故工况的设计目标是将放射性排放限值在可接受的水平，并最优化以下各项：

- (a) 核电厂可能排放的放射性物质对公众造成的风险；
- (b) 这些排放和直接辐射照射对现场人员的风险。

这些设计目标应当通过高质量的设计和特殊特点来实现，例如纳入核电厂设计的安全系统和设计扩展工况的安全特点。需要通过安全分析来确认设计目标的实现（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 42）。确定性安全分析和相关剂量评定，辅以证明符合辐射验收标准的概率安全评定，应当基于设计基准事故分析的保守假设和设计扩展工况分析的现实或最佳估计假设。本“安全导则”第 6 部分提供了进一步的建议。

3.56. 为了实现第 3.54 段和第 3.55 段规定的设计目标，必要的设计规定和程序（例如进入控制室、维护基本设备或过程取样）应当使运行人员能够在事故中充分管理情况（见第 6 部分）。

3.57. 应当采用类似于运行状态下使用的设计方法，以确保核电厂设计在事故工况下为现场人员和公众提供充分的辐射防护。需要建立一种安全文化（见 GSR Part 2[7]要求 12），以确保安全问题得到最高优先考虑，并以足够的裕量满足事故工况下放射性物质排放的监管要求。

3.58. 为了实现事故工况下辐射防护设备系统和部件的适当设计，辐射防护、设备运行、设备设计、事故分析和监管事务方面的专家应当参与设计过程的所有阶段。应当有连续的这些小组在整个设计过程中的相互作用，以实现在事故工况下提供辐射防护并为监管机构所接受的设计。该设计应当有助于根据原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-54 号《核电厂事故管理计划》[56]实施有效的事故管理程序。

核电厂的退役设计考虑

3.59. 核电厂的设计需要确保核电厂能够安全退役（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 6）。

3.60. 可能具有放射性的长寿命结构、系统和部件应当在合理的范围内为设施的寿命进行设计，以避免更换它们的必要性，并减少泄漏和污染的可能性。

3.61. 在核电厂的整个生命周期内，营运组织负责充分维护文件，以促进未来的退役（见第 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 3.6 (h) 段）。SSR-2/1[1]第 4.8 段指出：

“设计必须确保通过适当的设计措施以及运行和退役实践，将放射性废物的产生和排放在活度和体积方面保持在切实可行的最低限值。”

3.62. 退役期间移除大型电厂设备的路线应当在设计阶段进行计划，必要的规定应当纳入电厂设计。

3.63. 远程技术可能在退役期间移除高放射性物项方面发挥重要作用。应当在设计阶段考虑使用此类技术，以确保不排除其使用。在电厂的整个生命周期中，远程控制技术很可能会有所改进。应当使用开展工作时可用的最佳可行技术。

3.64. 根据 SSR-2/2（Rev.1）[5]和 GSR Part 6[10]，电厂运行和退役都需要进行辐射防护监控，本“安全导则”第 8 部分讨论的一般规定也适用于退役。然而，在退役的后期阶段，一些最初的监控设备可能已经被拆除或变得不必要，或者由于退役活动，不同的监控措施可能变得必要。因此，在退役的每个阶段开始之前，应当评审监控系统的设计。

4. 辐射源的控制和核电厂中 辐射剂量率的估计

核电厂运行和退役期间辐射剂量率估计

4.1. 在核电厂的设计阶段，应当考虑对评定辐射照射设备的需求。该评定应当基于对调试、运行和退役期间辐射剂量的估计，本部分对此提出了建议。GSG-7[3]提供了关于职业辐射防护（外部照射和内部照射）的进一步建议。

4.2. 任何外部剂量计算的第一步都应当是评价辐射源的性质和大小及其强度和分布。这可能涉及计算放射性核素的迁移及其在反应堆冷却剂中携带活化腐蚀产物或裂变产物并远离起源点沉积时的再分布。第二步是计算确定点的通量率（通量），然后通过将通量乘以适当的转换因子来计算辐射剂量率。GSG-7[3]第 7.1—7.132 段提供了关于外部照射评定的建议。

4.3. 在设计阶段，工作人员内部照射的估计是基于工作场址照射的可能持续时间、放射性核素和空气传播活动的水平（包括从表面再悬浮的活动，使用再悬浮因子）、粒径分布、呼吸频率和剂量转换因子。GSG-7[3]第 7.133—7.227 段提供了关于内部照射评定的建议。

核电厂的正常运行和退役源分类

4.4. 核电厂正常运行和退役期间的辐射源应当在设计阶段确定。它们产生的方式在本“安全导则”附件 I 有简要描述。这些源可以根据它们如何以不同的方式影响照射而分为不同的类别，这些方式应在设计中加以考虑。一般而言，这些类别如下：

- (a) 将确定屏蔽设计的源；
- (b) 屏蔽不可行且可能是电厂运行期间工作人员主要剂量来源的源；
- (c) 退役期间工作人员的主要剂量来源；
- (d) 在电厂运行期间对工作人员造成特殊危害的源，如含有 α 发射体或高活度浓度钴的颗粒；
- (e) 在电厂运行期间对公众成员的剂量有重要贡献的源；

(f) 电厂退役期间公众剂量的重要来源。

在某些情况下，一种源可能属于一个以上的类别。

需要屏蔽的源

反应堆堆芯及其周围环境

4.5. 在运核电厂的主要辐射源是反应堆堆芯和周围的物质，这些物质被从堆芯逃逸的中子活化。

4.6. 评价源强度的第一步是确定裂变率、中子和 γ 发射率以及堆芯内中子和 γ 通量的空间和能量分布。这是通过计算机代码实现的，这些代码考虑到了堆芯中材料的空间分布燃料成分的变化、锕系元素和裂变产物毒物的产生，以及控制毒物（由于控制棒的位置、液态慢化剂的高度和毒物浓度）随燃料燃耗的变化。为堆芯计算的中子和 γ 发射率以及中子和 γ 通量分布被用作计算机计算的输入数据，以确定通过冷却剂和通过围绕堆芯的结构和屏蔽材料的中子和 γ 通量能量和空间分布，从而确定相应的设计标准。

4.7. 应当使用附件 I 所列参考文献中讨论的程序确定主要辐射源。

反应堆部件

4.8. 根据核电厂的设计，反应堆容器内的几个部件定期被移除，并成为容器外位置的源。这些包括燃料元件、控制棒、中子源、可燃毒棒、堆芯内仪器仪表和反应堆内部构件。

4.9. 用于屏蔽设计基准的所有这些部件的源项应当基于电厂寿命期间可能发生的最大活度。这可能适用于最大额定燃料组件和其他部件的寿命终止活动。

冷却剂的活度

4.10. 在评价因放射性物质排放到一回路冷却剂中、运进一回路冷却剂并在一回路冷却剂沉积而产生的源项时，应当考虑以下因素：

- (a) 腐蚀产物；
- (b) 裂变产物；
- (c) 活化产品。

4.11. 对于大多数类型的反应堆来说，腐蚀产物是关闭期间核电厂辐射水平的主要来源，因此也是人员职业照射的主要来源。例如，在一些压水堆中，一回路部件中 10 克钴-59 和 5 公斤镍-58 的活化会产生 90%的剂量率和电厂的职业照射。⁹ 因此，腐蚀产物源项的精确建模是最优化设计的一个重要因素。一个重要的活化产物是氮-16，它是一种高能 γ 发射体，半衰期为 7 秒，是反应堆带功率时的主要辐射源。

屏蔽辐射传输

4.12. 应当计算来自每个源的辐射（主要是 γ 射线）通过简单的单一材料整体屏蔽或通过复杂几何构型屏蔽的透射率，这些屏蔽包含低密度（气体和空隙）和低衰变区域，呈现具有散射表面的优先透射路径。几何构型的复杂性和辐射的性质应当决定所需计算方法类型。

4.13. 在设计屏蔽以达到可接受的剂量率时，确定衰变的计算应当从根据以前的经验估计的设计开始。应当对结果进行评价，以确保对现场人员的最佳防护，然后应当与为保持材料完整性而确定的限值值进行比较，并考虑到任何辐射影响。如有必要，应当重复该过程以达到可接受的辐射水平。

不可屏蔽源

4.14. 有些任务必须在不可提供屏蔽的情况下执行。例如压水堆蒸汽发生器储罐中的工作，轻水堆一回路管道的隔离拆除和在役检查。在这些情况下，设计应当确保 (a) 工作能够尽可能迅速地进行；(b) 如第 5.41—5.44 段所述，规定使用遥控设备。

主导核电厂退役剂量和废物量的来源

4.15. 对核电厂退役期间接收的剂量有贡献的辐射源将包括堆芯部件中的活化产物以及周围的物质、一回路和辅助回路中的污染以及电厂中活化物质的积聚。

4.16. 在设计良好和运行正常的反应堆中，退役期间的主要辐射源将是堆芯内和堆芯附近的活化产物。重要的放射性同位素将是那些半衰期为几年

⁹ 这适用于蒸汽发生器管道使用镍基合金的反应堆。

或更长时间的同位素。在许多情况下，用于外部照射的最显著的放射性同位素将是钴-60 和铯-137，它们在关闭后的许多年内仍将是重要的照射源。钴-60 来自材料中的杂质，这将占主导地位，直到镍-63 成为主要的放射性同位素。在这种情况下，在运行期间为控制该源的大小而实施的杂质水平控制也将在退役期间有效地控制它。铯-137 作为一种半衰期长的裂变产物，通常会在电厂的整个生命周期内保持不变，主要由燃料元件的质量和冷却水的过滤来控制。对于内部照射，最相关的放射性同位素包括氚和锶-90。

4.17. 在退役期间，源项的大小会影响对工作人员的剂量和产生的放射性废物的体积。在适当情况下，控制区内的混凝土应当在电厂运行前涂覆，以便于清洁和去污，前提是混凝土部分可用于清洁和去污。

4.18. 考虑到燃料包壳中可能存在的缺陷，一回路和辅助回路可能会被 α 发射体污染。沉积在表面的辐照燃料量可能达到几十克。¹⁰ 对于这种情况， α 发射体内部照射的风险在维护、运行和退役期间是一种特殊的危害，应当采取相关的预防措施，如提供呼吸防护设备。

在电厂运行和退役期间对工作人员造成特殊危害源

4.19. 电厂运行和退役期间的一个特殊危害可能是剂量率“热点”。这种热点是由冷却剂中存在的小物体的活化引起的。这些对象可以包括以下内容：

- (a) 部件或燃料组件过度磨损产生的金属颗粒；
- (b) 一回路或与其相连的其他回路中残留碎片；
- (c) 积垢沉积在燃料上。

这种热点的活度浓度将取决于材料和活化时间。它们通常通过水的传输从一个回路移动到另一个回路。这些源产生的接触剂量率从几十毫希沃特/小时到几百希沃特/小时不等。热点在关闭和退役期间尤其重要。

4.20. 在电厂设计期间，应当考虑 SSG-47[34]提供的关于剂量限值应用的建议。

¹⁰ 在受到“挡板喷射”现象影响的压水堆中，辐照燃料的量可能达到几百克。

对公众剂量有重要贡献的源

4.21. 在运行状态和设计基准事故期间，公众剂量¹¹的重要贡献通常如下：

- (a) 碳-14、氚和氦-85，因为通过废物处理系统去除它们的最佳可行方法效率不高，而且它们的半衰期长；
- (b) 氙-41 是一个重要的贡献者，尽管它的半衰期很短，因为它以大量空气的形状排放出来（例如，在一些压水堆运行期间安全壳的排气过程中）；
- (c) 氙-133，它是一种弱 γ 发射体，但当反应堆在燃料包壳存在大量缺陷的情况下运行时，它可能很重要；
- (d) 碘、铯和腐蚀产物。

稀有气体、放射性碘和其他半衰期短的放射性核素仅在燃料从堆芯移除或反应堆最终关闭后的有限时间内相关。

4.22. 在退役期间，预期环境排放中的放射性核素分布不同于正常运行期间和潜在事故排放中的放射性核素分布（例如堆芯周围材料中的活化产物）。这也影响到退役期间减少环境排放的准备工作。SSG-47[34]提供了进一步的建议。

4.23. GSG-10[20]提供了关于评定因排放而对公众造成的剂量的建议。GSG-9[26]提供了与公众辐射照射相关的排放控制和排放授权程序的建议。

¹¹ “剂量的重要贡献者”的概念是相对的（见附件 I）。

5. 核电厂在运行状态下辐射防护 特定设计特点

电厂布局

5.1. SSR-2/1[1]第 6.72 段指出：

“电厂布局必须确保运行人员进入有放射性危害的区域和可能受到污染的区域受到充分控制，并通过这种方式和通风系统防止或减少照射和污染。”

5.2. SSR-2/1[1]第 6.74 段指出：

“电厂的布局必须使运行人员在正常运行、换料、维护和视察期间受到的剂量能够保持在合理可达尽量低水平，并应当适当考虑到为满足这些要求而提供任何特殊设备的必要性。”

5.3. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.75 段指出：“需要频繁维护或人工操作的电厂设备必须位于低剂量率区域，以减少工作人员的照射。”

5.4. 要求根据 GSR Part 4 (Rev.1) [8]要求 9 对计划照射情况下的辐射防护设计进行评定。

5.5. 在核电厂的设计中，应当仔细评定设备的运行、视察、维护、维修和更换的进入要求。电厂布局应当设计为促进这些任务并限制现场人员的照射。在设计阶段，应当考虑包括重要电厂特点的真实模型的培训设施。

5.6. 排除异物对核电厂的安全可靠运行至关重要（见 SSR-2/2 (Rev.1) [5]第 7.11 段）。异物进入一回路或二回路电厂系统会导致设备损坏，导致高水平辐射和可避免的职业照射。应当在设计阶段采取措施帮助排除异物，包括在维护期间提供临时盖子，以及维护后进行系统视察的设备。

区域和分区的分类

5.7. GSR Part 3[2]要求 24 规定了将区域分类为控制区和监督区的要求。每个控制区应当为人员、材料和设备设置尽可能少的进出口，但应当为人员设置足够的应急出口。

5.8. 要求制定规定，控制进和出控制区，监控离开控制区的人员和设备（见 GSR Part 3[2]第 3.90 段）。出口门应当与污染监控器联锁，以避免受污染人员或设备不受控制地出去。此外，还应当提供在疏散过程中禁用联锁设备的设备。

5.9. 设计人员应当考虑是否需要根据预计辐射水平和污染水平（即表面或空气中放射性核素的剂量率和活度浓度，见附件 II）将核电厂内的控制区划分为不同的分区，以便营运组织能够在运行期间实施有效的管理控制。一个分区的辐射或污染相关风险越大，就越需要控制进入该分区，以确保遵守个人年剂量限值并考虑到剂量约束。

5.10. 在电厂设计阶段，所有房间还应当根据其可能的剂量率、表面和空气污染水平以及正常运行、预计运行事件和事故工况下的居留情况，划分为计划分区。这种方法可以帮助电厂布局设计，因为它提供了一种容易识别电厂区域的方法，这些区域可能是根据 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 81，适合或不适合安装可能构成辐射源的电厂设备。这些计划分区未必与电厂运行期间使用的控制区完全一致。

5.11. 在运行或计划维护期间，可能有必要临时或永久地对某些区域进行重新分类。在计划进入路线时应当考虑到这种可能性。如果区域被重新分类，则应当再评价分区和控制区。

更衣区及相关设施

5.12. 在控制区内，需要提供必要的更衣区，以防止正常运行期间的污染扩散，包括维护（见 GSR Part 3[2]第 3.90 段）。更衣区的设施，包括控制区出口处的洗涤或淋浴设施和其他个人去污设施，应当与控制进入污染较高区域的需要相称。在可能的污染程度证明正当的情况下，应当考虑提供永久性更衣区，为人员提供去污设施，并配备监控仪器仪表和防护服贮存区。

5.13. 在更衣区域内，应当设置实物屏障，将清洁区域与潜在污染区域清楚地隔开。更衣区域应当足够大，以满足维护工作期间的需求，包括足够的空间存放个人防护设备和足够的出口监视器。应当提供足够的空间，以避免人员之间的交叉污染。还应当考虑作为承包商雇用的临时人员，例如在大修期间。

进入和居留的控制

5.14. 出和入控制区的安全、安保和监控要求应当一并考虑，以便提供最优化的技术解决方案。

5.15. 应当通过提供可上锁的门来控制人员进入高剂量率或高污染水平区域，并在适当情况下配备额外的联锁设备。应当提供联锁设备以确保只有在辐射水平低到可接受的水平时才能进入，并且其设计应当包括一个警报，如果它们不起作用，该警报将被驱动。为保护工作人员免受过度照射而提供的结构、系统和部件可能需要根据原子能机构《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》[57]进行分类。

5.16. 应当尽量减少人员通过辐射分区和污染分区的路线，以减少通过这些分区的时间。

5.17. 为了限制污染和辐射剂量扩散到在控制区工作的人员，控制区的布局设计应当使人员不必通过较高辐射分区才能进入较低辐射区域。应当利用类似设计反应堆运行经验的反馈来提供相关辐射水平和污染水平的指导。

5.18. 在合理可行的情况下，设计应当限制污染的可能扩散，并便于实施临时密封。

5.19. 设计应当确保为维护、实验和维修目的在辐射分区所需的居留时间应当符合防护最优化原则。例如，这可以通过以下方式实现：

- (a) 规定足够尺寸的通道，以便于进入到电厂系统和部件。在现场人员可能必须穿戴全套防护服的区域，包括带有便携式空气供应设备或通过空气软管连接到供应设备的面罩，在决定通道尺寸时应当考虑到这一点。
- (b) 规定足够尺寸的畅通通道，以便于将电厂物项移至车间进行去污、维修或处置。
- (c) 规定在工作区域足够的空间来执行维修或视察等任务。
- (d) 规定进入高辐射区域的通道，如压水堆蒸汽发生器，以及包含一回路冷却剂系统中的阀门。
- (e) 规定在低辐射区域“等候区”。

- (f) 将可能经常运行或需要维护或拆除的部件放置在方便工作的高度。
- (g) 经常运行部件的远程或自动操作。
- (h) 规定在预计用于维护或拆除电厂部件的区域放置梯子、通道平台、起重机轨道或起重机。设计中应当包括便于安装临时屏蔽的特点。
- (i) 使用计算机辅助设计模式来优化影响工作时间的的设计方面。应当在电厂建造期间制作视频或照片记录，以便于在运行期间在高水平辐射区域进行工作计划，从而缩短工作时间。
- (j) 规定在进行日常维护或视察所需的情况下，快速方便地移除屏蔽和隔离的方法。
- (k) 规定特殊工具和设备，以方便工作，从而减少照射时间。
- (l) 规定遥控设备。
- (m) 规定在辐射区域或污染区域工作的现场人员合适的通信系统。
- (n) 规定易于从设备上断开和重新连接的电源，以及足够的插座。
- (o) 在转移高活度辐射源期间控制本地区域，以免影响其他同时进行的操作。

5.20. 对于剂量率可能暂时较高的区域，如堆芯内仪器仪表区域，应当考虑禁止进入的联锁控制。

核电厂有效辐射防护计划其他设计考虑因素

系统设计

5.21. 核电厂系统的设计应当基于在减少运行反应堆辐射照射方面获得的经验反馈，这将构成根据 GSR Part 3[2]要求 24 和 GSG-7[3]提供的建议建立和维护辐射防护计划的基础。

5.22. 在系统设计中应当采取以下措施减少辐射照射：

- (a) 在高水平辐射区域需要定期维护部件周围的工作空间应当屏蔽来自其他系统的辐射。在可能的情况下，需要定期维护的部件应当不放置在这些区域。
- (b) 不必安装在放射性部件附近的非放射性部件应当安装在高水平辐射区域之外。

- (c) 应当提供涉及最小照射的放射性液体取样方法。在合理可行的情况下，应当使用自动方法。
- (d) 应当提供减少剂量的方法（如冲洗），以避免放射性污泥在管道和容器中沉积。
- (e) 对于相互备用系统，如果需要在系统运行时维护另一个系统，则应当在两个系统之间安装足够的屏蔽。

5.23. 为了限制现场人员的外部照射，含有可能造成危害的密封放射源（如放射性测量设备）的材料最好存放在专用房间或区域，而不是工作人员经过的地方。

5.24. 含有放射性液体的管道应当不位于清洁管道附近，应当与需要维护的物项保持适当的距离。管道和墙壁之间应当留有足够的空间进行视察、维修和改造，并避免嵌入式管道。

5.25. 应当通过适当的流态流动和化学控制设计以及使用内表面光滑平整的管道来防止含有放射性物质的颗粒不受控制地积聚。

5.26. 管道的设计应当使通风和排水管道很少。排水应当通向一个集水坑或一个封闭的系统。

5.27. 在管道设计中，应当尽可能避免需要视察的焊缝，并且任何此类焊缝应当易于接近。

5.28. 在冷却剂回路和辅助回路的设计中，应当避免流体停滞和活化腐蚀产物积聚，越远越好。接头和焊缝的总数应当保持在最低数量，以减少所需的视察次数。

5.29. 应当考虑使用双通道冷却剂净化过滤器或一通道并联多个过滤器的系统，以便在氧化过程中继续净化，同时拆除另一个过滤器。

5.30. 排水管的位置应当确保在回路排水时不会留下残留液体袋。然而，放射性液体回路的设计应当尽量减少排水点的数量，因为当回路充满并运行时，排水管道中的积水会导致高水平的污染。应当为储罐的排水和冲洗做好准备以减少污染。

5.31. 在沸水堆中，蒸汽干燥系统的设计应当确保反应堆关闭时汽轮机厂房中的辐射和表面污染水平较低（由于反应堆冷却剂蒸汽相中的氮-16，运行期间汽轮机厂房中的辐射水平非常高）。

5.32. 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》[58]第 4.143—4.176 段和本“安全导则”第 8 部分提供了关于警报器设计的建议，另见 SSR-2/1[1]第 5.66 段。

部件设计

5.33. 为了考虑辐射防护的要求，一些一般的考虑适用于部件设计。这些考虑因素中有许多与系统设计中适用的考虑因素相同（见第 5.21—5.32 段）。

5.34. 应当使用需要最少监视、维护、实验和校准的高可靠性部件，以最大限度地减少辐射照射。应当尽可能使用远程监控。

5.35. 安装在高水平辐射区域的部件应当设计成易于拆除。

5.36. 应当通过尽量减少电厂部件中放射性物质的可能数量来减少现场人员的照射。弯管和粗糙表面应当尽可能避免放射性微粒可能积聚的地方。

5.37. 厂房中可能被污染的部件和区域的设计应当便于通过化学或机械手段进行去污。这应当包括提供光滑的表面，避免放射性物质可能积聚的拐角和袋子，在墙面上使用可去除污染的油漆，并为含有放射性液体的回路提供隔离、冲洗和排水手段。

5.38. 其维护和维修可能导致照射量占电厂剂量目标很大一部分的部件应当很好地分开。

5.39. 应当考虑使用无密封罐式反应堆冷却剂泵，以减少因密封维护而产生的剂量，并消除密封失效导致的冷却剂丧失。

通信基础设施设计

5.40. 该设计应当有助于促进无线设备的使用，如安装和个人监控设备、摄像机和遥控机器人和无人机。设备规范中应当考虑电磁兼容性和计算机安保要求以及厚的生物屏蔽后区域的信号传输要求（见原子能机构《核安保丛书》第 17-T（Rev.1）号《核设施的计算机安保技术》[59]）。

远程技术

5.41. 应当尽可能使用远程技术，以最大限度地减少人员照射。应当考虑的技术包括远程视察以及远程拆除和重新安装设备的安排。这些技术应当在设计中考考虑。一些视察和装卸电厂物项的技术可能只是半远程的，这意味着人员可能仍然需要进入控制区才能在钻机上安装设备。这种技术的一个示例是提供用于焊缝超声波视察的设备。为了安装扫描仪，可能需要接近焊缝，但是运行人员可以移动到低辐射区域来操作设备。

5.42. 应当制定选择远程操作设备而非手动操作设备（如阀门）的标准，以便进行最优化流程更高效。这应当包括考虑剂量率以及正常运行的使用频率。

5.43. 在可行的情况下，应当避免在功率运行期间进入高剂量率区域进行监视和维护。对于远程目视视察，应当考虑使用抗辐射或耐辐射摄像机和由铅玻璃或类似材料屏蔽的窗户。

5.44. 在换料操作过程中，应当使用自动化辅助设备，如多螺柱张紧设备。应当尽可能避免手动操作，并尽量减少燃料路线附近区域的居留。

屏蔽

5.45. 永久屏蔽是设计的一部分（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 4），在可行的情况下应当避免临时屏蔽。对于那些不能安装永久屏蔽的少数位置，应当在尽量减少屏蔽装卸的位置为临时屏蔽提供永久存储位置。还应当提供永久性屏蔽框架，以减少临时屏蔽的安装时间。

屏蔽的设计

5.46. 在为特定辐射源设计屏蔽时，应当设定目标剂量率，同时考虑到该区域的预期居留频率和持续时间。还应当考虑与源项和确定预期剂量率的分析相关的不确定性。

5.47. 在制定屏蔽规范时，应当考虑到放射性核素在电厂寿命期间的积聚。

5.48. 在评定了辐射源的潜在辐射输出后，屏蔽设计过程应当反复进行，从无贯穿屏蔽设计开始（例如屏蔽管道、电缆和进入通道）。接下来，应当考虑需要贯穿屏蔽（例如通过管道、电缆或进入通道）以及为保持屏蔽的有效性以保护现场人员而做出的规定。

5.49. 屏蔽材料的选择应当根据辐射的性质（如 β 射线和韧致辐射、中子射线和 γ 射线、仅 γ 射线）、材料的屏蔽特性（例如散射、吸收、二次辐射产生、活化的程度）、材料的机械和其他特性（例如化学和热特性、机械稳定性、与其他材料的兼容性、结构特征、毒性、可弃性、易去污性、抗辐射性）以及空间、安装和重量限制。

5.50. 屏蔽效率的损失可能是环境条件的结果。应当考虑的影响是由中子和 γ 射线与屏蔽的相互作用引起的（例如，具有高中子吸收截面的材料的贫化、辐解和脆化），由与其他材料的反应引起的（例如，冷却剂的侵蚀和腐蚀），以及温度影响（例如，从混凝土中去除氢气和/或水）。

5.51. 应当为反应堆堆芯和辐照燃料等中子源提供中子屏蔽。还应当为未辐照的混合氧化物燃料提供中子屏蔽。SSG-63[32]提供了关于燃料装卸设施设计中辐射防护方面的其他建议。

5.52. 应当进行与安全壳相关的中子输送计算，以消除中子辐射泄漏（例如，贯穿产生的管道流动路径）。

5.53. 为了获得反应堆堆芯或其他中子源的最佳屏蔽设计，可能需要多种材料的组合。含有低原子序数元素的材料（如水、混凝土）会降低中子的能量，这些中子的横截面低于屏蔽材料和非弹性散射的横截面阈值。

5.54. 当中子被屏蔽捕获时，由于捕获而发射的 γ 射线也需要被吸收。混凝土通常用于反应堆压力容器外的大块中子屏蔽。一般来说，中子屏蔽的设计应当确保人员可以进入的电厂区域内没有显著水平的中子辐射。

5.55. 为了屏蔽具有宽能量范围的 γ 辐射，具有相同单位面积质量的屏蔽提供大致相同的 γ 射线通量衰变，特别是在较高能量下。在空间有限的地方，应当考虑使用高密度和高原子序数的材料（如铅、钨）受限。否则，可以使用混凝土，它的有效密度可以通过使用特殊的骨料和添加剂来增加。

5.56. 关于建造期间空隙的形成，在设计时应当考虑应用适当的管理系统计划，以避免空隙和低密度区域，从而促进屏蔽的建造。

5.57. 在永久性屏蔽的设计中，应当根据 SSG-67[16]和 SSG-9 (Rev.1) [17]提供的建议，考虑相关的外部危害，特别是地震诱发力，并根据 SSG-64[42]考虑相关的内部危害。

5.58. 在电厂运行状态下可能需要临时附加屏蔽的区域，在设计附加屏蔽的重量以及运输和安装附加屏蔽所需的规定时应当考虑到。

5.59. 如果反应堆冷却剂用于屏蔽目的（例如，为乏燃料水池中的乏燃料提供足够的水覆盖），并假设反应堆冷却剂对职业照射的屏蔽作用，则应当设置自动传感器和控制设备，以确保液体水平保持在允许范围内。

5.60. 设计中用于保护现场人员免受直接或散射辐射的屏蔽也应当确保在电厂运行期间充分保护公众和环境。设计应当提供足够的屏蔽，以防止天空照射和地面照射。

5.61. 应当考虑在混凝土单元内安装过滤器和除盐器（即确保它们不可接近），并在电厂内安装屏蔽运输容器，以使过滤器产生相对较高的剂量率，从而最大限度地减少放射性废物，同时仍确保职业照射得到最优化。

贯穿屏蔽

5.62. 贯穿屏蔽引入了中子和 γ 辐射优先传播的路径。主源是否是对于中子或 γ 射线源，下列控制贯穿引起剂量率的基本方法是相同的，应当采用：

- (a) 最大限度地减少包含极低密度材料（如气体，包括空气）的直通路径的面积和数量。
- (b) 将贯穿件放置在光线路径中低居留率或人员无法进入的区域（如高处）。
- (c) 提供屏蔽塞。
- (d) 提供之字形或弯曲的路径，以保证没有穿过屏蔽的视线。在这种情况下，屏蔽的宽度或密度可以在贯穿件附近增加，以补偿由于贯穿造成的材料损失。
- (e) 用灌浆或其他补偿性屏蔽材料填充缝隙。

5.63. 应当进行最优化研究，以选择屏蔽渗透的方法，确保职业照射尽可能低。

5.64. 根据光源相对于贯穿的强度和位置，可能不需要额外的屏蔽特点。在某些情况下，应当结合复杂设计的塞子或迷宫，并且可以进行基于计算机的屏蔽计算来证明设计的正当性。应当使用迷宫结构来避免管道流动，但当屏蔽材料组合使用时，可能会出现流动，例如 γ 辐射流过含有低原子序数元素的材料时。

5.65. 高水平辐射区域的人员入口是屏蔽贯穿的一个特殊情况，其贯穿的尺寸与屏蔽的厚度相比较大。在确定屏蔽通道的规定时，应当考虑到辐射源的大小和辐射源所在区域以外的限制剂量率值。通常应当使用迷宫或墙壁屏蔽，以便只有少量的散射辐射可以到达该区域的入口。

通风

5.66. 如 ISO 26802 : 2010[60]所述，应当提供专用的能动通风系统，以保持受控区域内工作区的适当清洁条件。SSG-62[31]提供了进一步的建议。

5.67. 通风系统的主要辐射防护功能应当是控制和减少工作环境中的空气放射性核素，以减少佩戴呼吸防护设备的需要（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 73）。

5.68. 应当通过提供空气净化过滤器等功能，并通过在房间之间、过滤器之间以及电厂系统与环境之间保持适当的压差，来限制污染的扩散和排放到环境中放射性核素的数量。

5.69. 空气净化设备中过滤系统在设计规范范围内的效率应当建立在设计基准上。为了确保效率保持在设计限值之上，设计需要允许适当的定期实验和/或持续测量，例如从过滤系统的上游和下游取样空气（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.63 段）。还应当监控过滤系统上的压差。

5.70. 清理设备的元件（如过滤器、风扇）应当具有足够的冗余，符合相关系统的安全分级，以确保其在维护和更换过滤介质期间的可靠性。

5.71. 应当提供安全更换和运输来自清理设备的过滤废物的安排和仪器仪表。这些安排应当包括，例如，使用便于拆下废过滤器的过滤器支架，以及在提供必要屏蔽的容器中运输废过滤器。

5.72. 除放射性危害外，在通风系统的设计基准中，还应当考虑一回路冷却剂泄漏造成的非放射性危害（例如，液态钠¹²的燃烧，二氧化碳的窒息）。

5.73. 通风系统还需要提供适当调节的空气，以确保人员的舒适并保持适当的环境条件，以确保电厂设备的可靠性（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 73）。

5.74. 在设计控制空气污染的通风系统时，应当考虑以下因素：

- (a) 热和机械混合的机理；
- (b) 稀释在减少空气污染方面的有限效果；
- (c) 从污染源附近的潜在污染分区排出空气；
- (d) 使用与该区域潜在污染程度相称的废气排放率；
- (e) 需要确保废气排放点不靠近通风系统的进气点；
- (f) 需要避免在可能的工作人员位置附近抽取潜在的污染空气。

5.75. 通风系统中的气流应当使得空气传播污染水平较低区域中的压力高于潜在污染水平较高区域中的压力。因此，通风系统中的气流应当从空气传播污染较低区域引导到污染较高的区域，并且应当从污染较高区域抽取空气。气流应当尽量减少污染物的再悬浮。位于控制区房间的压力应当保持在大气压力以下，以防止放射性物质在运行状态下排放到大气中。

5.76. 便携式通风系统（如风扇、过滤器、帐篷）也应用于维护期间可能出现空气传播污染的区域，并应当提供足够的空间来操作此类系统。

去污

5.77. 需要在设计阶段就考虑到去污的需要（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.76 段）。如果认为减少辐射照射是有价值的，就应当为去污设施提供必要的设施。应当考虑常规和非常规去污，在合理可行的情况下，应当使用自动化（如使用机器人设备）优化去污过程（另见参考文献[61]）。

¹² 在设计含钠设备所在的通风室系统时，应当考虑到泄漏的钠冷却剂可能燃烧，以及基于设计的抑制方法。

5.78. 在计划去污设施时，所有预计会与冷却剂或放射性废物接触的部件都应当被视为可能进行去污的物项。

5.79. 应当特别考虑可能发生污染液体泄漏或溢出的区域。这些区域的设计应当便于去污（例如，地板上的特殊涂层，墙壁上的易去污油漆）并控制污染的扩散。这些房间应当安排足够的堤坎和斜坡，以限制污染分区，并确保溢出液体的快速排水和收集。

5.80. 燃料贮存水池和燃料装卸水池的涂层和/或衬里，以及这些水池中使用的设备将被污染。当这种水池中的水位降低时表面会变干，并且物质从表面扩散到空气中会由于空气中的放射性物质而造成危害。在两种水池表面变干之前应当提供去污系统。还应当提供系统来去污燃料运输瓶和部件，这些部件必须在变干之前从水池中取出进行维修。

5.81. 应当对能动系统回路进行定期在线化学去污，包括安装过滤器或离子交换柱进行去污。关于反应堆冷却剂净化的更多信息见附件 I 的第 I-25 段。

5.82. 应当提供去污设施，以便在装运前去除桶和货包（如辐照燃料元件或废物货包的运输容器）表面、可能需要维修的部件以及工具和设备上的放射性物质。

5.83. 需要为人员的去污提供经费（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.76 段），这应当包括可重复使用防护服的去污。

5.84. 去污设施的排水管应当连接到放射性流出物的处理系统。

地漏系统

5.85. 能动地漏系统应当扩展到所有有放射性液体系统的房间。房间的设计应当确保地板通道和斜坡能够以受控方式将设计基准泄漏排放到用于活化流体的系统中。能动地漏系统的设计应当避免在集水坑堵塞或吸力不足的情况下发生水淹。室温和室温压力变化的影响在设计能动地漏系统时应当予以考虑。集水坑或房间应当配备液位检测器，必要时可启动液位警报。SSG-62[31]第 4.269—4.285 段提供了关于设备和地面排水系统的进一步建议。

5.86. 地漏系统应当包括过滤功能，以防止过量的微粒进入后续水处理系统。

5.87. 应当有足够的储罐容积，以便通过地漏系统的放射性水的任何临时转移（包括与一回路去污等罕见事件相关的转移）不会给用于其他目的的系统带来负担。要求确保向环境中排放的任何液态放射性流出物都保持在授权限值内（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 34）。SSG-62[31]提供了进一步的建议。

废物处理系统

5.88. GSR Part 5[9]规定了放射性废物在送往处置库之前的管理要求，SSG-40[4]和 SSG-41[12]提供了相关建议。

5.89. 核电厂固态、液态和气态放射性废物处理系统中的设备可能含有高浓度的放射性物质，应当为现场人员提供辐射防护。应当估计经过处理的废物中预计放射性核素含量，以及由此产生的废物处理系统每个区域可能出现的最大辐射水平。应当考虑产生最高水平辐射源（如离子交换树脂、废弃的放射性成分、过滤废物）。在评定源和估计辐射水平时，应当考虑到处理后可能发生的废物活度浓度的变化，特别是活度浓度的增加（例如焚化炉灰烬或压缩废物）。

5.90. 设计应当尽量减少废物处理系统的管道和部件中放射性污泥的沉积或树脂和蒸发浓缩物的沉积，以及此类物质在储罐中的结晶和沉积。

5.91. 废物处理系统的设计应当包含减少泄漏可能性的功能。应当特别注意防止树脂和浓缩物从储罐中泄漏。应当整合功能以确保及时检测到任何泄漏。在储罐室中，要么每个储罐都应当被墁墙包围，墁墙可以保持至少等于储罐容量的流体体积，要么每个房间的墙壁应当能够容易地去污到如果泄漏没有被隔离将被淹没的高度。为了防止放射性液态废物的泄漏，应当尽可能避免螺栓法兰储罐。

5.92. 该设计应当提供在更换过滤器和离子交换树脂时最大限度减少照射的功能。特别是，设计应当能够通过远程控制进行树脂的逆流冲洗、洗涤、再生和更换。

核电厂乏燃料和放射性废物的贮存

5.93. 要求为贮存电厂产生的放射性废物提供设施（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.59 段），同时考虑到其形状（固态、液态、气态或混合物）、放射性核素含量及其处理程度。废物的贮存将部分取决于相关设施的设计、建造、运行和维护。设施的设计应当使放射性废物能够接收、装卸、贮存和回收，而不会造成不适当的职业或公共照射或环境影响。SSG-40[4]第 6.73—6.83 段和 SSG-62[31]第 4.199—4.232 段提供了进一步的建议。

5.94. 要求为乏燃料的安全贮存提供设施（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 80）。SSG-63[32]第 3.45—3.48 段和第 3.107—3.112 段提供了乏燃料贮存设施设计中辐射防护方面的建议。

5.95. 核电厂放射性废物贮存设施的设计应当包括以下功能（另见 SSG-40[4]第 6.73—6.83 段）：

- (a) 保持贮存材料的密封；
- (b) 提供辐射防护（通过屏蔽和污染控制）；
- (c) 必要时提供通风；
- (d) 必要时，对废物货包和贮存设施提供视察和/或监控；
- (e) 允许废物货包的维护和维修；
- (f) 允许回收放射性废物，以便运离现场；
- (g) 酌情允许扩大贮存容量；
- (h) 允许废物在贮存设施内移动；
- (i) 考虑最终退役。

5.96. SSR-2/1[1]第 6.66 段指出：

“辐照和非辐照燃料的燃料装卸和贮存系统必须设计为：

- (a) 通过实物手段或通过实物流程，最好通过使用几何构型安全的配置，甚至在最佳慢化条件下，在特定裕度内防止临界状态；
- (b) 允许视察燃料；
- (c) 允许对安全重要的部件进行维护、定期视察和试验；
- (d) 以防止损坏燃料；

- (e) 防止燃料在运输途中跌落；
- (f) 就个别燃料组件的识别作出规定；
- (g) 提供适当的方法以满足辐射防护的相关要求；
- (h) 确保实施核燃料衡算和控制的适当操作程序和制度，以防止核燃料的任何损失或失去控制。”

5.97. SSR-2/1[1]第 6.67 段指出：

“此外，辐照燃料的燃料装卸和贮存系统的设计必须：

- (a) 允许在运行状态和事故工况下充分去除燃料中的热量；
- (b) 防止乏燃料在运输途中跌落；
- (c) 避免在燃料元件或燃料组件上造成不可接受的装卸应力；
- (d) 防止重物如乏燃料桶、起重机或其他物体跌落到燃料上造成潜在损害；
- (e) 允许安全保管可疑或损坏的燃料元件或燃料组件；
- (f) 控制用于临界安全的可溶性吸收体的水平；
- (g) 便利燃料装卸和贮存设施的维护和未来退役；
- (h) 必要时促进燃料装卸和贮存区域及设备的去污；
- (i) 根据所预见的堆芯管理策略和整个反应堆堆芯中的燃料量，以足够的裕量容纳从反应堆移除的所有燃料；
- (j) 以便于从贮存库中取出燃料，并为场外运输做好准备。”

5.98. 贮存设施应当为废物和乏燃料提供保护，以防止其在贮存或回收过程中可能对运行安全造成问题的退化。应当确保贮存设施（包括容器）的屏蔽和密封功能在整个设施寿命期间得以实现。应当通过设计特点、选择适当材料、老化管理计划（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》[62]第 5.16 段）、维护和维修（见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-74 号《核电厂中维护、实验、监视和视察》[63]）和/或更换来实现这一目标，同时考虑到以下因素：

- (a) 化学稳定性，防止废物内部的过程和/或外部条件引起的腐蚀；
- (b) 防止辐射损坏，特别是在有机材料退化和电子设备损坏条件下的稳定性；

- (c) 抵抗操作负载、事件或事故造成的撞击；
- (d) 抵抗热效应，如适用；
- (e) 如果废物含有发射高能 β 射线（如钇-90）的核素，则在由含有高原子序数元素的材料制成容器中进行韧致辐射。

5.99. 应当考虑改变贮存废物的可能性，这可能导致以下情况：

- (a) 化学和辐射分解效应产生有害气体（如辐射分解产生氢气）和超压积聚；
- (b) 产生可燃或腐蚀性物质；
- (c) 加速金属（尤其是低碳钢）的腐蚀。

5.100. 在设计贮存设施时应当考虑到发生事故的可能性。为此目的而设计的安全系统和设计扩展工况下的安全特点可能不同于为正常运行而设计的特点，但应当与之互补。

5.101. 根据 SSG-64[42]提供的建议，除了放射性危害之外，在贮存设施的设计中还应当考虑可能导致放射性显著后果的非放射性危害（如火灾或爆炸）。

5.102. 在适当情况下，应当为设备提供适当的连锁设备或实物限制，以防止危险或不相容的操作，如废物放置不当、负载意外跌落或在提升和装卸操作中施加了不正确的力，因为这些操作会导致高剂量率。此外，连锁设备可用于控制进入和居留（见第 5.15 段）。

5.103. 在废物容器造成高剂量率或存在放射性气溶胶或气体可能排放到工作环境中风险的情况下，应当考虑远程装卸的必要性。远程装卸设备的设计应当包括维护和维修手段，例如，提供屏蔽服务室，以将职业照射保持在合理可达尽量低水平。远程装卸设备的设计还应当包括在失效或故障时恢复它们并使它们恢复到稳定和安全状态的方法。

电厂运行期间的公众保护

排放标准

5.104. 营运组织必须确保运行状态下放射性排放和直接辐射对公众产生的剂量不超过剂量限值，并应用最优化原则（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 5 和 GSG-8[25]相关建议）。GSG-10[20]和 GSG-9[26]就放射性排放导致的公众照射的计算提出了建议。

5.105. 要求设计证实不会超过授权的排放限值（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.71 段）。这通常是通过规定最显著的放射性核素的排放限值来实现的，如本“安全导则”第 2.39 段所述。在可能的情况下，可根据运行经验设定排放限值。对排放限值的任何修改都应当被监管机构接受，并应当反映在安全分析报告中。当放射性排放非常低时，所使用的监控过程可能会对支持设定排放限值的运行经验的解释产生强烈影响。应当仔细分析运行经验，以便考虑到类似装置设计中可能存在的差异，例如与一回路冷却剂接触的合金类型。这种差异可能会影响排放的性质和活度。对于一些放射性核素，如碳-14 和氚，目前还没有切实可行的去除技术。为了限制碳-14 和氚的产生，应当考虑新的设计和新的技术。在利用运行经验设定这些放射性核素的排放限值时，应当考虑到类似设计的反应堆生产率的变化。

5.106. 应当考虑尽量减少有可能排放增加公众剂量事件的频率和影响。来自电厂的所有照射途径（包括直接辐射）产生的公众剂量应当根据电厂周围公众居留的保守假设进行计算。应当进行研究以确保屏蔽得到优化，从而确保场外人员的照射量尽可能低。

废物流来源减少

5.107. 为控制电厂中的放射性物质（即保护现场人员）而采取的设计措施也可能影响废物流和流出物的活动。然而，从保护公众的角度，而不是从保护现场人员的角度，应当更多地考虑一些放射性核素。碘的同位素就是一个示例，它应当规定一个运行限值。如果在规定的时间内超过这一运行限值，应当将反应堆置于适当的状态，以防止不可接受的公共照射。在实践中，该限值通常是根据限制假想事件（如燃料缺陷或蒸汽发生器管道破裂）后果的需要来确定的，而不是根据运行状态的排放限值来确定的，在运行状态下，可以通过废物管理系统从废物流中去除碘。这种推导的基准

应当清楚地建立起来，考虑到废物处理系统的能力和授权排放限值，以及保持在事故设计基准内和运行辐射防护。

污水处理系统

5.108. 应当考虑三种类型的流出物：液体（主要是水）、来自加工系统的气体 and 通风空气。

5.109. 要求监控和控制液态和气态流出物的流量和活度浓度，以确保不超过授权排放限值（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.81 段）。要求提供液体和气态废物处理设施（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 78 和 79）。这些应当以现有的最佳实践为基础。

废液处理系统

5.110. 需要处理的受污染水的主要来源包括因运行原因而排放的一回路冷却剂，收集从活化液体系统泄漏的水以及从电厂和燃料瓶去污中产生液体的地漏，用于反冲洗过滤器和离子交换器的水，二回路冷却剂泄漏，洗衣房和更衣室淋浴，以及化学实验室。这些来源产生的流出物本质上是含水的，在此基础上给出了以下建议。如果产生足够量的非含水液态废物（如废油或有机溶剂），应当考虑提供单独的废物处理系统。SSG-40[4]提供了关于含水和非含水液态废物处理的进一步建议。

5.111. 经过证实的处理放射性废水以减少放射性污染的方法使用机械过滤、离子交换、离心机、蒸馏或化学沉淀。液态废物处理系统中的不同处理过程应当连接起来，以便提供足够的灵活性来处理不同来源和异常成分的液体，并在初步处理后未达到授权排放限值时进行再处理。在诸如沸水堆之类的直接循环反应堆的情况下，其通常由于汽轮机回路的泄漏而产生大量的放射性水，具有低化学和固体含量的水在适当处理后被循环到一回路的。对于压水堆中未充气的一回路冷却剂，同样的循环也是良好的实践，但在实践中，一回路的冷却剂的排放可能是必要的，以控制电厂空气中氚的水平。此外，在压水堆的二回路（汽轮机）中可能存在放射性水，这是由于在蒸汽发生器中从一回路的到二回路有一些泄漏的情况下运行的结果。在这种情况下，可能需要处理来自二回路的水，以在水排放之前降低活度。安装在二回路冷却剂系统的氮-16 监控设备可有效检测压水堆中冷却水从一回路的系统向二回路系统的泄漏。

5.112. 对于不能在电厂中回收的液体，应当规定将污染降低到符合第 2 部分指出的设计目标剂量和排放限值的水平。如有必要，可以通过液态废物处理系统的几个通道来减少放射性核素含量。

5.113. 应当考虑液态废物处理系统产生的固体废物量。通过仔细设计含有放射性水的回路，需要处理的液体量应当减少到合理可达尽量低水平，以防止泄漏，并最大限度地减少电厂需要去污的可能性。处理应当适合水中污染的水平 and 类型，以达到必要的去污因子，现场人员的剂量最优化，并最大限度地减少固体废物的产生。这应当通过将不同来源的废物隔离成废物流来实现。每条废物流都应当含有化学和微粒含量特征相似的废物，以便每条物流都能得到最佳处理。在设计验收标准时，还应当考虑到将产生的固体废物的预期贮存和最终处置。这可能导致某些限制，例如在除盐器中使用有机材料。

气态废物处理系统

5.114. 向大气排放的放射性核素必须减少到合理可达尽量低水平（见第 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.61 段）。气态废物的处理和控制应当以现有的最佳实践为基础。

5.115. 处理和控制气态废物的系统应当设计成收集电厂产生的所有放射性气体，并在排放到环境之前提供必要的处理。就惰性气体而言，如有以下情况，放射性气体的排放应当延迟这种气体可能含有短寿命放射性核素，如氙-133。这通常使用延迟罐或管道或碳延迟床来完成。长寿命惰性气体（如氡-222）的去除通常是不正当的，但如有必要，可以通过使用适当设计和材料的低温设备来实现。

5.116. 碘的同位素通常具有最大的放射性影响，通常通过木炭过滤器去除。应当提供使用最具渗透性的碘实验这些过滤器的方法，以确保它们在电厂寿命期间的效率。由于碘的物理和化学形状不同，应当特别注意其行为。附件 I 提供了进一步的资料，特别是第 I-118 段和第 I-119 段。

5.117. 来自气态废物处理和控制系统以及通风系统的颗粒物应当使用过滤器去除。良好的实践是确保从电厂排放的所有可能具有放射性的气体都通过高效过滤器。

5.118. 所有排放到大气中的放射性气态流出物都应当从高处排放，并考虑到场址的地形。所需的高程应当在最优化过程中确定，并考虑事故工况（另见 NS-G-3.2[19]和 GSG-10[20]）。应当提供不同类型的测量，以监控通过烟囱排放的放射性核素（见第 8.27—8.31 段）。

放射支助设施

5.119. 核电厂的设计预计将包括在核电厂的运行和维护中进行有效的放射性控制以及紧急情况响应所必需的辅助设施。特别是，辅助设施对于限制受控区域内的污染扩散和防止受控区域外的污染扩散、对工作场址和个人进行充分监控、为工作人员提供必要的防护设备以及管理其他保健物理操作是必要的。这些辅助设施应当包括：

- (a) 保健物理操作办公室，包括放射性仪器仪表和防护设备的贮存和实验设施、进行样品测量的设施（有足够的空间、电力和气体供应）以及显示远程监控数据的计算机设备；
- (b) 换上和脱下防护服的更衣室；
- (c) 人员去污设施，包括淋浴和洗头设施；
- (d) 设备去污设施；
- (e) 被污染衣物的洗衣设施，这些服务不是由外部供应商提供的；
- (f) 急救室；
- (g) 用于制备样品和测量活度的放射化学实验室，其规范符合反应堆化学分析的需要；
- (h) 存放受污染物项和工具的地方；
- (i) 维护受污染设备的车间；
- (j) 辐射源的安全贮存地点；
- (k) 废物管理和贮存设施；
- (l) 污水储罐区；
- (m) 剂量测定实验室或剂量测定控制点（如果该服务由外部提供商提供）；
- (n) 数据记录和存储系统，用于创建相关数据库（例如用于剂量测定记录或仪器仪表控制）并在必要时更新这些数据库；
- (o) 替代或远程保健物理控制中心；

- (p) 电厂的装配区，供紧急情况下使用；
- (q) 应急设施；
- (r) 电厂人员的指定庇护区。

5.120. 在电厂开始运行之前，应当提供并准备好以下设备：

- (a) 防护服和靴子；
- (b) 呼吸防护设备；
- (c) 空气采样器和用于测量空气中活度浓度的其他设备；
- (d) 在可变设置下带有声音警报的便携式剂量率计，以及用于监控人员污染和表面污染的设备；
- (e) 便携式屏蔽、标志、绳索、支架和远程搬运工具；
- (f) 通信设备；
- (g) 气象仪器仪表；
- (h) 监控个人放射性核素摄入量的设备；
- (i) 放射性固体废物临时容器和放射性液体专用容器；
- (j) 应急设备（包括可延伸的高剂量率监控器、额外的防护服、自供电空气采样器和应急车辆）；
- (k) 急救设备；
- (l) 废物贮存区周围的取样和分析设备，如放射性废物地下贮存设施的钻孔监控设备；
- (m) 监控个人外部照射的个人剂量计。

6. 事故工况下辐射防护的特定设计特点

电厂布局

6.1. 在选址的早期阶段，以及在随后的选址安排中，核电厂设计的辐射防护方面应当予以考虑。这包括根据 SSR-1[6]第 4.6 段的要求，对现场的事故工况进行适宜性评定。适宜性评定中应当考虑的辐射防护方面包括：

- (a) 位于场址周围区域的核装置中可能发生的事件的影响（另见 SSG-68[15]）；

- (b) 与核电厂可能排放的放射性物质转移相关的场址特征，包括与逃生路线设计相关的场址特征，旨在将疏散期间对场址人员和公众的风险降至最低（见 NS-G-3.2[19]）；
- (c) 与评价个人和整个人口的风险相关的人口密度、分布和习惯（见 NS-G-3.2[19]），以及核装置周围区域可能影响计划有效应急行动可行性的其他特征（见 SSR-1[6]）；
- (d) 在多机组场址，一个核电厂机组中的事件对一个或多个其他机组的影响（见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-79《核装置场址评价中与人为外部事件相关危害》[64]）。

6.2. 在核电厂的设计阶段，应当考虑必要的应急响应设施¹³的设计特点。此类设计特点包括根据要求 67 和 SSR-2/1[1]第 6.42 段提供的应急响应设施中工作人员的辐射防护所需的手段，以及 GSR Part 7[11]第 5.25 段、第 5.41 段和第 5.42 段。

6.3. GSR Part 7[11]第 5.42 段指出：

“安排……还必须包括确保为设施内和现场的所有人员提供：

- (a) 配备连续辐射监控的适当集合点；
- (b) 足够数量的合适逃生路线；
- (c) 适当和可靠的警报系统和其他手段，用于在各种紧急情况下警告和指示在场的所有人员。”

本“安全导则”第 8 部分提供了关于此类辐射监控的建议。

6.4. 在设计中应当考虑到工作人员在事故工况下必须执行响应功能的地方的安全路线。应当在安全路线中提供进入核电厂必要房间（包括容纳相关系统的房间）和其他安排（如分区、屏蔽、通风、掩蔽）的通道，目的是根据设计目标将现场人员的内部和外部照射保持在可接受的水平内。安全路线应当避开具有潜在危害条件的区域，包括火灾、化学危害、缺氧和/或高温。安全路线还应当避开因存在空气污染或事故产生的外部辐射源而

¹³ 应急响应设施是支持应急响应所必需的设施或场所，在准备阶段将为其分配特定功能，并需要在紧急情况下可用[13]。

可能产生高剂量率的区域。SSG-62[31]第 4.67 段和第 4.68 段提供了关于减少人员照射于过程和事故后取样系统的设计建议。

事故工况下有效辐射防护计划其他设计考虑

6.5. 需要确定设计基准事故和设计扩展工况（包括严重事故）的可能辐射后果，以证明符合与保护现场人员、公众和环境相关的设计目标（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 5、19 和 20 以及本“安全导则”第 6.28 段）。

事故工况下现场人员的保护

6.6. 为了完成事故工况下现场人员的辐射防护设计，应当评定事故期间和之后将出现的辐射源的大小、位置、可能的扩散机制和照射途径。在此评定中，应当考虑所有潜在的事故假想方案，包括严重事故。

6.7. 在发生放射性紧急情况时，营运组织必须确保所有参与应急响应的人员的安全（见 GSR Part 7[11]要求 11）。为了采取事故管理措施和应急准备措施，应当分析核电厂中需要保持可居留性的区域。在紧急情况下需要进入的区域包括控制室、辅助控制室和其他应急响应设施和位置、应急系统（包括应急电力系统：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》[65]）所在的房间（或与这些房间相邻的空间）、可能需要手动驱动的区域、现场取样设施（如安全壳和烟囱）和实验室。设计应当确保足够的呼吸防护设备随时可用，并在必要时适当维护，以便进入这些区域。为此，应当制定事故管理措施和应急响应措施的电厂运行说明。设计修改应当基于可居留性评定的结果，符合 GSR Part 7[11]规定的相关要求，以及原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-2.1 号《核或辐射应急准备的安排》[66]提供的建议另见参考文献[67]。

6.8. 在可能与其他危害相结合的事故工况下，辐射防护的设计应当基于可居留性和可达性评定。这些评定应当考虑到放射性排放、放射性核素扩散和剂量率的计算（考虑到放射性核素对剂量率的贡献很大）。评定中还应当考虑应急响应的持续时间。

6.9. 在多机组场址，为了确保事故工况下的可居留性和可达性，设计需要适当考虑在一个机组中出现并同时影响现场几个甚至所有机组的特定危害的可能性（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.15 (b) 段）。邻近机组的营运组

织应当按照 SSG-54[56]第 2.72 段的建议共享信息。其目的是确保在核或辐射紧急情况下现场所有人员的防护和安全，规定应当包括在几个发电厂机组（或位于现场的任何其他核设施）同时发生严重事故并伴有场外基础设施干扰（如通道堵塞、供电故障、通信故障）情况下采取的措施。

6.10. 应当确定应急人员可能需要在场内或场外执行响应功能的假想危害条件¹⁴。应当作出安排，采取一切切实可行的措施，为应急工作人员提供保护，以响应各种放射性条件以及他们可能必须履行响应职能的其他潜在危害条件。这些安排包括：

- (a) 评定、控制和记录急救人员接受的剂量；
- (b) 确保污染控制的程序；
- (c) 提供适当的个人防护设备（取决于危害的严重程度）、程序和培训，以便在假想危害条件下做出应急响应；
- (d) 规定和安全贮存足够数量的消耗品（如呼吸防护和防护服）的安排，这些消耗品在假想事件中是必要的。

6.11. 除运行期间所需的辐射屏蔽措施外，还应当确保人员能够进入和居留相关工作场址，以便运行和维护需要的设备保持可运行性，以防止事故升级或限制进一步的放射性排放（例如，水冷堆中的泵或气冷堆中的气体循环器，它们是维持堆芯冷却所必需的），而不得超过 GSR Part 3[2]第 4.12—4.19 段和 GSR Part 7[11]¹⁵ 第 5.49—5.61 段规定的既定剂量限值，并运行事故后监控电厂状态所需的设备。这包括在事故发生后可能需要维护或维修的设备。一般而言，应当通过安装自动或遥控设备（如遥控阀门）来避免运行人员的直接干预。

6.12. 预计到源材料的移动（例如燃料组件的装卸），应当考虑到屏蔽有效性的降低（例如由于混凝土侵蚀）、屏蔽效率的损失和散射辐射，包括天空照射辐射，所有这些都可能对事故后的辐射水平产生显著影响。

¹⁴ 除核风险和辐射风险外，这些危害状况也可能来自内部和外部危害，如火灾、危险化学品的排放、缺氧风险、风暴或地震。

¹⁵ 在紧急情况下，可能会超过正常运行的辐射剂量限值。然后，急救人员应当使用 GSG-7[3] 第 4.14—4.17 段描述的剂量水平。

6.13. 还应当在需要进入以确保人员安全的区域，如反应堆厂房、燃料贮存区、电厂控制室、辅助控制室和其他应急设施和位置（即技术支持中心、运行支持中心和应急中心），提供尽可能减少空气中放射性污染的规定。这可以通过在再循环模式下运行通风系统来实现。在这种情况下，必须通过冷却再循环系统中的空气来散热。如果污染空气的向内泄漏预计太高，不允许在不使用呼吸保护的情况下居留该区域，则应当过滤适当比例的循环空气（例如，使用高效微粒空气过滤器和碘过滤器）和/或准备移动局部排气系统。电厂的排放可以通过二次密封来限制，或者在特殊情况下，通过过滤器排放到大气中。控制室的可居留性应当通过保持过压、空气冷却和氧气供应（如使用压缩空气瓶）来确保，并应当在气态化学品排放的条件下保持。在停电的情况下，应当确保可靠的隔离（阻尼器）和可居留性。关于主控制室、辅助控制室及其他应急设施通风系统的进一步建议 SSG 62[31]第 4.160—4.167 段指出了事故工况），另见 GS-G-2.1[66]。

6.14. 应当考虑在事故发生后对气体和液体进行取样（例如通过远程取样），并应当在必要时做出屏蔽规定，以便在现场人员不受到不当辐射照射的情况下采集和试验此类样品。

6.15. 还应当考虑为参与监控事故工况并配备有剂量率测量、空气污染测量、放射性核素分析、整体定位系统和适当过滤等系统或设备的车辆提供安全地点。

6.16. 应当提供警报和集合现场人员，并至少暂时庇护不参与应急响应的现场人员直到他们撤离。控制室、辅助控制室、其他应急设施和场所以及人员集合点之间应当提供多种通信系统（如卫星电话）。

6.17. 应当确保使用清晰张贴的标志将房间标识为“准备行动”，并去除通道中阻碍现场人员自由活动的任何障碍，以此作为在事故工况下采取安全相关行动时减少照射持续时间的一种手段。这些因素应当在设计阶段加以考虑。

6.18. 应当在电厂内确定事故期间辐射照射预计保持较低的区域。这些区域可用于疏散现场人员并监控他们的污染情况（见参考文献[67]）。用于个人监控的个人剂量计（包括备用设备）也应当存放在此处。

6.19. 应当提前做出安排，以确保记录和保留与工作人员防护相关的信息，以便在事故工况下和在事后进行评价时使用，并对可能受影响的应急人员进行长期健康监视和跟踪（见 GSR Part 7[11]第 5.52 段、第 5.59 段和第 5.67 段）。

6.20. 设计还应当考虑事故发生后需要长期运行物项的长期维护。适当的提供长期剂量率评定，以表明在所有类型的事故（包括严重事故）后维护是可行的。

在事故工况中公众的防护设计规定

6.21. 设计中应当纳入屏蔽规定，以保护事故工况下的公众免受直接或散射辐射（包括天空照射）。此外，场址边界监控器应当适当放置，以便根据地形和气象数据监控放射性羽流的扩散（见第 8.27—8.31 段）。

6.22. 需要通过安全分析来评定是否符合事故工况的验收标准（见 GSR Part 4（Rev.1）[8]要求 14 和 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 42）。如果初步安全分析表明未达到验收标准，则应当在设计中纳入额外的保护功能，或制定运行措施，以满足公众剂量和环境排放方面的验收标准。

6.23. 一般来说，根据事故工况进行评价的排放是向大气的排放，因为放射性物质不太可能直接意外排放到水生环境中。然而，每个电厂都应当考虑到放射性物质意外排放到水生环境的可能性，包括直接泄漏对地下水的污染。应当假设，排放到大气中的物质可能会通过雨水和/或风最终进入地表水，或者由于电厂内部的放射性物质被冲走，从而增加水生环境中裂变产物的含量。

6.24. 应当考虑到，事故期间和之后放射性核素向大气中的扩散主要取决于源项的组成、排放的动力学属性、排放点和气象条件。人们通常认为事故期间和之后会出现不利的气象状况。监管机构应当根据区域和场址气象和环境条件商定用于评定扩散后果的假设，GSG-9[26]第 5 部分提供了进一步的建议。应当根据监管机构的要求制定计算公众剂量的方法，应当按照 GSG-10[20]建议仔细验证方法。通常设定设计目标，以便对食物、牛奶和饮用水的消耗进行限制是必要的，至少对于设计基准事故是如此。因此，在这种情况下，潜在受影响地区内生产的食物、牛奶和饮用水的消耗量被用作代表人剂量计算的输入。

6.25. 在设计基准事故中，应当对源项（见 SSG-2（Rev.1）[24]和本“安全导则”附件 I）、照射持续时间、气象条件、生活习惯、事故发生时公众的屏蔽和居留情况做出保守假设，以证明符合公众剂量的放射性验收标准。

6.26. 在紧急情况下计划采取防护行动的场外区域内（如预防行动分区¹⁶和应急防护行动计划分区¹⁷），需要做出安排，及时评定放射性物质、放射性污染和公众剂量的排放，以确定或修改应急防护行动（见 GSR Part 7[11]要求 14）。

6.27. 对于设计扩展工况，应当进行特定分析，以证明符合相关事故短期和长期后果的监管要求。源项通常使用最佳估计方法进行评估，这与设计基准事故的保守假设相反。此外，提供放射性物质在环境中扩散的概率分析的计算机代码可用于评价对代表人的风险。

6.28. 在事故工况下发生放射性排放时保护公众的设计措施包括：

- (a) 确保“实际消除”可能导致早期放射性排放或大量放射性排放的事件序列和事故假想方案（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.27 段和 SSG-88[21]提供的建议）；
- (b) 提供设计手段，以最大限度地减少燃料损坏的范围并保护屏障，防止裂变产物从燃料中排放出来；
- (c) 提供设计手段，以最大限度地提高一回路系统管道的完整性；
- (d) 实现安全壳的密封、隔离和旁路预防；
- (e) 确保在所有事故（包括严重事故）发生后，提供足够的安全设施来冷凝蒸汽和/或将安全壳压力保持在设计范围内；

¹⁶ 预防行动分区是指已作出紧急安排的设施周围的区域，以便在发生核或辐射紧急情况时采取应急防护行动，避免或尽量减少场外的严重确定性影响。该区域内的防护行动应当在放射性物质排放或暴露之前或之后不久，根据设施的普遍条件采取[13]。

¹⁷ 应急防护行动计划分区是指一个设施周围的区域已作出安排，在发生核或辐射紧急情况时采取应急防护行动，以根据国际安全标准避免剂量离开现场。该区域内的防护措施将根据环境监控采取，或酌情根据设施的主要条件采取[13]。

- (f) 过滤废气或使用木炭延迟床，以减少空气中放射性物质的排放，同时适当考虑到一些意外排放的途径可能旁路过滤后的废气系统；¹⁸
- (g) 例如，通过在设计、过滤材料和过滤深度方面采用最佳实践，或通过过滤器前提供除湿器，实现过滤器的高去污因子；
- (h) 在排放到安全壳或厂房的放射性物质因直接或散射辐射（包括天空阳光和地面阳光）而导致辐射照射超过事故分析限值的地方提供屏蔽；
- (i) 提供密封安全壳厂房或减少废气流量的设备，以提供厂房内的衰变时间；
- (j) 通过降低流体的排放速度或阀门的关闭时间来减少排放的放射性物质的质量和活度；
- (k) 通过添加适当的化学品（如水合肼）或在反应堆集水坑¹⁹中添加化学品（如四硼酸钠）来确保喷淋系统在捕获碘方面的有效性。

6.29. 此外，还将采取几种与安全相关的设计措施（可能基于概率安全分析），包括以下措施：

- (a) 为设计扩展工况制定或升级安全系统和安全特点，以最大限度地减少设备故障和运行人员失误，并防止和/或缓解严重事故；
- (b) 确保基本设备、仪器仪表（包括保健物理仪器仪表）和保护系统供电可用。

6.30. 在紧急情况下应当做出安排，确保记录和保留与保护公众相关的信息，以便在紧急情况下、紧急情况后进行的评价中以及对可能受到影响的公众成员进行长期健康监视和跟踪（见 GSR Part 7[11]第 4.31 段和要求 12）。

6.31. 对于设计扩展工况应当进行分析，以证明要实施的应急防护措施的范围和持续时间，该演示应当基于防护措施的既定标准，如 GSR Part 7[11]附录 II 提出的标准。在设计的安全演示中，可考虑使用防护措施（如遮蔽、碘预防、人员搬迁）。这种考虑应当在地区和时间上受到限制，并符合国家法规。只要在应急计划中给出明确的指示，并且有足够的时间和

¹⁸ 就沸水堆而言，如果压力容器的蒸汽在事故初期经由主蒸汽排放安全阀排放到大气中，大量挥发性放射性物质可能会通过抑制室中的水排放出来。

¹⁹ 就喷淋系统而言，应当注意氙的控制和安全壳里。

其他条件以高置信度确保应急防护行动能够实施，就可以应用剂量减少系数。

6.32. 根据原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-69 号《核装置设备鉴定》[68]建议，某些安全重要物项应当符合其在运行状态或事故工况下将暴露的恶劣环境条件。鉴定中要考虑的环境条件应当包括辐射影响和潜在的协同效应（如辐射和温度）。

7. 退役设计中辐射防护的设计特点

7.1. 本部分提供的建议适用于核电厂的初始设计阶段和退役前的设计修改。要求在电厂的设计阶段考虑退役，以最大限度地减少放射性废物的产生，并在退役时工作人员接受的剂量最优化（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 12）。SSG-47[34]第 7.5—7.9 段也提供了关于设计和建造阶段退役的建议。

7.2. 设施运行阶段产生的乏核燃料和放射性废物必须在退役前从设施中移除。但是，如果在永久关闭和退役之间的过渡期内无法进行此类拆除，则需要调整最终退役计划（见 GSR Part 6[10]第 8.10 段）。

7.3. 初始、更新和最终退役计划中包含的退役行动旨在实现退役期间放射性危害的逐步和系统减少。根据监管要求，这些行动的设计应当包括稳健的计划和评定，并确保保护工作人员、公众和环境（见 GSR Part 6[10]第 1.4 段）并表明退役设施达到定义的最终状态（见 GSR Part 6[10]要求 10）。

7.4. 在申请不同授权（如建造、调试、运行和退役）时，退役计划概要应当包含在不同电厂阶段的安全分析报告中，并提交给监管机构。

7.5. 在退役的不同阶段任务是不同的，并且是在不断变化的工作环境中进行的，在设计中应当考虑到这一点，特别是在辐射防护方面。

7.6. 退役前，需要对放射性危害和强的风险进行评定（见 GSR Part 6[10]要求 3）。在整个退役活动的执行过程中，应当重新评定安全性。在此评定中，还应当包括退役准备工作。评定结果应当在安全分析报告中提出。

退役时电厂布局考虑

7.7. 在电厂布局的设计中，应当仔细评定设备退役所需的通道。布局设计应当考虑到在退役期间现场人员照射最优化的需要。这种最优化可以通过为切割和分割操作提供足够的空间来实现。

7.8. 在开始退役之前，应当评审电厂布局，以评定是否需要为辐射防护目的进行更改。例如，可能需要通过创建新的出口来为废物和物项提供更多的空间和更灵活的出口路线。应当考虑设施结构的设计，以便在退役期间创造这种出口。

7.9. 关于详细的退役计划，需要关于辐射条件，结构、系统和部件的安排、拆除过程和计划的辐射防护措施的信息。对剂量的估计不仅应当包括拆除，还应当包括准备工作、拆除后的清理以及与废物装卸和监控活动相关的活动（例如取样、样品测量）。应当提供将退役区域的布局、方案和图片。应当仔细计划去污和拆除技术，以确保工作人员的辐射照射得到最优化。应当比较可行的拆除技术，以便根据个人剂量和集体剂量选择最佳方案。

退役区域和分区的分类

7.10. 每个控制区应当为人员以及退役所需的材料和设备设置最低实际可行数量的进入点。应当定期评审控制进入和离开该区域和监控离开该区域的人员和设备的规定。设计中应当考虑每个退役阶段。在退役开始之前应当评审设计，以确定、重新评价并在必要时修改人员、材料和设备的进入和出口以及退役分区。

7.11. 本“安全导则”第 5.7—5.11 段提供了运行状态区域和分区分类的建议。退役退役时电厂布局考虑。

7.12. 在电厂的设计过程中，应当考虑尽量减少受污染区域的数量和大小，以便于退役期间的去污，并放射性废物的减少和工作人员的辐射照射最优化。

7.13. 在退役期间，可能有必要对某些区域进行临时或永久的重新分类。在这方面，应当特别注意进入通道的计划。在这种情况下，应当重新评价控制区内分区的指定。

退役更衣区及相关设施

7.14. 第 5.12 段和第 5.13 段为更衣区的设计提供了辐射防护方面的建议，这些建议也适用于退役。

退役期间进入和居留的控制

7.15. 第 5.14—5.20 段提出了关于控制进和出运行状态下控制区的建议。在退役阶段应当考虑这些建议。在退役开始之前，应当重新评定进入点的设计，包括其分级，以确保为保护工作人员而提供的控制措施仍然充分。随着退役在不同阶段的进展，应当调整进入控制安排，以反映现场不断变化的风险状况。

7.16. 第 5.15 段提出的建议。关于进入高剂量率或高污染程度区域，也适用于退役。在退役开始之前，应当重新评定适用系统的设计，包括其安全分级，必要时应当修改为保护工作人员免受剂量约束以上剂量伤害而提供的系统。

7.17. 退役期间，应当尽量减少人员进入辐射分区和污染分区的通道，从而最大限度地减少通过这些分区的时间。

7.18. 退役期间为保护项目工作人员免受剂量限值以上剂量伤害而提供的结构、系统和部件可能需要根据 SSG-30[57]进行安全分级。

7.19. 为了在退役期间最大限度地减少污染扩散并对人员的辐射剂量最优化，控制区的布局应当设计成使人员不必经过辐射较高的区域才能进入辐射较低的区域。应当利用类似设计反应堆退役运行经验的反馈（包括事故后退役经验）提供相关辐射水平和污染水平的运行指导。

7.20. 在合理可行的情况下，核电厂的设计应当旨在限制退役期间污染的可能扩散，并促进实施去污和拆除活动所需的临时安全壳。

7.21. 退役设计（或修订设计）应当使辐射区和污染区的居留时间符合防护最优化原则。例如，这可以通过以下方式实现：

- (a) 规定足够尺寸的通道，以便于接近电厂系统和部件。在现场人员可能必须穿戴全套防护服的区域，包括带有便携式供气设备或通过空气软管连接到供气设备的面罩，在决定通道尺寸时应当考虑到这一点，并注意到在退役期间需要此类设备的区域数量可能会增加；
- (b) 规定足够尺寸的畅通通道，以便于将电厂物项移至车间进行去污或处置。退役期间移除大型设备物项的路线应当在设计阶段进行计划，并应当纳入必要的规定；
- (c) 便利进入结构、系统和部件，包括流程的划分（例如，通过设备舱口和大门（见 SSG 47[34]第 7.6 (b) 段））；
- (d) 规定在工作区域足够的空间来执行退役行动；
- (e) 规定在预计用于在退役期间拆除电厂部件的区域提供梯子、通道平台、起重机轨道或起重机。应当考虑通过机器人拆除机器和人工进入。设计中应当包括便于安装临时屏蔽的特点；
- (f) 使用计算机辅助设计模式来优化设计中影响退役期间工作时间的退役方面。应当制作视频或照片记录，并在电厂建造期间进行可视化建模，以促进退役期间高水平辐射区域的工作计划，从而缩短工作时间；
- (g) 规定在退役期间快速方便地移除屏蔽和隔离的方法；
- (h) 规定特殊工具和设备方便退役期间的工作，从而减少照射时间；
- (i) 规定遥控设备；
- (j) 规定合适的系统，以便在退役期间与在辐射区或污染区工作的现场人员进行通信；
- (k) 剂量率和/或污染可能暂时较高区域的进入控制；
- (l) 规定放射性废物足够空间的去污设施和贮存设施。

核电厂的退役有效辐射防护计划其他设计考虑

退役系统设计

7.22. 核电厂系统的设计应当考虑到在减少退役电厂辐射照射方面获得的经验反馈。

7.23. 在系统设计中应当采取以下措施减少退役期间的辐射照射（见 SSG-47[34]第 7.6 段）：

- (a) 使用模块化结构，以便利结构、系统和部件的拆除；
- (b) 便利材料和设备的拆除和/或去污，包括通过内置去污机制，例如加工室和可能存在液体的区域中的保护性覆盖物和衬垫；
- (c) 对于可能暴露于中子辐射的材料或与反应堆冷却剂接触的材料，使用抗活化、抗化学退化和具有足够耐磨性以最大限度地减少活化腐蚀产物扩散的材料；
- (d) 考虑关于安装“试样”的规定，以便利结构、系统和部件的放射性表征；
- (e) 采取措施（如冲洗）避免放射性污泥在退役期间使用的管道和容器中沉淀；
- (f) 制定废物管理概念，特别是关于放射性物质的解控和处置处理，以及后勤计划；
- (g) 考虑供水和排水系统的规定。

7.24. 含有放射性液体的管道应当不位于清洁管道附近。管道和墙壁之间应当留有足够的退役空间。

7.25. 在管道设计中，焊缝应当易于接近。应当考虑尽量减少地下管道和厂房结构中的嵌入管道（见 SSG-47[34]第 7.6 (c) 段）。

7.26. 应当评定为减少运行状态下的污染而对储罐进行排水和冲洗的规定，如有必要，应当为退役做出额外规定。这些应当与确保支撑点（如 U 形管）最小化的管道设计相结合。理想情况下，系统应当自动排空至低点，以使系统完全排空。

退役部件设计

7.27. 本“安全导则”第 5.33—5.39 段提供的建议也适用于退役部件设计。在高污染水平区域使用的部件应当设计成在运行后易于通过化学或机械手段去污，并在退役时易于移除。

退役放射性支助设施

7.28. 核电厂的设计应当包括在核电厂退役时有效控制放射性所必需的辅助设施，包括响应紧急情况所必需的辅助设施。特别是，辅助设施对于限制受控区域内的污染扩散和防止受控区域外的污染扩散、执行工作场所监控和个人监控、为工作人员提供必要的防护设备以及在退役期间管理其他保健物理操作是必要的。这些放射性支助设施应当酌情包括第 5.119 段所列的特点。

7.29. 在设计阶段，新设施位置的识别和保留（和/或现有厂房的再利用）应当被视为 GSR Part 6[10]要求 8 所要求的退役策略的一部分，以支持退役（例如废物管理、拆除设备）。

7.30. 应当提供下列设备，并应当在核电厂开始退役前提供：

- (a) 防护服（如工作服、额外工作服、头盔、护目镜、防刺穿手套、防刺穿安全鞋、靴子、鞋套）；
- (b) 呼吸防护设备；
- (c) 空气采样器和测量空气中活度浓度的设备；
- (d) 带有可变设置警报的便携式剂量率测量仪和用于监控人员污染和表面污染的设备；
- (e) 便携式屏蔽、标志、绳索、支架和远程搬运工具；
- (f) 通信设备；
- (g) 气象仪器仪表；
- (h) 监控个人放射性核素摄入量的设备；
- (i) 放射性固体废物临时容器和放射性液体专用容器；
- (j) 应急设备（包括额外的专用防护服、带内置电源的空气采样器和应急车辆）；
- (k) 急救设备；

- (l) 废物贮存区周围的取样和分析设备，如放射性废物地下贮存设施的钻孔监控设备；
- (m) 在核电厂设计中提供的运输和装卸设备（用于运行阶段），用于拆除结构、系统和部件，以及用于退役期间的废物管理；
- (n) 监控个人外部照射的个人剂量计。

退役期间远程技术

7.31. 远程技术可能在退役期间去除最具放射性的物项方面发挥重要作用。应当在设计阶段考虑使用此类技术，以确保不排除其使用。在电厂的整个生命周期以及退役的初始阶段和后期阶段之间，远程控制技术很可能会有所改进。应当使用开展工作时可用的最佳可行技术。对于退役，也应当酌情考虑本“安全导则”第 5.41—5.44 段的建议。应当尽可能避免在退役前和退役期间进入高剂量率区域，方法是优化使用运行状态下使用的远程目视视察设备，如抗辐射和耐辐射摄像机。

退役期间去污

7.32. 要求在设计阶段就考虑去污的需要（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 12）。运行状态设计中包括的去污设施和活动应当在退役计划中进行评定。如有必要，应当为退役设计新的去污设施。

7.33. 在计划去污设施时，应当考虑到预期会接触到受污染废物的所有部件，包括退役期间需要去污的物项。

7.34. 应当特别考虑退役期间可能发生污染液体泄漏或溢出的区域。这些区域的设计应当便于去污（例如在地板上涂上特殊涂层）并控制污染的扩散。这些房间应当安排足够的堤坎和斜坡，以限制污染的扩散，并确保在退役期间快速排水和收集溢出的液体。

7.35. 能动地漏系统应当扩展到所有在退役期间将含有放射性液体系统的区域。集水坑应当配备液位检测器，以启动高优先级警报。SSG-62[31]第 4.269—4.285 段提供了与排水系统相关的建议，也应当予以考虑。应当在退役计划中评定运行状态设计中的液态放射性废物储罐容积，以确保退役活动排放到环境中的任何液态放射性流出物将保持在为退役确定的限值内。

7.36. 地漏系统应当包括过滤，以防止在退役期间过量的微粒进入后续的水处理系统。

7.37. 应当有足够的储罐容积来贮存被污染的水。储罐容积还应当足以贮存退役期间去污产生的液态放射性流出物。应当确保向环境中的任何排放都将保持在为退役而确定的授权排放限值内。

7.38. 燃料贮存水池和燃料装卸水池的涂层以及这些水池中使用的设备将受到污染。当这种水池的水位降低时，表面可能会变干，这可能会因退役期间空气中的放射性物质再悬浮而造成危害。在这些表面变干和退役开始之前，应当提供去污系统。还应当提供在燃料运输瓶和部件变干之前对其进行去污的系统，这些燃料运输瓶和部件必须从燃料水池中移除以供退役。

7.39. 退役期间应当提供去污设施，以去除部件、工具和设备表面的放射性物质。

7.40. 需要为人员的去污提供经费（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.76 段），这应当包括退役时可重复使用的防护服去污。

7.41. 去污设施的排水管应当连接到放射性流出物的处理系统。

退役通风

7.42. 应当提供专用的能动通风系统，以便在工作区退役期间保持适当的清洁环境控制区。退役期间出现的特定情况（如通风系统的改造）应当在设计阶段予以考虑（如包括局部连接点）。相关通风系统的可用性应当在根据 GSR Part 6[10]要求 12 编写的最终退役计划中进行评定。还应当考虑在退役期间拆除通风系统部件的计划，并应当包括拆除单一部件后重新平衡系统的能力。

7.43. 为了辐射防护的目的，提供通风系统的主要目的应当是控制空气中放射性核素的水平，并减少佩戴呼吸防护设备的需要。应当考虑到，拆除活动可能会导致空气中放射性核素的活度浓度升高（见 SSG-47[34]第 8.21 段）。

7.44. 应当通过提供空气净化过滤器等功能，并通过将适当的压差和过滤系统的效率保持在设计规范范围内，来限制污染的扩散和放射性排放到环

境中的程度。应当考虑到，退役行动可能会在有限的时间内导致排放量增加，还可能导致压力条件的变化（见 SSG-47[34]第 8.20 段）。为了确保压差和过滤系统的效率保持在设计规范范围内，设计需要考虑适当的定期实验和/或测量（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.63 段和本“安全导则”第 5.69 段）。

7.45. 通风系统还应当提供适当调节的空气，以确保退役期间人员的舒适。

7.46. 在设计通风系统以控制退役期间的空气污染时，应当考虑以下因素（见本“安全导则”第 5.74 段进行比较）：

- (a) 热和机械混合的机理；
- (b) 稀释在减少空气污染方面的有限效果；
- (c) 从污染源附近的潜在污染区域抽取空气；
- (d) 使用与该区域潜在污染程度相称的废气排放率；
- (e) 需要确保排气排放点不靠近通风系统的进气点。

在设计和重新评定相关通风系统时，应当考虑计划退役的活动。

7.47. 退役期间使用的通风系统中的气流应当从空气污染水平较低的区域流向污染水平较高的区域。在设计中还应当考虑退役期间可能出现的特定来源（及其特定位置和特征）以及退役期间活动导致的压力条件的潜在变化。

7.48. 在退役期间可能出现空气传播污染的区域，也应当使用便携式通风系统（如风扇、过滤器、帐篷），并应当提供足够的空间来操作此类系统。便携式通风系统也应用于拆除工作产生金属粉尘和燃烧气体的区域。此外，在拆除受污染的厂房结构时，应当采用特定技术，如喷水和使用本地包容系统，以减少退役工作人员的照射和对环境的影响（见 SSG-47[34]第 8.21 段）。

退役期间使用废物处理系统

7.49. 固态、液态和气态放射性废物处理系统中的设备可能含有高浓度的放射性物质，应当为现场人员提供这种物质的辐射防护。在退役开始之前，为了制定最后的退役计划，应当估计已处理废物中的放射性核素含

量，以及废物处理系统每个区域可能出现的最大辐射水平。应当考虑产生最高水平辐射源（如离子交换树脂、废弃的放射性部件、过滤废物）。

7.50. 在最后确定退役计划期间，应当评定废物处理系统的使用程度。如果计划改变退役阶段运行状态下适用的条件，应当重新评定这些系统的设计。具有辐射防护后果的其他安全相关考虑因素（如火灾危害）应当纳入评定，设计应当相应修改。

7.51. 退役期间设计应当是可以进行逆流冲洗、清洗、再生和更换树脂，以便通过远程控制最终去除污染物。

7.52. 应当避免在核电厂的设计和建造中使用可能导致退役期间混合危害和放射性废物的危害物质（见 SSG-47[34]第 7.6 (k) 段）。

核电厂退役期间放射性废物的贮存

7.53. 如并根据第 5.93 段和 SSR-2/1[1]第 6.59 段，要求为贮存电厂产生的放射性废物提供设施，同时考虑到其形状、放射性核素内容物和加工程度。设施的设计应当确保接收、装卸、贮存和回收放射性废物不会造成不适当的职业或公共照射或环境影响，包括在退役期间。SSG-40[4]提供了进一步的建议。

7.54. 退役期间产生的放射性废物贮存设施的设计应当包括以下功能（另见本“安全导则”第 5.95 段进行比较）：

- (a) 保持贮存材料的密封；
- (b) 提供辐射防护（通过屏蔽和污染控制）；
- (c) 必要时提供通风；
- (d) 允许回收和包装废物，以便运出现场；
- (e) 针对事件和事故的进一步设计特点。

7.55. 贮存设施应当为废物提供保护，以防止废物在贮存期间或退役期间回收时可能造成安全问题的退化。应当确保贮存设施（包括容器）的屏蔽和密封功能在整个退役过程中得以实现。这应当通过设计特点、选择适当的材料以及维护和维修或更换来实现。

7.56. 应当考虑到退役期间贮存的废物发生变化的可能性，这种变化可能导致以下情况：

- (a) 化学效应和超压积聚造成有害气体的产生；
- (b) 易燃或腐蚀性物质的产生。

7.57. 在设计贮存设施时，应当考虑到退役期间发生事故的可能性。为此目的设计的功能可能不同于为正常运行提供的设施设计的功能，但应当与之互补。

7.58. 在退役阶段贮存设施的设计中，还应当考虑可能导致显著辐射后果的非放射性危害（如火灾或爆炸）。

7.59. 在适当情况下，设备应当配备适当的联锁设备或其他实物措施，以防止在退役期间进行危害或不相容的操作。此类措施应当旨在防止不希望的移动（例如，在现场人员居留的区域移动废物）。

7.60. 在废物容器造成高剂量率或存在放射性气溶胶或气体可能排放到工作环境中风险的情况下，应当考虑在退役期间进行远程装卸的必要性。远程装卸设备的设计应当包括维护和维修手段，如提供屏蔽服务室，以在退役期间将职业照射保持在合理可达尽量低水平。

退役期间对公众的保护

退役期间授权排放限值

7.61. 如第 5.104 段所述，要求营运组织确保公众成员的剂量不超过剂量限值，并应用最优化原则（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 5）。这也适用于退役阶段。

退役期间废物流来源减少

7.62. 在电厂退役期间为控制放射性物质来源（即保护现场人员）而采取的设计措施也可能影响废物流和排放的活动。然而，从保护公众的角度，而不是从保护现场人员的角度，应当更多地考虑一些放射性核素。

退役期间污水处理系统

7.63. 退役期间应当考虑三种类型的流出物：液体（主要是水）、加工系统产生的气体和通风空气。

7.64. 退役期间，需要监控和控制液体和气态流出物的流量和活度浓度，以确保不超过授权的排放限值（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.81 段）。要求在退役期间提供基于最佳可行方法的液态和气态废物处理设施（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 78）。GSG-10[20]和 GSG-9[23]就放射性排放导致的公众照射的计算提出了建议。

退役期间液态废物处理系统

7.65. 退役期间需要处理的受污染水的主要来源包括一回路冷却剂，收集从能动液体系统泄漏的水以及从电厂和燃料瓶去污中产生的液体的地漏，用于反冲洗过滤器和离子交换器的水，洗衣房和更衣室淋浴，以及化学实验室。这些来源产生的流出物本质上是含水的，如果产生足够数量的非含水液态废物，应当考虑提供单独的废物处理系统。SSG-40[4]提供了关于含水和非含水液态废物处理的进一步建议。

7.66. 经过核实处理放射性废水以减少放射性污染的方法使用机械过滤、离子交换、离心机、蒸馏或化学沉淀。液态废物处理系统中的不同处理过程应当连接起来，以便提供足够的灵活性来处理不同来源和异常成分的液体，并在初步处理后未达到授权的排放限值时进行再处理。在压水堆的情况下，放射性水可能存在于二回路（汽轮机），因为在蒸汽发生器中从一回路到二回路有一些泄漏。在这种情况下，可能需要处理来自二回路的水，以在退役期间排放水之前降低活度。

7.67. 应当考虑废液处理系统在退役期间产生的固体废物量。通过仔细设计含有放射性水的回路，需要处理的液体量应当减少到合理可达尽量低水平以防止泄漏，并尽量减少电厂在退役期间需要去污的可能性。通过最大限度地减少固体废物的产生，处理应当适合水中污染的水平 and 类型。这应当通过将不同来源的废物隔离成废物流来实现。每条废物流都应当含有化学和微粒含量特征相似的废物，以便每条物流都能得到最佳处理。在设计验收标准时，还应当考虑到将产生的固体废物的预期贮存和最终处置。

退役期间的气态废物处理系统

7.68. 向大气排放的放射性核素必须低于授权的排放限值，并尽可能低（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.61 段）。退役期间气态废物的处理和控制系统应当以现有最佳实践为基础。

7.69. 气态废物处理和控制系统的设计应当收集电厂退役期间产生的所有放射性气体，并在排放到环境中之前提供必要的处理。

7.70. 来自气态废物处理系统和通风系统的颗粒物质应当使用过滤器去除。良好的实践是确保在退役期间，从电厂排放的所有可能的放射性气体都通过高效过滤器。

7.71. 所有排放到大气中的放射性气态流出物都应当从高处排放，退役时要考虑到场址的地形。

退役屏蔽

退役屏蔽设计

7.72. 在屏蔽的初始设计期间和为退役的特定辐射源设计屏蔽时，应当设定目标剂量率，同时考虑到退役期间该区域的预期居留频率和持续时间。在设定这一目标剂量率时，应当考虑到与源项和为确定预期剂量率而进行的分析相关的不确定性。

7.73. 退役屏蔽规范应当考虑到核电厂寿命期间放射性核素的积聚。去污活动应当作为退役过程的一部分来实施，以减少在电厂寿命期间积聚的放射性核素。

7.74. 在评定了源的潜在强度后，退役屏蔽的设计应当反复进行，从无贯穿屏蔽的设计开始。

7.75. 屏蔽材料的选择应当基于辐射的性质、材料的屏蔽特性、材料的机械和其他特性以及退役期间的空间和重量限制。

7.76. 屏蔽效率的损失可能是环境或其他条件的结果。在退役期间，与运行工况相比，相关影响与系统的不同条件相关。例如，充水（和屏蔽）系统被清空以便拆除。应当考虑的影响包括 γ 射线与屏蔽层相互作用产生的影响、与其他材料反应产生的影响（如冷却剂的侵蚀和腐蚀）以及温度影

响（如混凝土中氢气和/或水的去除）。因此，应当考虑退役时屏蔽的有效效率。

7.77. 在退役临时屏蔽的设计中，应当考虑相关的外部危害，特别是地震危害，以及相关的内部危害。

7.78. 在特定退役任务可能需要临时附加屏蔽的区域，在设计附加屏蔽的重量以及运输和安装附加屏蔽所需的规定时应当考虑到。

退役时贯穿屏蔽层

7.79. 应当考虑退役所需的穿过屏蔽层的必要贯穿，如临时管道、电缆和通道的贯穿，以及为保持屏蔽层的有效性而做出的规定。第 5.62—5.65 段关于控制因贯穿、人员和设备进入点引起的剂量率的建议也适用于退役。

退役期间屏蔽和屏障

7.80. 在拆除过程中保护现场人员以及在正常和事故工况下保护公众免受直接或散射辐射的设计中包含的屏蔽也应当设计为确保在电厂退役期间充分保护公众。在这方面，可能有必要考虑天空阳光，特别是如果厂房有轻型结构的屋顶，并通过提供栅栏等屏障来限制公众进入现场。位于场址外围的任何临时废物贮存单元的设计应当对工作人员和公众产生低放射性影响。

8. 核电厂运行状态、事故工况和退役 辐射监控的设计

8.1. 核电厂的营运组织需要建立和实施辐射监控计划（见 GSR Part 3[2]要求 14）。GSR Part 3[2]要求 20—32 和 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 82 规定了此类辐射监控计划操作方面的相关要求。

8.2. 辐射监控计划应当酌情包括以下内容：

- (a) 电厂内的区域监控系统；
- (b) 对工作人员的外部照射和内部照射进行个人监控；
- (c) 排放的监控；
- (d) 环境监控，包括测量环境中的本底放射性；

(e) 监控对评定公众照射很重要的其他参数（如现场的环境和气象条件）；

(f) 电厂内的加工系统的监控系统。

8.3. 监控计划应当包括要监控数量、监控方法和频率、要收集的数据类型、数据收集方法（包括数据收集的地点和频率）、测量的必要分辨率和精度、数据备份以及数据处理和分析。

8.4. 辐射监控系统的设计应当根据需要进行校准、实验、维护、维修或更换、视察和监控，以确保其能够在设计基准中规定的所有条件下发挥作用（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 29）。

8.5. 营运组织必须核实辐射监控系统在必要时能够在其整个设计寿命期间的主要环境条件下执行其预期功能，并在维护和实验期间适当考虑电厂工况（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 30）。

8.6. 在电厂运行和退役期间，出于辐射防护目的的监控是必要的，本部分中的建议适用于两者。然而，在退役的后期阶段，一些初始的监控设备可能已经被拆除或变得不必要，或者由于退役活动，不同的监控措施可能变得必要。因此，在退役的每个阶段开始之前，应当评审监控系统的设计。退役计划中应当说明退役期间和退役完成后的辐射监控、排放控制和放射性调查的责任和措施。如果退役结束状态涉及对未来使用的限制，则应当建立适当的监控计划。

8.7. 应当使用已安装的便携式辐射测量设备，以确保在电厂运行和退役期间保护电厂人员、公众和环境。这种保护可以通过监控工作场内和场外的环境条件以及监控不同分区之间的固定进入点的人员污染来实现。测量量包括辐射剂量率、辐射剂量和电厂内系统和房间中的放射性物质水平以及放射性物质的排放。

8.8. 需要提供固定监控系统来检测空气中的放射性物质（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.79 段）。这应当包括对电厂通风系统的监控。应当在加工流中进行测量，以监控电厂内部液体和气体系统中放射性物质的迁移（另见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.47 段和第 6.80 段）。需要对放射性排放进行测量，以监控电厂的液态和气态放射性流出物（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.81 段）。

8.9. 要求在核电厂的设计中提供用于进行辐射监控的设备和系统（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 82）。应当记录测量通道的基本原理和设计基准、测量范围和检测器位置。这些物项通常受到监管要求的约束，应当按照相关的国家和国际规范和标准进行设计、实施、校准、实验、维护、维修或更换、视察和监控。对安全重要监控系统应当包含冗余性，以确保监控始终是可能的，并应当具有可靠性和多样化的数据通信系统，该系统具有独立的电源，可在停电时自主运行一段时间，与所进行的安全分析一致（见 SSG-54[56]第 2.115 段）。在某些情况下，可能需要使用两个或多个测量通道来覆盖指定的测量范围。在这些情况下，测量范围应当充分重叠。

8.10. 需要收集和评定运行安全性能的监控数据，包括辐射剂量和放射性废物和流出物的产生（见 GSR Part 4（Rev.1）[8]要求 19）。应当酌情使用此类数据来更新安全评定。

8.11. 在选择辐射监控设备时，至少应当考虑下列特点：

- (a) 待测量的剂量率或活度浓度范围；
- (b) 显示和存档的物理量和单位；
- (c) 设备灵敏度和准确性；
- (d) 测量结果的不确定性；
- (e) 要监控的辐射或放射性核素的类型；
- (f) 提供阈值警报；
- (g) 电源和备用电源；
- (h) 环境条件；
- (i) 提供实验、校准和维护；
- (j) 包括事故工况在内的所有电厂状态下的运行规定；
- (k) 对过载工况的响应；
- (l) 故障模式指示；
- (m) 由于区域内存在其他辐射源，例如在监控中子辐射和氚的情况下，监控数据可能受到干扰或损坏；
- (n) 数据传输设备的连通性；
- (o) 保存和评定结果的规定。

8.12. SSG-39[33]提供了关于仪器仪表和控制系统的建议。国际电工委员会和国际标准化组织的标准中给出了仪器仪表和设备设计的技术规范。

8.13. 辐射监控系统的设计应当能在特定的环境条件下保持其可运行性。应当规定条件范围，包括温度、压力、湿度、振动和环境辐射场。

8.14. 在丧失备用电源的情况下，需要保持电力的连续性，以监控关键电厂参数和完成安全所需的短期行动（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.44（d）段）。

8.15. 应当在主控制室、保健物理室、适当本地控制点和电厂过程计算机中提供显示电厂内测量辐射水平相关数据的系统。应当提供反映辐射监控系统设计目标的警报信号。所有与辐射防护相关的数据，连同测量值和测量值的位置应当在应急响应设施中实时可用。

核电厂范围区域监控系统

8.16. 要求工作场址监控的类型和频率足以评价电厂内部和周围的放射性条件（见 GSR Part 3[2]第 3.97 段）。GSG-7[3]第 3.112—3.115 段提供了支持性建议。

8.17. 区域监控包括测量核电厂内部和周围设定位置的剂量率和空气传播活度浓度，以及测量离开区域的人员和设备的表面污染。区域监控通常会实时提供结果。然而，可以安装非能动探测器（如热释光剂量计），用于放射性条件的备份和回顾性评价。区域监控系统的设计应当基于预计辐射和污染水平。

8.18. 在控制区，需要安装带有本地警报和明确读数的连续运行的固定仪器仪表，以便提供选定区域的辐射剂量率和空气传播污染的信息（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.78 段和第 6.79 段）。为了确保在现场发生放射性泄漏时主控制室的可居留性，辐射监控系统应当监控主控制室通风系统的进气口，并在必要时启动碘和微粒过滤器（见 SSG-62[31]第 4.86 段和第 4.160—4.167 段）。为了监控短时间的特殊维护操作，尤其是在高剂量率可能变化的区域进行监控，还应当提供便携式剂量率测量仪，如果超过预设值，则会发出警报。在设计音频警报系统时，应当考虑相关区域可能的噪音水平，还应当考虑视觉警报信号的使用。

8.19. 应当为特殊维护操作提供表面污染监控器，尤其是有潜在污染的操作。还应当开发和提供样品收集、样品制备和样品实验室测量的工具和方法。

8.20. 辐射监控系统应当安装在下列位置：

- (a) 反应堆安全壳；
- (b) 与安全壳上部（换料区）相邻的房间；
- (c) 作为与反应堆冷却剂系统相连房屋系统的厂房；
- (d) 乏燃料贮存设施；
- (e) 换料机；
- (f) 放射性废物的处理和贮存设施；
- (g) 去污设施；
- (h) 燃料和废物的运输路线；
- (i) 装卸和贮存新混合氧化物燃料或含有后处理铀的新燃料区域；
- (j) 主控制室和辅助控制室；
- (k) 应急设施；
- (l) 场内和周围的室外场所。

8.21. 关于固定式空气监控系统（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.79 段），应当（至少）为控制区的无障碍房间确定空气中的放射性浓度，在这些房间中，空气中的放射性物质含量可能会影响对工作人员的辐射剂量。监控器还应当安装在通风管道上，以便从以下区域排出空气：

- (a) 安全壳；
- (b) 燃料贮存设施；
- (c) 辅助厂房；
- (d) 放射性废物厂房。

8.22. 在选择空气监控器时，应当考虑空气传播污染的实物形状（即气体或颗粒）以及某些放射性核素（如放射性碘）的化学形状。空气污染的测量应当以使取样尽可能具有代表性的方式进行。

8.23. 还应当规定监控将要进行辐射工作的区域的入口和出口的空气污染和表面污染。

核电厂人员个人监控

8.24. 要求提供设施来监控核电厂运行人员的照射和污染（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.83 段）。监控工作人员个人剂量的设备应当包括测量、评价和记录外部辐射和内部辐射剂量的必要手段。应当考虑到 α 、 β 、 γ 和中子辐射的影响。这种监控设备和系统通常受国家监管要求的约束。GSG-7[3]提供了关于监控和评定个人剂量的详细建议。

8.25. 应当在控制区入口处提供个人监控设备。在受控制区的出口，须提供下列监控设备（见 GSR Part 3[2]第 3.90 段）：

- (a) 监控皮肤和衣物污染的设备；
- (b) 监控从该区域移走的任何物体或材料污染的设备。

8.26. 计划进行污染监控房间和区域的本底辐射水平应当降至最低，以降低测量的不确定性（见 GSG-7[3]第 9.30 段）。

排放监控

8.27. 要求提供设备来监控和记录放射性液态和气态流出物向环境的所有排放（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.81 段）。此外，还应当提供设备，以监控可能对核电厂放射性排放造成显著影响的系统。应当考虑设计的特定方面。在适用的情况下，响应下列系统的排放进行监控：

- (a) 电厂废气系统；
- (b) 放射性废物罐的排气口集管；
- (c) 有可能污染的厂房通风；
- (d) 放射性废物系统的液态流出物；
- (e) 冷凝器冷却水排放。

8.28. 要求设计监控计划，以证明排放符合授权限值（见 GSR Part 3[2] 第 3.137 段）。根据 GSG-9[26]第 5.75 段，监控结果还应用于检查用于评价对代表人剂量的假设。

8.29. 如 GSG-9[26]第 5.77 段所建议的，监控计划应当按照分级方法制定和实施。

8.30. 污水监控设备应当能够确定流出物的总活度和核素成分。这可以通过在线测量和实验室分析来完成。GSG-9[26]提供了关于废水监控的建议。

8.31. 监管机构可以规定独立监控。这种监控的特征和专门用于监控的资源应当以分级方法为基础，并应当纳入最佳实践和科学上合理的分析方法。这种监控可以由监管机构进行，也可以由独立于营运组织的另一个组织代表监管机构进行。

环境监控

8.32. SSR-2/1[1]第 6.84 段指出：

“必须作出安排，通过对剂量率或活度浓度进行环境监控，评定电厂附近的照射和其他放射性影响（如有），特别是：

- (a) 人的照射途径，包括食物链；
- (b) 对本地环境的放射性影响（如有）；
- (c) 放射性物质在环境中可能的积聚和累积；
- (d) 任何未经授权的放射性物质排放途径的可能性。”

监控计划应当包括测量环境介质中的放射性核素浓度以及环境中的剂量或剂量率。方法和工具应当适用于运行状态、设计基准事故工况和设计扩展工况下的测量。

8.33. 环境监控和排放监控应当提供足够的信息，以确定公众照射水平是否符合剂量限值，并证明防护和安全得到最优化。环境监控的设计应当核实排放监控的结果，并确认放射性核素在环境中转移的预测。

8.34. 环境监控计划应当在运行前阶段建立（见 NS-G-3.2[19]和 GSG-10[20]）。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》[69]提供了关于环境监控的更详细建议。

过程监控

8.35. 要求提供加工取样系统和事故后取样系统，以便在核电厂的所有运行状态和事故工况下，及时确定流体加工系统中以及从系统或环境中采集的气体和液体样品中特定放射性核素的浓度（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 71）。这些测量的目的是检测燃料缺陷和放射性物质从加工系统排放或排放到加工系统，例如由于泄漏。应当考虑 SSG-62[31]第 4.74—4.93 段提供的关于过程辐射监控的建议。

8.36. 过程辐射监控的设计应当取决于反应堆的类型和电厂的设计。例如，安装的辐射测量设备应用于监控压水堆一回路水和二回路中的活度浓度，以及监控沸水堆的一回路冷却剂和主蒸汽管道。可能需要迅速采取行动的大泄漏可以通过对主要二回路蒸汽管道（检测氮-16）或主要冷凝器排气管道（检测裂变产物）的辐射监控来检测。

8.37. 放射性气体处理系统以及液态和固体废物处理系统应当配备适当的过程辐射监控系统。

8.38. 应当提供适当的手段，以便监控有可能造成重大放射性污染的流体系统中的活动。在此外，应当提供收集过程样品的方法，以便在现场放射化学实验室进行更详细的分析。在放射化学处理过程中，应当特别注意发射 α 的放射性核素，因为它们难以测量，并且在内部污染的情况下构成更高的风险。

8.39. 也可能受到污染的辅助系统包括：

- (a) 辐照燃料的贮存、冷却和清洁系统；
- (b) 与放射性液体排水系统相连的集水坑；
- (c) 放射性排放的通风管道；
- (d) 与放射性回路仅由一道屏障隔开的回路或系统（例如，可能因热交换器泄漏而被污染的回路或系统）。

应当提供定期取样设备，以确定这些系统的放射性核素含量。

8.40. 燃料元件在特定的燃耗后或如果它们有不可接受的缺陷，就从反应堆堆芯中移除。反应堆设计中应当包含一个监控系统，以检测燃料元件中的缺陷。该系统可以通过测量裂变产物的活度来运行，这些裂变产物对于在电厂运行期间检测大部分冷却剂或大部分废气中的燃料元件不可接受的缺陷最为重要。该监控系统应当能够识别含有不可接受缺陷元件的特定燃料元件或通道。这可以在线完成，也可以在关闭工况下完成。

8.41. 设计还需要包括监控和控制运行状态下水中和空气中活度的手段，以及监控与乏燃料水池相关的事故工况下水中和空气中活度的手段（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.68（a）段）。

事故工况下辐射监控

8.42. 核电厂的辐射监控系统应当包括与假想事故相关的规定，并且在必要和可行的范围内，它们还应当在严重事故期间可运行。应当提供范围适合严重事故的便携式监控仪器仪表（用于监控剂量率以及表面和空气传播的污染）。目标应当是提供一种快速可靠的方法评定整个电厂及其附近的辐射水平，从而在事故工况下采取任何必要的措施。

8.43. GSR Part 7[11]规定了应急响应安排的要求，GS-G-2.1[66]提供了支持性建议。参考文献[67]提供了更多信息。

8.44. 应当作出安排，迅速评定放射性物质的排放、场内外的放射性条件以及对工作人员和公众的相关辐射剂量。这应当包括获取支持营运组织采取缓解行动所需的信息、紧急情况分类、现场应急防护行动、工作人员防护以及在现场采取应急防护行动的建议。这些安排还应当包括使用显示或测量那些在发生核或辐射紧急情况时可以容易测量或观察到参数的仪器仪表，这些参数构成了紧急情况分类的基础。设施中的仪器仪表和其他相关系统的响应应当足以应当对监管机构批准的各种紧急情况，包括严重事故。

8.45. 营运组织应当了解辐射监控系统在可能因事故而发生的环境条件下的性能。最艰巨的设计要求与反应堆安全壳内或附近的辐射测量系统相关。

8.46. 应当评定核电厂内放射性核素可能集中的所有区域—以及可能因事故而发生的放射性排放，包括排放的放射性核素成分和预计环境污染，以确保监控仪器仪表的设计足以实现其目的。这对于严重事故尤其重要，即可能产生高达 10^6 戈瑞/小时的剂量率和高达 10^{15} 贝可/立方米的活度浓度的事故。

8.47. 事故发生后，应当在规定的条件下保持测量系统的可运行性。运行范围应当至少针对温度、压力、湿度、振动和环境辐射场进行规定。

8.48. 空气中的碘和微粒放射性物质应当通过将空气样品通过微粒和碘过滤器进行测量，然后可以使用移动设备或在事故工况下可操作的实验室设备在过滤器上进行 γ 射线光谱分析。应当提前为移动监控设备的运输做好准备。

8.49. 对于设计基准事故，连续辐射监控系统的应急电源应当符合单一故障标准。

8.50. 事故工况下的辐射测量数据应当在主控制室、辅助控制室和其他运行或事故管理需要信息的区域提供。应当提供适当的通信系统，使信息和指令能够在不同地点之间传送，并提供与可能需要的其他组织的外部通信。应当规定将相关数据直接转移到应急中心。

8.51. 事故发生后，应当有方法在反应堆安全壳内采集气体和液体的代表性样品，用于实验室测量。取样设备的设计不仅要能承受设计基准事故工况，还要能承受设计扩展工况。实验室应当安排高活度样品的安全处理和分析。

8.52. 应当在现场附近安装自动外部辐射测量网络。这种类型的测量系统将为营运组织和应急响应组织提供关于环境辐射水平的实时数据。这些数据在核电厂排放的早期阶段很有用，有助于决定应当采取哪些应急措施，并确定安全壳外放射性排放的源项。

附 录

最优化原则在核电厂中的应用

A.1. 应当进行最优化以将照射风险、照射人数和个人剂量保持在合理可达尽量低水平，同时考虑到经济和社会因素。

A.2. 最优化技术应当在核电厂风险或剂量的任何限值或约束下应用。最优化论点不得用于证明高于任何此类限值或约束的风险或剂量水平。

A.3. 没有不需要最优化的风险或剂量水平。然而，如果已经证实无法以合理的社会或经济成本进一步降低风险或剂量，则进一步降低的尝试可能被认为是没有保障的。

A.4. 最优化在核电厂及其部件设计中的基本作用是确保采取结构化方法，就控制辐射剂量和风险的工程规定做出决策，这通常是一个判断问题。最优化过程应当实现安全的总体平衡，同时考虑监管要求、对员工健康、安全和福利的影响、对公众和环境的影响、安全、确保可靠能源生产的必要性以及所涉及的成本。基于利用现有和经过核实的最佳技术的定性方法可能足以就可以实现的防护水平最优化做出决定。在电厂的设计阶段，或对于涉及大量支出的重大改造或退役，使用更结构化的方法是合适的（见 SSG-47[34]），并应当使用决策辅助技术，包括确定应当优先最优化的高剂量活动。

A.5. 对于具有丰富运行经验的反应堆类型，决策过程中需要的许多标准和输入参数都应当量化，这是因为：

- (a) 已经从在运电厂获得了大量与现场人员和公众照射相关的参数数据。
- (b) 在理解决定核电厂内放射性物质产生和运输的现象方面取得了进展。
- (c) 已经开发了专门的计算机软件来预测数据质量差或设计的显著特点发生变化的情况。

A.6. 如果第 A.5 段描述的信息可用时，应当使用差别成本效益分析或其他适当的方法（见参考文献[70、71]）。在某些情况下，可能无法量化所有涉及的因素或用可比单位表示。也可能很难平衡个人和集体剂量，也很难

考虑到进一步减少公众剂量对职业剂量的影响以及这种减少可能带来的更广泛的社会因素。对于这些情况，使用更复杂的定性决策辅助技术，如多标准分析可能是有用的。在这些分析中，应当根据几个属性来评价选项。参考文献[72]描述了一种这样的方法。

A.7. 如果进行差别成本效益分析，则需要确定避免剂量的货币价值，这可能得到监管机构的批准。不同的状态使用不同的值（见参考文献[73、74]）。

A.8. 本附录中描述的分析结果仅是决策过程中使用的工具，并不提供决策本身，专家的判断应当有很大的贡献。例如，一项分析可能无法从经济角度证明提供远程设备以消除人员进入高水平辐射或污染地区的需要是正当的，但可以从社会角度决定提供这种设备。进行这些分析的复杂程度需要反映所考虑的剂量大小。

A.9. 考虑到早期设计经验的进化设计应当从安全的角度展示进化是如何维持或改进设计的。然而，标准化也有安全方面的好处，因为更广泛的经验将不可避免地未来的安全改进提供更好的反馈，这也应当予以考虑。

A.10. 在最优化设计时，应当认识到辐射只是现场人员将经历的几种危害类型之一。减少辐射照射的措施应当不增加总危害（见参考文献[75]）。

参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《核电厂安全：设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2016年）。
- [2] 欧洲委员会、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境规划署、世界卫生组织，《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号，国际原子能机构，维也纳（2014年）。<https://doi.org/10.61092/iaea.u2pu-60vm>
- [3] 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）。
- [4] 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）。
- [5] 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）。<https://doi.org/10.61092/iaea.cq1k-j5z3>
- [6] 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）。
- [7] 国际原子能机构《安全的领导和管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号，国际原子能机构，维也纳（2016年）。<https://doi.org/10.61092/iaea.cq1k-j5z3>
- [8] 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）。
- [9] 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）。

- [10] 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）。
- [11] 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、联合国环境规划署、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织、世界气象组织，《核或辐射应急准备与响应》，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）。
<https://doi.org/10.61092/iaea.3dbe-055p>
- [12] 国际原子能机构《核燃料循环设施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-41 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [13] 国际原子能机构《核安全与安保术语：用于核安全、核安保、辐射防护、应急准备与响应》（2022 年暂定版），国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
<https://doi.org/10.61092/iaea.rrxi-t56z>
- [14] 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、联合国环境规划署、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）。
<https://doi.org/10.61092/iaea.hmxn-vw0a>
- [15] 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（2021 年）。
- [16] 国际原子能机构《核装置抗震设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-67 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [17] 国际原子能机构《核装置场址评价中地震危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。

- [18] 国际原子能机构《核装置地震安全的评价》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-89 号，国际原子能机构，维也纳（2024 年）。
<https://doi.org/10.61092/iaea.jtrh-4y3z>
- [19] 国际原子能机构《核电厂放射性物质在空气和水中的扩散与场址评价中人口分布的考虑》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.2 号，国际原子能机构，维也纳（2024 年）。（修订版准备中）
- [20] 国际原子能机构、联合国环境规划署，《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）。
- [21] 国际原子能机构《核电厂设计中的设计扩展工况和实际消除的概念》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-88 号，国际原子能机构，维也纳（2024 年）。<https://doi.org/10.61092/iaea.la1m-dy8m>
- [22] 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）。
<https://doi.org/10.61092/iaea.ko2c-dc4q>
- [23] 国际原子能机构《放射性物质和相关设施的核安保建议》，国际原子能机构《核安保丛书》第 14 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [24] 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）。
- [25] 国际原子能机构、联合国环境规划署，《公众和环境的辐射防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-8 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [26] 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）。

- [27] 国际原子能机构、联合国环境规划署，《放射性流出物排入环境的监管控制》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-9 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [28] 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）。
- [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）。
- [31] 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）。
- [32] 国际原子能机构《核电厂燃料装卸与贮存系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-63 号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。
- [33] 国际原子能机构《核电厂仪器仪表和控制系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-39 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [34] 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）。
- [35] 国际原子能机构《核安保文化》，国际原子能机构《核安保丛书》第 7 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。
- [36] 国际放射防护委员会《放射防护中的优化和决策》，国际放射防护委员会第 55 号出版物，培格曼出版社，牛津和纽约（1987 年）。
- [37] 国际原子能机构《水冷堆核电厂化学计划》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-13（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（修订版准备中）。

- [38] 经济合作与发展组织《新核电厂设计的职业辐射防护原则和标准》，经济合作与发展组织国家能源局第 6975 号报告，经济合作与发展组织出版，巴黎（2010 年），
<https://doi.org/10.1787/9789264098046-en>
- [39] 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）
- [40] 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）。
- [41] 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）。（修订版准备中）
- [42] 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（2021 年）。
- [43] 国际原子能机构《国家核安全威胁评定、设计基准威胁和代表性威胁声明》，国际原子能机构《核安保丛书》第 10-G（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [44] 国际原子能机构《使用和贮存中的放射性物质及相关设施的安保》，国际原子能机构《核安保丛书》第 11-G（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [45] 国际原子能机构《建立核电计划的核安保基础结构》，国际原子能机构《核安保丛书》第 19 号，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。
- [46] 国际原子能机构《为核安保目的在设施内使用核材料衡算和控制》，国际原子能机构《核安保丛书》第 25-G 号，国际原子能机构，维也纳（2015 年）。
- [47] 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）。

- [48] 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）。
- [49] 国际原子能机构《核电厂调试》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-28 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [50] 国际原子能机构《乏燃料的贮存》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-15（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。
- [51] 国际原子能机构《轻水堆设计中参考源项评估的简化方法》，国际原子能机构《技术文件》第 1127 号，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。
- [52] 国际放射防护委员会《国际放射防护委员会 2007 年建议书》，国际放射防护委员会第 103 号出版物，爱思唯尔，牛津（2007 年）。
- [53] 国际放射防护委员会《潜在照射的防护：概念框架》，国际放射防护委员会第 64 号出版物，培格曼出版社，牛津（1993 年）。
- [54] 国际核安全咨询组《核安全中的潜在照射：国际核安全咨询组报告》，INSAG-9，国际原子能机构，维也纳（1995 年）。
- [55] 国际核安全咨询组《核电厂基本安全原理》第 75-INSAG-3（Rev.1）号，《国际核安全咨询组丛书》第 12 号，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。
- [56] 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）。
- [57] 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）。
- [58] 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）。
- [59] 国际原子能机构《核设施计算机的安保》，国际原子能机构《核安保丛书》第 17-T（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [60] 国际标准化组织《核设施—核反应堆安全壳和通风系统的设计和运行标准》（ISO 26802：2010），国际标准化组织，日内瓦（2010 年）。

- [61] 国际原子能机构《核电厂大修期间的去污方法—经验和教训》，国际原子能机构《技术文件》第 1946 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [62] 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）。
- [63] 国际原子能机构《核电厂维护、试验、监视和视察》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-74 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [64] 国际原子能机构《核装置场址评价中与人为外部事件相关危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-79 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [65] 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）。
- [66] 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）。（修订版准备中）
- [67] 国际原子能机构《核电厂事故管理计划的实施》，《安全报告丛书》第 32 号，国际原子能机构，维也纳（2004 年）。
- [68] 国际原子能机构《核装置设备鉴定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-69 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [69] 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）。
- [70] 国际原子能机构《职业照射控制的辐射防护最优化》，《安全报告丛书》第 21 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。

- [71] 国际放射防护委员会《放射防护最优化：过程的扩展》，第 101b 号出版物，爱思唯尔，阿姆斯特丹（2006 年），<https://doi.org/10.1016/j.icrp.2006.09.007>
- [72] 英国皇家环境污染委员会《最佳可行环境方案》（第 12 次报告），英国皇家海军，伦敦（1988 年）。
- [73] LOCHARD, J., LEFAURE, C., SCHIEBER, C., SCHNEIDER, T., “确定曼西弗货币价值的模式”，《辐射防护杂志》第 16 3 期（1996 年）第 201—204 页，
<https://doi.org/10.1088/0952-4746/16/3/006>
- [74] ANDRESZ, S., JOBERT, T., SCHIBER, C., “曼西弗货币价值的价值和用途—国际调查结果”，《辐射防护杂志》第 55（3）期（2020 年），第 207—214 页，
<https://doi.org/10.1051/radiopro/2020058>
- [75] 国际放射防护委员会《工作人员辐射防护的一般原则》，国际放射防护委员会第 75 号出版物，培格曼出版社，牛津和纽约（1997 年）。

附件 I

核电厂中辐射源和源项及其最小化

I-1. 本附件中表述的事故是为说明目的而选择的，涵盖了轻水堆、使用二氧化铀金属包壳燃料的二氧化碳冷却反应堆、重水堆和和已装料的换料反应堆的所有主要设计类别。

I-2. 设计的早期任务之一是确定所有辐射源和放射性物质的潜在排放（源项），因为这些会影响整个电厂及其周围的辐射水平。需要评定不同条件下的源和源项的放射性后果。需要采用任何可行的方法，在不降低成本或降低部件可靠性的情况下，减少源的数量和活度或放射性物质的排放。

I-3. 除了对辐射源进行量化之外，评定放射性后果的步骤还包括识别和表征电厂内外放射性物质排放的机制和途径。辐射源位于许多地方（例如反应堆堆芯、反应堆冷却剂系统、燃料贮存、放射性废物处理和贮存系统），放射性核素谱非常大，导致环境潜在源项的机制因特定条件而异。所有这些步骤都是由电厂设计强烈决定的。

I-4. 给定运行机制或电厂状态中的主要来源可能成为不同运行机制或电厂状态中的次要来源（反之亦然）。一些在运行期间剂量率不太重要的同位素在退役期间变得非常重要。此外，即使在处理相同类型的反应堆时，设计的变化也可能对不同来源的相对重要性产生强烈影响。

I-5. 本附件提供了对不同电厂状态和核电厂各种设计的工作人员和公众辐射防护重要的不同物项的示例。在本附件中，预计运行事件不作为电厂状态的特殊类别进行讨论，因为从现象上看，它们类似于设计基准事故。

核电厂潜在辐射源的概述

堆芯核燃料中裂变产物

I-6. 核电厂的主要辐射源是核燃料的裂变产物和锕系元素。反应堆燃料和堆芯中裂变产物和其他放射性核素的库存取决于几个因素，特别如下：

(a) 裂变材料的数量；

- (b) 燃料功率和燃耗；
- (c) 堆芯中子通量分布；
- (d) 运行功率历史（包括瞬态）和燃料管理；
- (e) 反应堆关闭后的衰变时间。

裂变产生的放射性同位素数量很大，然而，分析放射性后果的经验表明，考虑大约 30—40 种放射性核素通常就足够了。

I-7. 应当特别注意核素库存软件在事故中的使用。一般来说，放射性核素分析软件库侧重于环境中的正常运行或测量。因此，使用适合事故中排放核素的文献至关重要。

反应堆冷却剂中裂变产物和铀系元素

I-8. 包壳有缺陷的燃料排放出的裂变产物是反应堆冷却剂中的辐射源。这种源的活度取决于大量的参数，包括包壳缺陷的数量和大小、缺陷附近的局部功率和燃料的燃耗。在现代堆中，燃料包壳缺陷的发生极为罕见。此外，包壳缺陷（~80%）的主要原因是与小的迁移物体（碎片）的相互作用，当过滤网格安装在燃料组件的下部时，这种相互作用大大减少。

I-9. 放射性核素也从包壳的残留表面铀污染（制造过程中的清洁效率不是绝对的）以及包壳的铀含量（少量 ppm）进入冷却剂。因此，需要规定铀污染的限值（“杂质铀”）。

I-10. 燃料包壳中的缺陷会导致裂变产物排放到冷却剂中，这会显著增加冷却剂的活度和冷却回路的污染。故障发生后，需要尽快移除有缺陷的燃料元件，以减少现场人员受该源的照射。在未加载燃料的情况下，提供检测缺陷包壳的方法，并为冷却剂活度和设备在规定时间内间隔内关闭设定适当的限值（如果超过这些限值）。

I-11. 对于压水堆，在关闭和其他反应堆瞬变期间，观察到裂变产物出现峰值现象。燃料温度的升高进一步增强了峰值效应（例如，在反应性事故和蒸汽管道破裂中）。当压力降低时，积聚在燃料元件空间中（燃料芯块的裂缝中、燃料芯块和包壳之间的间隙中以及膨胀室中）的裂变产物可以排放到冷却剂中。水可以进入燃料，冲走裂变产物。因此，排放不限于气体和挥发性物质。排放主要取决于包壳缺陷的特征。

反应堆冷却剂中腐蚀产物

I-12. 冷却剂中包含的腐蚀产物由于暂时积聚在堆芯中以及在冷却剂正常通过堆芯的过程中而被活化。它们被积聚在一回路的其它部分。需要通过以下方式尽量减少这一来源：

- (a) 通过适当选择材料和控制冷却剂的化学成分来降低腐蚀和侵蚀率；
- (b) 选择材料以尽量减少已知成为主要辐射源的核素（特别是钢中的钴）的浓度；
- (c) 提供去除系统（如微粒过滤器和离子交换树脂）；
- (d) 将给水中可在堆芯中活化的核素浓度降至最低；
- (e) 提供表面处理，以减少腐蚀产物附着在管道和部件上。

I-13. 需要减少具有高钴含量（产生活化产物钴-60）材料的存在，例如钨铬钴合金。这对于反应堆堆芯内的部件尤其重要。钨铬钴合金用于阀面、控制棒驱动机构的部件、反应堆容器内部部件和轴承、一回路冷却剂回路和化学控制回路，在沸水堆的汽轮机系统和直接连接的回路中，因为它的硬度。在直接循环反应堆的情况下，在位于冷凝水净化系统之后的给水系统的部件中，需要最小化钴含量高材料的使用。对于直接循环、轻水冷却、压力管反应堆，其压力管和燃料包壳由高纯度和低活化截面的锆或锆合金制成，这些材料的存在是冷凝水净化系统下游给水回路中腐蚀产物（污垢）的另一个重要来源。需要特别注意给水加热器材料的选择，并适当考虑在靠近堆芯入口的给水或堆芯冷却剂回流回路中安装过滤器的可能性。

I-14. 还需要特别注意材料的选择和冷却剂的化学性质，这对核电厂蒸汽供应系统的可靠性有重要贡献。材料和冷却剂的兼容性对于尽量减少主一回路部件所需的维护、维修和视察量至关重要，需要仔细考虑。只有那些在反应堆中普遍存在的条件（冷却剂的温度、材料和冷却剂成分）下被证明与冷却剂相容的材料才被使用。一个特别值得关注的问题是晶间应力腐蚀开裂的可能发生。

I-15. Konvoi 和 EPR 等电厂使用的钴含量较低的硬面材料可被视为压水堆一些一回路部件的剂量减少措施，取代钨铬钴合金。钨铬钴合金和潜在的替代材料不具有相同的物理性质。因此，需要仔细选择一回路部件的硬面材料，包括考虑必要的材料特性以及所选材料对职业照射的影响。

I-16. 与反应堆一回路冷却剂接触和/或在中子通量下的不锈钢和镍基合金的钴含量需要尽可能低。预计最高钴含量将得到规定和严格控制。还需要减少或消除其他材料，如银（如控制棒和密封件中的银）和铈（用于密封件和泵轴承中的铈），它们会产生对职业照射有显著影响的活化产物。

I-17. 一回路化学需要设计成减少与一回路冷却剂接触的部件（尤其是蒸汽发生器管道）的腐蚀和排放，从而降低腐蚀产物的水平。

I-18. 在水冷堆中，通过用离子交换树脂处理水以去除可溶性物质和安装颗粒过滤器来去除腐蚀产物。这种过滤器的容量需要足以应当对腐蚀产物（“积垢爆发”）的增强排放，包括由过氧化氢注入引发的腐蚀产物，以及在启动和冷却阶段产生的裂变产物（“峰值”）。

I-19. 为所有类型反应堆的一回路冷却剂（无论冷却剂是液态还是气态）提供去除放射性和非放射性腐蚀产物的系统。

反应堆冷却剂中活化产物

I-20. 如果冷却剂含有氧气（例如在轻水堆、重水堆和二氧化碳冷却反应堆中），功率运行期间的主要辐射源将是氮-16。与 7 秒的半衰期相比，当堆芯和冷却剂系统中的部件之间的传输时间较长时，这种同位素的重要性将会降低。在这种情况下，冷却剂中的其他活化产物，如氩-41（气冷堆）、氧-19 和氟-18（水冷堆），可能是辐射水平的最重要贡献者。在压水堆中，冷却剂通过一个回路的时间与氮-16 的半衰期处于同一数量级，这种同位素是运行期间一回路周围剂量率的主要贡献者。因此，在屏蔽的设计中必须考虑到氮-16 活度，特别是如果在功率运行期间计划进入反应堆厂房。排放水管需要足够长，以确保在管道出口到辅助厂房之前衰变氮-16，在运行期间允许运行人员进入辅助厂房。

I-21. 在水冷堆，特别是重水堆中，氚是内部辐射照射的重要来源。在轻水堆中，氚作为氚化水是排放到环境中的液态和气态流出物的重要来源，因为目前还没有成本效益高的方法将其从废物流中去除。此外，在重水慢化反应堆的情况下，光子中子是由 γ 射线与氚的相互作用而发射的。

I-22. 在轻水堆的情况下，活化产物主要产生于燃料组件结构的材料、燃料销的包壳、压力容器内部结构、控制棒、一次和二次中子源销、压力容器本身、水及其杂质以及隔热罩中。在气冷堆的情况下，活化产物主要存在于压力容器内的燃料包壳和屏蔽材料中（即反应堆堆芯和热交换器之间，以及堆芯上方和下方），存在于约束储罐中，并且在某种程度上存在于热交换器本身中。在压力管型重水堆中，活化产物主要存在于燃料包壳、压力管、压滤管、控制管、排管式储罐和屏蔽储罐中。无硼和无锂化学可以显著减少氚源项。

I-23. 对于以钠为冷却剂的快中子增殖反应堆，其中冷却剂泵和蒸汽发生器在容器内，二回路冷却剂和部件的结构材料被活化。最显著的放射性核素是钠-22、钠-24、锰-54、钴-58、钴-60 和铁-59。

乏燃料水池水中活度

I-24. 燃料贮存水池中的水通过由微粒过滤器和离子交换树脂组成的清洁系统保持在低活度水平。如果对发生重大燃料缺陷的反应堆的燃料贮存水池进行改造，该设计提供了一种方法，通过将燃料装瓶或一些等效处理来容纳任何可能泄漏到池水中的放射性物质。

过滤和净化系统

I-25. 在水冷和慢化反应堆（如轻水堆、重水堆）的清洁系统中，过滤器和离子交换树脂中会积聚放射性物质。这包括通过燃料包壳缺陷¹ 逃逸到冷却剂中的碘和铯等裂变产物，以及由冷却剂或慢化剂运输的放射性腐蚀产物。过滤器和离子交换树脂，以及更一般地说，所有发生放射性产物积聚的部件，都会产生非常高的活度，需要屏蔽。碘同位素的衰变可能会在这些过滤器中形成放射性惰性气体。在重水堆中，光中子是由氘-2 的光

¹ 在具有装载换料和检测故障燃料能力的反应堆中，裂变产物向冷却剂的排放可以保持在较低水平。

子在重水中产生。该源在确定堆芯外部冷却剂回路的屏蔽方面非常重要。在气冷堆中，气体处理系统积聚活化的腐蚀产物，如钴-58 和钴-60，以及裂变产物，如碘和铯，它成为重要的辐射源。

二回路冷却剂系统

I-26. 在压水堆和加压重水堆中，蒸汽和汽轮机系统通过材料屏障（热交换器管）与放射性系统隔开。因此，在这些反应堆中，只有当一回路和二回路之间发生泄漏时，放射性物质才能到达蒸汽和汽轮机系统。如果对泄漏率进行监控（例如，通过测量水或二回路中氮-16 的活度），并将其保持在二回路系统中的活度较低的水平，则没有必要对来自该系统的直接和散射辐射采取防护措施。因此，一回路和二回路之间的最大容许泄漏率需要非常低。

I-27. 在直接循环电厂中，需要考虑的二回路系统污染的另一个来源是涉及蒸汽加热的放射性废物浓缩设备的泄漏。一个这样的污染源是通过管道泄漏，使受污染的废物进入冷凝的热蒸汽。来自这种蒸汽的被污染的冷凝水可能会被引入二回路系统。

I-28. 在快中子增殖反应堆中，二回路钠冷却剂可能被钠-22 和钠-24 活化。如果钠从蒸汽发生器输送到这些区域的延迟时间短于钠-22 和钠-24。

液态废物处理系统

I-29. 液态废物处理系统收集液态废物并将其去污至可在电厂重复使用、根据相关授权排放或在贮存中安全处置的水平。

I-30. 液态废物的组成（即活度、浓度、固体和化学含量）因其来源而异。一般的实践是根据液态废物的预计成分对其进行隔离和处理以提高处理效率。因此，液态废物处理系统中的液体具有宽范围的活度浓度。液态废物的隔离可按以下分级进行：

- (a) 高纯度（例如，功率运行期间压水堆一回路泄漏的废物）；
- (b) 化学物质内容物高（如去污剂）；
- (c) 固态内容物高（如地漏产生的液态废物）；
- (d) 含有洗涤剂的液态废物（例如来自洗衣房排水管和人员淋浴的液态废物）；

- (e) 含油的液态废物（例如气冷堆中的液态废物、循环器润滑油箱区域的地漏产生的液态废物）；
- (f) 氟含量非常高的液态废物（来自加压重水堆）。

I-31. 应当避免将具有高活度浓度的小体积流出物与具有低活度浓度的大体积流出物混合。

I-32. 在轻水堆中，在处理之前，一些液态废物的放射性核素含量可能与反应堆冷却剂的放射性核素含量一样高（半衰期短的放射性核素除外，它们会衰变，气体会因减压而排放出来）。在这种未经处理的液体中可以发现高达 10^{10} 贝可/立方米的浓度。因此，由于液态废物处理系统加工活化液体，放射性物质积聚在系统部分中，例如过滤器、离子交换器和蒸发器。

I-33. 在大多数情况下，积聚的放射性核素包括活化产物，如钴-60、钴-58、铬-51、锰-54 和铁-59（取决于一回路中使用的材料的成分和腐蚀速率）。如果燃料包壳故障，碘、铯和锶同位素等裂变产物可能很重要。

气体处理系统

废气系统

I-34. 许多半衰期相对较短的放射性气体（如氮-16、氧-19、氮-13）通过冷却剂的活化在水冷堆中形成。裂变气体也通过燃料包壳缺陷排放到冷却剂中。必要时，这些气体通过特殊的废气系统从冷却剂中排出。在直接循环沸水堆的特殊情况下，这些气体停留在冷却剂仅在短时间内被废气系统排出。然而，在间接循环系统中，如压水堆，只有在电厂关闭前才有必要去除裂变气体，此时有必要降低关闭期间可能必须打开的系统中的活度。² 在堆芯中存在有缺陷的燃料和高脱气率的情况下（例如在沸水堆中），在系统的高活度部分（前端）可能会发现 5×10^{11} 贝可/立方米数量级的活度浓度。在这种情况下，相当一部分放射性物质由短寿命同位素组成（例如半衰期小于 1 小时）。当气体在一回路中的平均停留时间较长的情况下（例如，在以低脱气率运行的压水堆中），半衰期长的同位素构成了最重要的部分。

² 在这样的电厂里，气体通常由净化系统去除。

I-35. 在废气系统中提供诸如滞留罐、滞留管、木炭延迟床或低温设备的部件，以延迟提取气体向环境中的排放一段时间，该时间足以允许大部分放射性核素衰变。

I-36. 在废气系统的设计中，最重要的是直接循环沸水堆中辐射分解气体的形成，以及压水堆的一回路冷却剂中存在高浓度的氢气。对于加压重水堆，大量的氢气会在慢化剂的覆盖气体中积聚，并在一定程度上在一回路中积聚。这可能导致在设备中空气可能进入系统的那些部分形成可燃气体混合物。需要提供重组器以避免形成这种可燃混合物。重组器减少气体体积也将给定系统的延迟时间增加了约 10 倍。其他解决方案也是可能的，例如通过实物手段和对充气 and 氢化气态流出物应用适当的程序获得严格的隔离。

固体废物

I-37. 除燃料外，下列物质构成了在运行过程中产生的活度和体积的主要固态放射性废物：

- (a) 被活化或污染而必须拆除的部件和结构（如控制棒、中子源组件、有缺陷的泵、通量测量部件、结构或其部件）；
- (b) 来自气冷堆的燃料组件的辐照部件（其中部件在核电厂拆除）；
- (c) 离子交换树脂、过滤材料、过滤涂层材料、催化剂、干燥剂及类似物；
- (d) 来自蒸发器的浓缩物、沉淀物；
- (e) 被污染的工具；
- (f) 被污染的衣服、毛巾、塑料布、纸张和类似物项。

I-38. 1000 兆瓦 (e) 核电厂每年运行产生的未处理废物总量可能高达几十至几百立方米，其中主要部分是低放废物。废物的活度浓度变化范围很大，有一小部分活度成分的最大活度浓度约为 5×10^{16} 贝可/立方米，离子交换树脂和预涂过滤材料的最大活度浓度约为 5×10^{14} 贝可/立方米。在大多数情况下，长寿命活化产物，如钴-60，以及当燃料包壳出现缺陷时，长寿命裂变产物（特别是铯-134 和铯-137）是固体废物中的主要放射源。

I-39. 固体废物需要小心管理，以尽量减少其体积。然而，将向环境的排放减少到非常低的水平会导致固体废物量的增加。

辐照燃料

I-40. 由于裂变产物和超铀核素在辐照燃料中积聚，辐照燃料的放射性核素含量非常高。对于有载换料系统，还必须考虑燃料在换料系统中发射的延迟中子。用于构造燃料组件或桁条的材料活化产生了额外的辐射源。

I-41. 对于湿（池）燃料贮存和装卸系统，提供带有微粒过滤和离子交换的水清洁系统。它们通常与散热系统相结合。水中的放射性成分被过滤器和离子交换树脂去除，它们本身成为辐射源。装卸、清洁和排热系统的污染也会产生额外的源。

I-42. 在一些电厂中，使用干燃料装卸系统，在拆卸之前首先贮存燃料组件的干燃料，然后贮存燃料元件。燃料装卸系统和干燃料库被污染由于放射性腐蚀产物从燃料元件上剥落。拆卸的燃料组件的一些部件贮存在核电厂的一个地下室里。

新燃料贮存

I-43. 当燃料由新铀制造时，新（未辐照）燃料的活度较低。³ 由于燃料发射的大部分辐射没有穿透性，大部分被燃料包壳吸收。因此，外部照射并不显著。

I-44. 然而，在混合氧化物燃料的情况下，新燃料可能具有放射性，因为它含有回收的钚。在一些燃料中可以使用回收的铀。在这种情况下，新燃料是中子和 γ 辐射的重要来源，它需要一直被屏蔽和包容，直到它被插入反应堆。中子源项的大小取决于钚产生后经过的时间，因为发射中子的锕系元素是在钚衰变时产生的。

I-45. 在钍-232—铀-233 燃料的情况下，由于铀-232 子代的存在，新燃料可能具有高放射性。它需要一直被屏蔽和包容，直到它被插入反应堆。

³ “新燃料”术语是指新的或未辐照过的燃料，即使该燃料可能是由通过对先前辐照过的燃料进行后处理而回收的可裂变材料制成的。

去污设施

I-46. 废物溶液中的放射性物质主要由含有放射性核素的腐蚀产物组成，如钴-60、钴-58、铬-51、铁-59、锰-54。这种物质产生于对部件、污染分区、可重复使用的防护服的去污，也可能产生于为去除表面放射性污染而提供的设施中人员的去污。由于人员和衣物的去污而产生废物中的活度浓度较低，而在大修工作之前对部件进行去污而产生溶液中的活度浓度可能中等或较高。

杂项源

I-47. 核电厂还有其他辐射源，如中子启动源、腐蚀样品、堆芯内和堆芯外探测器、仪器仪表校准源和用于射线照相视察的源。

核电厂的正常运行和退役期间辐射源和源项

I-48. 正常运行和退役的放射性后果包括直接辐射和核电厂放射性物质排放对人员和环境的影响。辐射源包括现场的辐射源和现场的流出物。在评定放射性影响时，应当评定所有外部照射途径，包括来自厂房和运输的直接电离辐射、来自设施的气体和液体排放以及来自地面或其他表面的放射性核素积聚。还将评定吸入或摄入放射性核素的内部照射。

I-49. 就对现场工作人员和公众的剂量而言，最显著的放射性核素通常是惰性气体碘和铯的同位素，但锶和钚等其他同位素也可能很重要。当反应堆处于功率状态时，由于裂变过程和裂变产物的衰变，燃料元件会发出中子和 γ 辐射。 γ 射线也是堆芯和周围物质中中子俘获的结果。其他形式的辐射，如 β 粒子和正电子，在功率运行期间从堆芯和容器区域发出，但这些对于辐射防护的目的并不重要，因为这些带电粒子的穿透范围有限。

I-50. 裂变产物如碘-131、铯-134 和铯-137 对反应堆冷却剂回路周围的剂量率贡献很小，因为源项小，积聚速率低。然而，在热交换器和阀门等部件被打开或进入进行维护和维修的情况下，它们对剂量率的贡献会显著增加。

I-51. 如果反应堆在燃料包壳存在严重缺陷的情况下继续运行，不可忽略的燃料质量（几克到几十克）可能会排放到冷却剂中。在这种情况下，水和沉积物的 α 活度可能不可忽略（主要以颗粒形状存在的 α 发射体沉积很快）。与裂变和腐蚀产物一起，它是回路和元件被打开进行维护和维修内部照射的重要潜在源。在退役期间，它也是一个潜在的重要源。

I-52. 在维护和维修期间，影响剂量率的主要因素是活化腐蚀产物，如钴-60、钴-58、银-110m、124Sb、锰-54、铁-59 和铬-51。这些沉积物存在于一回路冷却剂和与其相连回路的所有部件和管道上。

I-53. 在蒸汽发生器中具有镍基材料的压水堆的情况下，重要的现象发生在反应堆从功率运行到冷停堆状态的期间，即涉及物理（温度、压力）和化学（从还原到氧化条件、pH）条件的重大变化。腐蚀产物和金属种类的沉积氧化物的溶解度显著增加。积聚在燃料上的大部分活化腐蚀产物被排放到冷却剂中，水的活度浓度可能增加两到三个数量级。排放速率不是恒定的，当温度从热工况降低到 80℃ 时，排放速率降低。当注入过氧化氢水时，排放急剧增加，并观察到峰值（特别是对于钴-58）。在峰值之后，水的活度浓度的变化由净化常数（即去污流速与水的质量之比）决定。堆芯外沉积物的溶解通常可以忽略不计。因此，没有观察到这些部件（主管道、蒸汽发生器、泵）的净化。峰值发生后去除的高活度腐蚀产物主要积聚在化学和容量控制系统的离子交换器上。该活度可以等于在运行期间燃料上累积的总活度。这些现象很大程度上受设计的影响（主要是蒸汽发生器管中合金的成分，可以是镍基或铁基）。在一回路冷却剂净化期间，与积聚物的贡献相比，水中放射性物质对反应堆冷却剂系统、化学和容积控制系统以及余热排出系统周围剂量率的贡献不可忽略。在净化过程中，可以观察到非通量表面的再污染（例如蒸汽发生器中的钴-58，回路冷部件上的银-110m，例如非再生热交换器）。净化后，剂量率的主要贡献者是活化的腐蚀产物积聚物。

I-54. 堆芯发出的中子和 γ 辐射是非常强烈的辐射源。主屏蔽外的剩余中子通量是结构材料活化的源。因此它会导致在关闭期间具有相关剂量率的补充源，并将成为电厂退役期间的主要辐射源。

I-55. 当在反应堆运行期间允许进入反应堆厂房时，需要考虑其他源（包括氙-41、氙的空气污染以及挥发性裂变产物和稀有气体）。在压水堆中，空气中包含的氙-40 的活化是氙-41 的源，氙-41 是 γ 辐射发射体。反应堆腔的通风导致（在某些设计中）氙-41 污染物转移到操作甲板上方反应堆厂房的整个自由空间。尽管相应的剂量率（外部照射）较低，但当个人剂量率目标小于 10 希沃特/小时时，其可能不可忽略。氙也是重水堆和轻水堆燃料厂房中空气污染的一个重要可能来源。氙-41 也产生于气冷堆的二氧化碳冷却剂和含有氘气的重水堆系统，如液体分区控制系统和慢化剂覆盖气体系统。在压水堆中，如果冷却剂温度控制不当，其降低会导致反应堆冷却剂管道上的碘大量流失。当一回路排干时，这种碘会在关闭期间作为空气污染物排放出来。碘的“藏身之处”可以通过空气传播，导致安全壳中的空气污染水平很高。即使燃料故障程度较低，情况也是如此。

I-56. 核电厂关闭后，容器附近的主要辐射源是容器中、隔离材料的金属部分和任何暴露于中子通量足够长时间的材料中产生的裂变产物和活化产物产生的 γ 辐射。对于重水堆的一些设计，由光中子源的次临界倍增产生的中子在短时间内（约 24 小时）产生显著的功率水平，并伴有 γ 辐射。

I-57. 在有独立的含氧流体慢化剂系统的情况下（例如在压力管反应堆中），在反应堆运行期间作为主要辐射源的同位素是氮-16。关闭后，一回路冷却剂系统周围的辐射水平主要是由于活化的腐蚀产物。水、冷却剂或慢化剂中存在的氚只有在从系统中排放出来并在空气中传播时才会造成放射性危害。在轻水堆的设计中也必须考虑到这一点，因为一回路冷却剂泄漏有限的情况下运行是可以容忍的。

I-58. 在直接循环水反应堆中，氮-16 被带到蒸汽相，是功率运行期间的主要辐射源。对于具有潜在轻型结构的厂房，如汽轮机厂房或抑压安全壳的屋顶，需要仔细检查天空照射效应。在冷凝器的下游，氧-19 也需要被认为是主要的辐射源。在燃料销失效的情况下，另一个辐射源是挥发性裂变产物，主要是惰性气体，以及挥发性裂变产物，如碘和铯。在功率运行期间，与氮-16 相比，这种来源的重要性较小，但在反应堆关闭后，这些同位素及其子代（如钡-140）将是该系统中的主要辐射源。另一个源可能是蒸汽中水滴携带的非挥发性腐蚀产物。

I-59. 碳-14 在轻水堆和重水堆中通过与氧化物燃料和慢化剂中的氧-17 (n, α) 反应、与燃料中杂质中的氮-14 (n, p) 反应以及三元裂变产生。由于慢化剂质量大, 碳-14 主要由重水堆慢化剂中的氧-17 反应产生。这可能是该核素的主要源项, 也是整体长期集体剂量的贡献者。然而, 在一些重水堆系统中, 碳-14 对总集体剂量的贡献相对较小, 因为碳-14 被净化系统有效地从慢化剂中去除。

I-60. 一些气冷堆的冷却剂含有羰基硫化物形式的硫-35、氚和碳-14。硫-35 主要由石墨慢化剂中的氯杂质产生, 氚由石墨中的锂杂质产生, 碳-14 由冷却剂和慢化剂中的氮杂质产生。因为这些是纯 β 发射体, 只有在可能吸入或摄入的情况下, 它们才会产生放射性危害。

I-61. 对于使用钠冷却剂的快中子增殖反应堆, 主要源是钠-22 和钠-24。钠蒸汽可能上升为主要成分。如果这些成分穿透屏蔽, 则需要相当大的屏蔽以在操作甲板上产生可接受的剂量率。氚裂变在燃料中产生的氚通过燃料的不锈钢包壳排放到一回路冷却剂中 (主要机制是扩散)。钠冷却剂可以被惰性气体如氩覆盖。覆盖气体的活化产生氩-39 和氩-41, 它们可能泄漏到反应堆厂房中。

I-62. 在压水堆和加压重水堆中, 需要为清洁流体回路和在发生一次侧至二次侧泄漏的情况下从二次侧处理废水做好准备。一回路冷却剂向二回路的泄漏也可以通过监控给水中的氚来检测。给水中放射性的存在会导致放射性物质通过给水泄漏以及蒸汽排放而不受控制地排放到环境中。

I-63. 增加延迟时间会降低流出物中短寿命同位素的含量, 但不会显著改变半衰期长于延迟时间同位素的含量。然而, 延迟时间增加到 30 天大大减少了稀有气态流出物的排放, 特别是氩-133。在这种情况下, 排放的最显著的放射性核素是氩-85 和碳-14。

I-64. 厂房的通风可能是气体排放的来源, 在较小程度上也可能是气溶胶的来源。主要的同位素是氚 (来自水池的蒸发) 和氩-41。

I-65. 在某些情况下, 在处理放射性气体之前, 不可能防止放射性气体被空气等非活化气体稀释。这方面的示例如下:

(a) 排管容器拱顶气体 (压力管反应堆中)。

- (b) 贮存含有一定挥发性物质的液体容器的覆盖气体（例如，用于收集轻水堆中反应堆冷却剂泄漏水储罐和液态废物处理系统中的储罐或一些其他设备）。在某些情况下，气体是由衰变形成的（例如碘衰变为氙）。
- (c) 冷却剂气体泄漏到气冷堆中含有空气的部分。
- (d) 在轻水堆压力容器减压后进入压力容器的空气，在打开容器之前水位已经降低。

这些气体的通风口位置需要使它们所含的放射性物质远离运行人员。在先进气冷堆和压力管堆的压舱室气体中，放射性物质主要是氙-41。在轻水堆的情况下，裂变产物气体通常占主导地位。在压力管反应堆中，与冷却剂直接接触的加工通风口也是如此（例如在储罐中）。

I-66. 在装卸和贮存辐照燃料的过程中，一些放射性核素会排放到周围的冷却剂中。在燃料运输过程中，放射性腐蚀产物可能进入溶液或以颗粒形状排放出来，或贮存在水中，或者如果燃料路线的一部分是干燥的，特别是如果包壳被氧化，活化材料可能由于热或机械冲击而从燃料组件的表面剥落。此外，缺陷燃料可能会排放裂变产物，其中惰性气体碘、铯和锶的同位素最为重要。

核电厂设计基准事故中源项

I-67. 在核电厂中，在采取预防性设计措施的事故工况下，主要的辐射源是放射性裂变产物。这些物质要么从燃料元件中排放出来，要么从通常保留它们的各种系统和设备中排放出来。可能从燃料元件排放裂变产物事故的示例是冷却剂丧失事故（由于核电厂停电，阀门丧失冷却剂或管道破裂）和反应性事故，其中燃料包壳可能由于包壳材料的过压或过热而缺陷。裂变产物可能从燃料棒中排放出来事故的另一个示例是装卸乏燃料的事故，这可能导致燃料包壳因跌落燃料元件的撞击而发生机械故障。最易挥发的放射性核素通常在事故源项（反应堆安全壳的排放）中占主导地位。关于事故评定的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2（Rev.1）号《核电厂确定性安全分析》[I-1]。

I-68. 需要考虑事故发生后放射性物质积聚在空气过滤器或液态废物处理系统部件上并从这些部件中排放出来的可能性。与裂变产物和锕系元素发出的辐射相比，活化产物通常不太重要。

I-69. 在以下小节中，针对选定的设计基准事故，描述了确定辐射源的方法示例。选择这些方案仅用于说明目的，并涵盖核电厂设计的所有主要类别。并非所有导致放射性排放的事故假想方案都在这里详细讨论。参考文献[I-2]给出了评价严重事故源项的一般方法。

轻水堆冷却剂丧失事故

I-70. 由于冷却剂丧失事故的任何潜在范围（直至一回路冷却剂管道的双端破裂）以及从故障燃料中排放的每种裂变产物的分数，可能预期的燃料包壳故障次数需要保守计算。需要根据安全分析的一般规则（见 SSG-2（Rev.1）[I-1]）评定裂变产物随后从冷却剂向安全壳的排放及其在安全壳中的行为（例如，板材脱落、通过冲洗或喷涂进行沉积以及厂房内的碘反应）。假设反应堆堆芯已经运行了足够长的时间，使得事故发生时堆芯中存在最大裂变产物库存。需要确定安全壳的泄漏率作为事故后时间的函数（例如，基于设计压力下的泄漏率和事故后与时间相关的压力）。在分析中需要考虑到由于安全壳中的高压而发生的实现安全壳隔离的时间。参考文献[I-3]给出了一种评价压水堆冷却剂丧失事故导致环境排放的方法。

I-71. 在冷却剂丧失事故分析中，机械确定堆芯损坏范围的另一种保守方法是，在一些国家，规定了假想在事故发生后到达安全壳气体的裂变产物堆芯库存的比例。对于不同的化学元素组，这一分数有不同的规定，但通常与针对这类事故采取的设计措施无关。因此，这些分数被设定为假想上限，而不考虑应急堆芯冷却系统的性能特征（见参考文献[I-4—I-6]）。

I-72. 从安全壳排放放射性物质的行为取决于电厂的设计。在单层安全壳的设计中，放射性物质可能直接到达大气中。在具有双层安全壳的设计中，只有一小部分来自一级安全壳的泄漏被排放到大气中（所谓的次级安全壳旁路），而大部分被次级安全壳密封，并延迟排放到环境中，最好通过过滤器。在其他设计中，泄漏逸出到周围的厂房，从厂房中直接或通过过滤器经由烟囱延迟排放。

沸水堆蒸汽管道破裂

I-73. 沸水堆中主蒸汽管道的破裂可能比沸水堆中冷却剂再循环管道破裂或压水堆中一回路的破裂产生更严重的后果，见参考文献[I-4—I-6]。原因是破裂的位置，对于压水堆来说，破裂在安全壳内，但对于沸水堆来说，破裂可能在安全壳外。事故的严重程度取决于破裂管道的直径和电厂安全系统的特征。

I-74. 如果蒸汽管道破裂的位置在安全壳内，事件序列类似于压水堆中冷却剂丧失事故，可能有一定比例的燃料包壳损坏。满功率运行工况下的裂变产物库存是保守假想。潜在放射性排放的设计分析需要考虑安全壳隔离所需的时间和冷却剂净化系统的效率。

I-75. 如果蒸汽管道破裂的位置在安全壳之外，并且安全壳附近的主蒸汽管道隔离阀立即关闭以隔离反应堆，则在运行工况下，蒸汽中存在的放射性物质只有一小部分被排放。发生破裂的厂房内蒸汽的冷凝和除惰性气体以外物质的排出导致排放到大气中的放射性核素量的减少。通常，冷却剂排放到安全壳以外的厂房中会导致过压，以至于放射性物质通过预定的排放路径（空气或水）通过被过压破坏的潜在排放点从厂房排放到环境或其他厂房中。如果可能的管道破裂和厂房的排放点不在附近，可以假设蒸汽与厂房中的空气混合。过压排放后，排放到开放大气中的不是通过不受控制的排放点，通过通风系统和过滤器而经由烟囱。

I-76. 在一些电厂中，在主蒸汽隔离阀之间增加了泄漏控制系统，以限制放射性物质通过这种途径排放。

I-77. 如果过压排放口不会关闭，并且通风系统或烟囱的自然通风无法恢复厂房相对于大气的负压，则需要考虑在过压排放后厂房直接排放到环境中的可能性。

压水堆蒸汽管道的破裂

I-78. 最初，压水堆蒸汽管道破裂只会排放出少量的放射性核素，而这些放射性核素在正常运行期间可能存在于二回路系统中。在蒸汽发生器的一次侧和二次侧之间总是有一些有限的设计泄漏率，因此在蒸汽管道破裂后，定量的一回路冷却剂可能会排放到环境中。

I-79. 由于蒸汽管道破裂，需要评定蒸汽发生器管道的完整性，这取决于一次侧和二次侧之间的压差。如果不能保证蒸汽发生器管道的结构完整性，则需要估计可能进入二次侧的一回路水的量。反应堆关闭后，由于裂变产物峰值的影响，泄漏水中的放射性核素含量可能会随着时间的推移而增加。

I-80. 根据蒸汽发生器的设计，泄漏到二次侧的一回路水可能会与蒸汽发生器中的二回路冷却剂混合。事故发生后不久产生的蒸汽通过破裂的蒸汽管道逸出，由于减压，其水分含量高于正常水平。需要保守地考虑冷却剂的液相和蒸汽相之间裂变产物的细分（分割）。

I-81. 即使没有引起蒸汽发生器管道的损坏，如果破裂不能与蒸汽发生器隔离，由于破裂的蒸汽管道排放蒸汽，蒸汽管道的双端破裂也可能导致大量放射性物质排放到大气中。由于一回路冷却剂中出现碘峰值（可能因燃料温度升高而进一步增强），并且在运行限值和条件中定义了一次侧到二次侧泄漏的最大值，逸出蒸汽的活度浓度可能很显著。如果燃料包壳发生故障，这种可能性甚至更显著。发布此事件的重要性在于：

- (a) 泄漏的高活度浓度；
- (b) 破裂不是完全可隔离的；
- (c) 受影响的蒸汽发生器干燥，导致蒸汽发生器内没有放射性物质的分区。

I-82. 关闭后，蒸汽的产生取决于衰变热。由于蒸汽流量低和蒸汽分离器和干燥器的高效率，蒸汽的水分含量低。因此，可以由减压阀排放的蒸汽具有相对低浓度的水溶性物质，例如碘和铯。通过分离有缺陷的蒸汽发生器和其他取决于设计的安全行动，放射性物质的排放有望最小化。

压水堆蒸汽发生器管道破裂

I-83. 压水堆中蒸汽发生器管道破裂可能导致放射性物质排放到大气中，这可能是辐射学上占主导地位的设计基准事故。这些排放可能是显著的，因为即使碘峰值在该事件开始前没有发生，它也会在瞬态过程中发生。几个在运核电厂都发生过蒸汽发生器管道破裂。

I-84. 蒸汽发生器管道破裂的设计基准通常被假设为一根管道中的双端破裂，但也可能涉及更多的蒸汽发生器管道。一次侧至二次侧屏障的破裂会导致反应堆冷却剂向二次侧的排放。反应堆跳堆后，二次侧蒸汽减压阀的启动将污染的蒸汽排放到大气中。由于一回路冷却剂直接带入蒸汽管道，即使蒸汽发生器管道没有被覆盖，也存在放射性排放的可能性。这一事件中的辐射源是存在于一次侧到二次侧破裂流中的放射性裂变产物。因此，最大化破裂流量可以最大化通过二次侧泄压阀排放到大气中的放射性裂变产物的量。

I-85. 反应堆跳堆后，衰变热的大小和运行人员隔离受影响的蒸汽发生器和给一回路减压的行动决定了放射性排放的大小。在一些新的设计中，隔离受影响的蒸汽发生器的动作是自动化的。在现有的设计中，当一回路和二回路的压力达到平衡时，放射性物质向大气的排放就终止了。运行人员使用完整的蒸汽发生器冷却设备。然而，在如果未能隔离受损蒸汽发生器的二次侧，向大气中的排放会持续到机组完全冷却。

I-86. 瞬变的性质取决于自动安全系统和运行人员开始采取有效行动的时间。为此假想时间各不相同。SSG-2 (Rev.1) [I-1]建议运行人员第一次行动的设计值为 10 和 30 分钟之间。参考文献[I-7]给出了一种测定蒸汽发生器管道破裂后放射性排放的方法。

燃料装卸事故

I-87. 在对假想燃料装卸事故的影响进行设计基准分析时，例如乏燃料在从容器转移到贮存水池的过程中跌落，第一步是确定事故发生时燃料的放射性库存。需要选择关于燃料辐照历史细节的假设，以便对活度作出保守（即高）的估计。

I-88. 电厂关闭和燃料装卸操作开始之间的最短时间需要用来确定燃料棒在燃料装卸操作开始时的最大库存。可能因撞击而变得有缺陷的燃料棒的数量需要通过保守估计、通过评价使用类似燃料元件的实际情况或通过实验来确定。排放的惰性气体库存的比例取决于燃料棒内自由空间的体积。对于哪一种是碘从具有破裂包壳的棒中排放到池水中的主要机制还没有普遍的共识。碘可能主要通过水渗透有缺陷的燃料棒而浸出，或者主要排放的可能是“气态”碘，它被认为存在于燃料棒内的自由空间中。

I-89. 通常保守的方法是忽略池水中惰性气体的溶解度。然而，很大一部分碘和铯会保留在池水中。碘向水池上方大气中的排放可以用分配系数（蒸汽和水中的活度浓度之比（贝可/公斤））来描述。对于有机化合物中存在的那部分碘，如甲基碘，在许多国家保守地假想在水中没有溶解度。

I-90. 为了确定排放到电厂大气中的各种放射性物质的数量，有必要考虑其他特点和参数，例如分割、直到通风系统关闭所经过的时间，以及抽取水池正上方空气系统的设计和有效性（这可能涉及水池表面的空气清扫系统）。为了简化评价，从燃料中排放出来的预计进入燃料贮存水池上方室内大气碘的比例可以保守地指定为某些反应堆设计的整体数字。这个分数是“去污因子”的倒数，有时也会使用“去污因子”。

I-91. 除了惰性气体和碘之外，多达百分之几的铯库存可能会被渗透到有缺陷的棒中的水慢慢浸出。这种铯在水中以离子形状存在，它向池水上方空气中的转移可以忽略不计。

I-92. 排放到环境中的惰性气体和碘的量由通风率（强制或自然）和所使用的水池空气吹扫系统的类型控制，如果这种系统可用的话。通过根据过滤器设计确定适当的去污因子，可以考虑过滤器对废气中碘浓度的降低。排放可以通过隔离电厂的适当部分来终止，特别是如果贮存水池位于安全壳内。如果这种隔离是通过运行人员操作实现的，则可以假设通常的时间延迟（例如 10—30 分钟）（见 SSG-2（Rev.1）[I-1]）。

含有放射性物质辅助系统中的事故

I-93. 辅助系统中可能发生事故的示例有：含有气态或液态放射性废物的系统中的管道破裂、过滤器或吸收器着火、储罐爆炸、液态放射性废物溢出以及放射性废物系统中的火灾。结果取决于相关系统的设计特点，不同的反应堆设计有很大的不同。因此，为事故分析目的选择的假设需要根据特定情况而定。

I-94. 一种重要的事故类型是由直接连接到反应堆冷却剂系统的余热排出系统的管道破裂引起的。当反应堆处于功率状态时，该系统在反应堆关闭或化学和容积控制系统中断运行后开始运行。在这两种情况下，对源项的重要贡献是由于关闭或可能在破裂前发生的裂变产物峰值。在对这类事故的分析中，从受影响的管道、放射性气体通过排放通道和能动通风系统的

输送（如果分类充分）、碘的行为以及事故工况下过滤系统的效率都将保守地确定。分析这类事故的方法见参考文献[I-8]和支持参考文献。

重水堆中事故

I-95. 使用重水（氧化氘）作为慢化剂或冷却剂（或两者兼而有之）的反应堆有可能发生与上述相应轻水堆相同类型的意外放射性排放。对于压力管反应堆，冷却剂丧失事故的分析需要包括压力管道破裂以及集管或管道破裂。在设计基准事故中，预计不会考虑压力管道破裂以及集管或管道破裂。然而，涉及蒸汽发生器管或热交换器管故障的事故确实需要分析。

I-96. 在运电厂中的重水含有氚，氚是氘的活化产物。氚是氧化物形状（即水），在事故发生后通常不会对公众造成显著危害。然而，为了在某些事故期间和之后保护现场人员，需要考虑氚的存在。

已装料换料反应堆事故

I-97. 对于已装料换料反应堆，需要考虑换料操作故障导致事故的可能性，无论是在换料机连接到反应堆堆芯时，还是在乏燃料被转移到燃料贮存水池时。后果的严重程度等于或小于少量冷却剂丧失的严重程度，这取决于缺陷的位置和从反应堆堆芯移除燃料后经过的时间。

其他事故

I-98. 可能发生导致向环境排放放射性物质的其他假想始发事件的核电厂区域包括：

- (a) 乏燃料装卸区（即换料机、干燃料库、燃料拆除室、燃料贮存水池和燃料运输瓶装载区）；
- (b) 活化流出物处理厂；
- (c) 燃料水池水处理及冷却设备；
- (d) 冷却剂处理厂；
- (e) 固态放射性废物贮存区；
- (f) 燃料元件碎片库；
- (g) 通风过滤器。

核电厂设计扩展工况下源项

I-99. 设计中考虑的事故，如果比设计基准事故更严重，或者涉及额外故障，因此发生概率非常低，则被归类为设计扩展工况。确定了两类不同的设计扩展工况：没有显著燃料退化的设计扩展工况，和设计扩展工况进展到堆芯熔化（即严重事故）。此类事故后果的可能严重程度由电厂的设计、故障的性质和运行人员的错误来表征。在这种情况下，安全系统可能无法执行其安全功能，从而可能导致显著堆芯损坏。放射性物质有可能大量排放到环境中，特别是在发生严重事故时。

I-100. 根据确定性安全分析的一般规则（见 SSG-2（Rev.1）[I-1]），在没有显著燃料退化的设计扩展工况下，可以使用最佳估计方法确定源项。这意味着在分析中使用的设备运行参数、电厂系统特征和其他假设可以被现实地选择，或者至少比在设计基准事故的情况下更保守。

I-101. 在没有显著燃料退化的设计扩展工况下发生的现象与设计基准事故没有区别。因此，下一个示例专门讨论与严重事故相关的问题，特别是发生在轻水堆堆芯（从而发生在安全壳）的严重事故。与安全壳旁路相关的严重事故会导致大量放射性物质排放，因此需要实际消除（见 SSR-2/1（Rev.1）[I-9]第 2.11 段）。

I-102. 由于在发生严重事故时会造成显著堆芯损坏，我们会对这些事故进行详细分析，以确定其可能产生的放射性后果，这些后果可能会对公众和环境造成显著影响。这种分析可以量化可能排放到环境中源项的类型和大小。对于堆芯熔化事故，除了间隙库存之外，堆芯裂变产物总库存的很大一部分被排放。应当考虑以下几组裂变产物的放射性同位素：稀有气体（Xe、Kr）、卤素（I、Br）、碱金属（Cs、Rb）、碲族（Te、Sb、Se）、锶（Sr）、贵金属（Ru、Rh、Pd、Mo、Tc、Co）、镧族（Ce、Pu、Np）、镧系元素（La、Zr、Nd、Eu、Nb、Pm、Pr、Sm、Y、Cm、Am）和钡（Ba）。

I-103. SSG-2（Rev.1）[I-1]提供了关于严重事故分析的建议，包括源项的量化，参考文献[I-2、I-10—I-13]提供了更多信息。

核电厂的运行和退役源项的确定

放射性核素从燃料中排放的阶段

I-104. 在事故发生之前，大多数裂变产物都包含在燃料中，在事故发展的几个后续阶段，它们可能会从燃料中排放出来。严重事故的各个阶段可区分如下：

- (a) 冷却剂活度排放。在这一阶段，冷却剂本身中（相对）少量的放射性从反应堆冷却剂系统中排放出来。
- (b) 间隙库存排放。这一阶段涉及从燃料芯块和包壳之间的间隙排放放射性物质，包括惰性气体、碘和铯。
- (c) 容器内排放。在这一阶段，与堆芯材料的逐渐熔化和坍塌相关，实际上所有的惰性气体和大部分挥发性核素都从燃料中排放出来。
- (d) 容器外排放。如果反应堆压力容器失效，在容器内阶段未排放的挥发性放射性核素将从熔化的堆芯排放到安全壳中。在现有的设计中，熔化的堆芯与反应堆腔混凝土相互作用，挥发性较低的核素可能会排放到安全壳中。堆芯碎片上的反应堆腔中存在水，可以通过冷却堆芯碎片或擦洗流出物并将大部分保留在水中，显著减少容器外流出物。
- (e) 后期容器排放。在容器外排放的同时，容器内阶段积聚在反应堆冷却剂系统中的一些挥发性核素被排放到安全壳中。

熔化燃料裂变产物排放

I-105. 熔化燃料的排放取决于许多参数，如温度、氧化还原条件、与结构材料的相互作用、燃耗、燃料材料和燃料状态（固态或液态）。有两种可能的方法来确定从熔化燃料中排放的裂变产物的分数，这两种方法都来自大量的实验数据，通过计算机代码模拟排放速率或直接指定各组裂变产物的总分数。

I-106. 从熔化燃料中排放出来的裂变产物的比例很大程度上取决于挥发性。最易挥发的裂变产物是自然稀有气体，其次是碘、碲和铯。在堆芯熔化事故排放的早期阶段，碘和碲的活度超过铯几十倍。参考文献[I-13]描述了常用的排放部分。其中指出，在严重事故的所有阶段，所有惰性气体、约 75%的卤素和碱金属、约 30%的碲族、约 12%的钡和锶以及约 0.5%的

其他裂变产物都会被排放出来。然而，这些值有很大的不确定性，其他出版物报告了不同的值。

I-107. 除裂变产物外，一回路冷却剂中的其他放射性核素也会排放出来，包括冷却剂或添加剂中的活化产物和腐蚀产物。然而，与裂变产物的活度相比，这些其他放射性核素在严重事故中的活度并不显著。

反应堆冷却剂系统中裂变产物的行为

I-108. 必须了解裂变产物的化学亲和力、它们在各种大气中燃料排放动力学中的再分布以及它们在反应堆冷却剂系统中滞留的可能性，以决定向安全壳的排放。碘、铯、钡和碲的行为需要特别注意，这些都是挥发性物质，几乎可以从燃料中完全排放出来。

I-109. 由于堆芯中铯的摩尔数通常比碘的摩尔数大得多，所以大多数碘与铯结合并排放出来来自反应堆冷却剂系统的碘化铯（ CsI ）。预计大部分铯（约 90%）将以氢氧化铯（ CsOH ）的形式从反应堆冷却剂系统中排放出来。碘化铯和氢氧化铯与硼酸的任何反应都可能减弱反应堆冷却剂系统中的铯源项，因为这些反应产生挥发性较低的硼酸铯。以类似的方式，铯可能会与钼相互作用，导致钼酸铯的挥发性降低，但可能会增加气态碘的分数。此外，氢氧化铯与钢相互作用，扩散到内部氧化铬层，并提供进一步的电位衰减。

I-110. 钡由于其独特的氧化过程，被认为与其他耐火材料分开。钡在还原和低氧化条件下挥发性低，但在高氧化条件下会迅速大量排放，潜在排放分数可达数十百分数。碲从燃料中排放的速度与惰性气体碘和铯大致相同，但与碘和铯相比，它对金属锆合金的化学亲和力以及它的排放发生在包壳氧化过程中的事实延迟了向安全壳的传输。

I-111. 由于较冷的工况，从燃料中排放的蒸汽物质在一回路中凝结，形成新的气溶胶粒子，或者凝结在已经存在的气溶胶粒子上或结构表面上。从熔化燃料中排放出的碘、铯和挥发性较低的放射性核素的主要部分主要表现为气溶胶。发生了许多物理化学过程，这些过程影响气溶胶在反应堆冷却剂系统中的滞留，从而影响环境的源项。气溶胶沉积是扩散、热泳、扩散泳、电泳、沉降和惯性撞击等几个过程的结果。

I-112. 沉积在一回路表面的颗粒可能会再悬浮到气流中，从而减少放射性核素在回路中的滞留。当气溶胶沉积在干燥、未冷却的表面上时，裂变产物衰变产生的能量能够将沉积的裂变产物再加热到足够高的温度，从而可能发生再汽化。再汽化过程的重要性取决于容器破裂前保留在容器中裂变产物的水平、反应堆冷却剂系统管道的温度以及损坏容器从反应堆冷却剂系统排放裂变产物的能力。再悬浮也是由气态流速的突然增加引起的。

I-113. 其他几种现象会影响裂变产物排放到安全壳中。如果在反应堆压力容器失效时，反应堆冷却剂系统处于高压，熔化的堆芯材料可能会以高速从反应堆压力容器喷射到安全壳中，从而向安全壳大气中添加显著放射性物质。

I-114. 另一种现象是可能的蒸汽爆炸，要么在反应堆压力容器内（容器内蒸汽爆炸），要么在充满水的空腔内（容器外蒸汽爆炸）。蒸汽爆炸可能导致熔化堆芯碎片的某些部分细小碎裂，从而增加空气中放射性核素的数量。

I-115. 为简单起见可以做出保守的假设，即从燃料中排放的裂变产物被瞬间直接输送到安全壳中。虽然裂变产物立即排放到安全壳中是一个可接受的保守假设，但裂变产物气溶胶在反应堆冷却剂系统中的保留可以在减少环境的源项方面产生显著影响。

安全壳内裂变产物的行为

I-116. 裂变产物在安全壳大气中的行为取决于其物理和化学形状、各种物种进入安全壳的途径、排放后的时间、裂变产物的其他来源（再悬浮、再汽化或堆芯熔融物—混凝土相互作用）以及从安全壳大气中去除裂变产物的自然过程或能动工程安全特点（安全壳喷淋、通风）。

I-117. 惰性气体不能从安全壳大气中去除，并且相对不溶于水。因此，改变这些气体数量的唯一机制是放射性衰变。导致气溶胶产生和从大气中去除的几个过程发生在安全壳中。气溶胶去除受与沉降和扩散泳相关的自然损耗过程的影响，在较小程度上受热泳的影响，并受密封喷淋的操作和通过水池通道的显著影响。通过各种过程去除的放射性气溶胶在安全壳大气中被持续退化的堆芯现象（容器内和容器外）产生的其他放射性气溶胶所取代。

I-118. 由于碘的物理和化学形状不同，它的行为需要特别注意。大多数（90%以上）的碘进入安全壳是以碘化铯的形式。在典型的安全壳温度下，碘化铯主要以气溶胶的形状存在，并最终通过自然沉积过程从安全壳大气中沉淀出来。裂变产物能动去除过程，如喷淋，可从安全壳大气中快速去除裂变产物。然而，一旦碘进入容器会发生额外的反应，影响其对公众剂量的最终重要性。一旦以颗粒形状（如碘化铯）从安全壳大气中去除，碘就会以离子形状溶解在安全壳水池或潮湿表面的平板中[I-14]。随后，安全壳内的碘行为取决于时间和水的酸度（pH）。由于存在其他溶解的裂变产物，预计会在空腔内和集水坑中发生辐解，从而降低相应水池的 pH 值。如果没有足够的 pH 控制，溶解的碘会慢慢转化为元素碘，并以元素碘的形式重新排放到安全壳大气中。

I-119. 有机碘也是随着时间的推移由元素碘与含碳化合物的反应缓慢产生的。当 pH 控制可用并且 pH 值保持在大于 7 的值时，很少（小于 1%）的溶解碘转化为元素碘。元素碘和有机碘化合物是气态的，以类似于惰性气体的方式从安全壳中输送。元素碘是可溶的，可以通过喷淋操作从安全壳大气中去除。因此，对于几个延迟的安全壳超压序列，大量的氢氧化铯可以再汽化并可用于排放。

I-120. 气溶胶在安全壳中的沉积和再悬浮取决于气溶胶的物理和化学性质以及驱动流体动力学和热力学条件。在没有喷淋的情况下，重力沉积是气溶胶在安全壳中最重要的滞留机制，颗粒的生长是影响气溶胶去除率的重要不确定性。最重要的参数是大气相对湿度和结构表面的温度梯度。在严重事故中，空气中放射性物质的很大一部分是吸湿的或可溶的，即使在过热的条件下也是如此。这导致更快的粒子生长，从而也导致更快的容器内沉积。

I-121. 几个过程被认为使气溶胶相互接触并与结构表面接触。布朗运动和湍流扩散可以移动小颗粒穿过气流流线进行接触。较大的颗粒，因为它们的惯性不能对流线的快速变化作出反应，可以撞击其他粒子。小颗粒可以被扫出经历重力沉降的大颗粒的路径，并与较大的气溶胶积聚在一起。

I-122. 如果可能的话，安全壳喷淋也可以在严重事故中用作缓解系统，以降低安全壳压力，从而防止过压失效，并增加裂变产物的消耗。喷嘴产生直径通常约为 1 毫米的水滴。水滴下落时部分凝聚。还存在蒸发和/或冷凝

现象，这取决于安全壳中的相对湿度。因此，水滴尺寸分布在下落过程中会发生变化。

I-123. 氢气燃烧还会影响安全壳中的传输现象和对流流动模式。沉积物的再悬浮是安全壳内这种能量现象的另一个结果。氢气爆炸会对反应堆厂房造成严重破坏，并将所有挥发性裂变产物排放到环境中。可能导致安全壳完整性丧失的重大氢气爆炸是需要实际消除的情况（见 SSR-2/1（Rev.1）[I-9]和 SSG-2[I-1]）。与放射性核素行为相关的过程已在许多文献中描述，例如参考文献[I-12—I-18]。

安全壳裂变产物的排放

I-124. 向环境的排放由安全壳泄漏率控制，通常表示为压力相关值。最常用的方法是考虑与安全壳泄漏率相对应当的等效孔尺寸，或者考虑安全壳通风序列的通风通道尺寸。考虑不同的排放安全壳点是适当的，在这些安全壳点，裂变产物的局部浓度可能有很大不同。

I-125. 更复杂的计算可能会考虑到，安全壳的排放不是通过给定直径的理想喷嘴发生的，而是通过钢衬里和混凝土安全壳壁上的微观裂缝发生的，对气溶胶形状的裂变产物具有显著的滞留能力。参考文献[I-18、I-19]建议在干燥条件下碘的去污因子为 15，铯的去污因子为 100，在潮湿条件下气溶胶几乎完全保留。

I-126. 在源项中，至少要分别考虑三组具有显著不同行为的不同放射性核素：惰性气体，各种碘的形状，以及所有其他通常以气溶胶形状存在的裂变产物。对于惰性气体来说，它们的形状既没有物理变化，也没有化学变化。

I-127. 碘会在很大程度上导致排放的放射性后果，考虑其各种形状至关重要。碘以三种不同的形状存在：碘颗粒（主要是碘化铯）、元素碘和氢化碘以及有机碘。这些不同的形状在环境中的迁移过程中表现不同，在放射性后果方面也不同。元素碘（ I_2 ）和有机碘化物（如甲基碘（ CH_3I ））是挥发性物质，其行为类似于气体。含有这些形状碘的放射性羽流的通过导致外部剂量率增加，然后随着羽流的移动而降低。然而，如果在羽流通过期间下雨，羽流中含有的碘和铯就会沉积在地面上。这是事故现场周围地区环境污染的主要原因。这些形状的碘也比颗粒形状的碘具有更高的沉积

速率。元素和有机形状碘的比例越高，在核电厂附近产生的剂量就越高，相应地，在离核电厂越远的地方产生的剂量就越小。一个困难的问题是，碘在从燃料中排放和从安全壳中排放之间会改变其形状。

I-128. 从流出物中去除或从安全壳大气中沉淀下来的放射性核素通常收集在安全壳下部的水池中，也是水传播排放到环境中的潜在来源。此外，如果无法控制容器外堆芯混凝土的相互作用，地基失效后可能会排放放射性核素。然而，除非存在特殊情况，如安全壳地基失效导致通向环境的直接通道打开，否则在确定公众剂量时通常不考虑这种类型的通道。

I-129. 在地基熔化或地基渗透（即安全壳完整性丧失）的情况下，裂变产物向环境的排放需要特别注意，包括可能排放到地面、转移到地下水以及随后转移到地表水。

安全壳过滤通风

I-130. 可以实施安全壳排气系统，以防止在导致安全壳缓慢过压的严重事故的情况下安全壳失效。可以预测安全壳排气系统的启动时间。氢气产生的可能性设计压力阻力和公众疏散都需要考虑。过滤器通风用于最大限度地减少环境污染。在沸水堆的情况下，过滤器通风可分为干井通风和湿井通风。通过抑制室进行湿井通风可以显著减少可溶性铯的排放。此外，已经证实，溶解在抑制室水中的碘以碘离子的形状通过化学反应转化为挥发性元素碘（ I_2 ）和甲基碘（ CH_3I ），并通过湿井通风排放到环境中。

I-131. 不同的裂变产物过滤方法可用于限制排放到环境中的源项，包括文丘里洗涤器、砾石洗涤器、砾石床或砂床过滤器、多文丘里洗涤器、金属纤维过滤器以及喷射和填料过滤器。过滤器的保留系数取决于许多因素，例如过滤器负载、湿度和过滤器内气溶胶的衰变热产生。总的来说，气溶胶形状放射性核素的保留是良好的。稀有气体不会被粒子过滤器捕获。碘的保留尤其需要木炭过滤器。参考文献[I-20]描述了 8 种潜在密封排气过滤装置的性能测量结果。

核电厂源项的计算的方法

I-132. 参考文献[I-21]给出了用于计算辐射源注量的方法和所用数据的详细描述。其中包含大量的参考书目。如果需要计算机代码来应用该方法，这些代码如参考文献[I-22、I-23]所述。

I-133. SSG-2（Rev.1）[I-1]提供了关于所有电厂状态（运行状态和事故工况）和电厂状态所有方面（包括其放射性后果）的安全分析性能的建议。参考文献[I-24、I-25]给出了如何评定公众因向环境排放放射性物质而受到辐射照射的详细信息。

腐蚀产物源项

I-134. 与一回路冷却剂接触的钢和合金的腐蚀导致氧化层的原位生长和离子排放到冷却剂中。这种机制的驱动力是大量冷却剂和氧化层中的孔之间的浓度梯度。

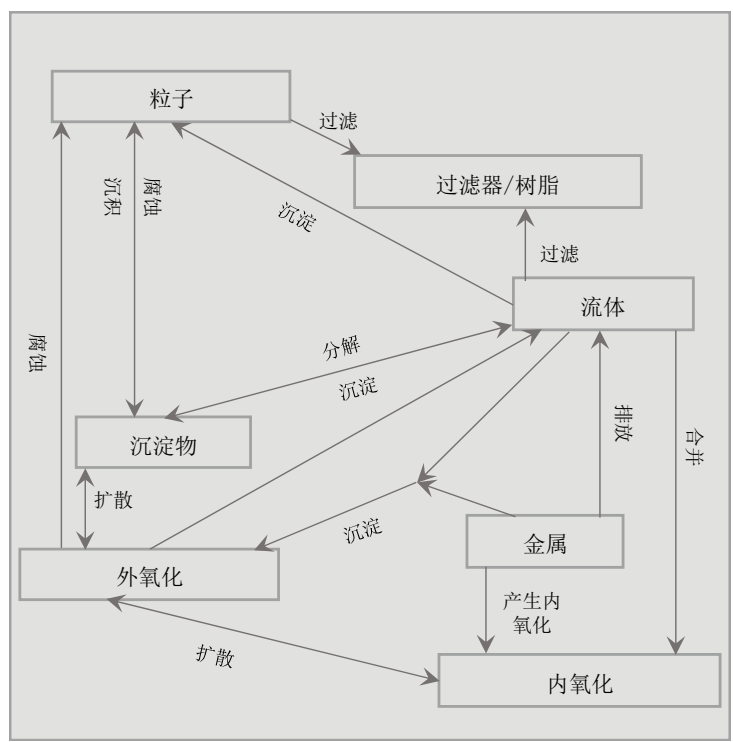


图 I-1. 模拟腐蚀产物行为时要考虑的现象流程图。

I-135. 需要建模的现象和关系在图 I-1 示出。原则上，腐蚀产物的行为可以通过从手工计算到使用包括分析和现象学模式在内的复杂软件的方法来建模。

I-136. 在轻水堆的情况下，在冷却剂的温度和 pH 值下，与氧化物在水中的溶解度相关的参数对于确定一回路冷却剂中腐蚀产物的行为非常重要。压水堆冷却剂活度的相关参数如下：

- (a) 在 280°C—340°C 的冷却剂温度范围和 300°C 的 6.5—7.4 的 pH 范围内，与不饱和镍、氧化镍、镍铁氧体和钴铁氧体在水中的溶解度相关的参数对于确定一回路冷却剂中腐蚀产物的行为非常重要。
- (b) 用于描述腐蚀产物行为的模式必须能够模拟一个大型相互作用的“水—金属”系统，该系统的典型参数如下：
 - 与一回路冷却剂接触的面积：~30 000 平方米；
 - 冷却剂质量：200—300 吨；
 - 冷却剂流速：0.1—15 米·秒⁻¹。
- (c) 一个回路（反应堆→蒸汽发生器→反应堆）的持续时间：~10 秒包括~1 秒的通量。
- (d) 合金种类：锆 4 合金/铬镍铁 600 合金、铬镍铁 690 合金、铬镍铁 800 合金/铬镍铁 718 合金/硬面材料（钨铬钴合金）/不锈钢。
- (e) 放射性物质前体质量的数量级（主要是镍-58(n, p)、钴-58、钴-59(n, g)、钴-60）如下：
 - 排放量（平均值）：1 毫克·分米⁻²·月⁻¹；
 - 循环周期：12—18 个月；
 - 不包括锆合金的区域（~无排放）：17 000 平方米；
 - 钴-59 水平（杂质）：~5·10⁻⁴ 克·克⁻¹；
 - 镍-58 在镍基合金（铬镍铁 600、690）：~3·10⁻¹ 克·克⁻¹。
- (f) 在一个十个月的循环中，反应堆冷却剂的输入量约为钴-59 约每循环 10 克和镍-58 约每循环 5 千克。
- (g) 硬面材料的磨损（例如，堆芯内部结构中的零件、泵轴承、阀门、控制棒驱动机构）是钴-59 数字之外的磨损。

- (h) 因此, 大约 10 克钴-59 和 5 千克镍-58 分别是钴-60 和钴-58 沉积物的来源, 这两种沉积物造成了 90% 的剂量率和职业照射。这适用于镍基合金用于蒸汽发生器管道的反应堆。

I-137. 影响腐蚀产物源项的一些重要现象如下:

- (a) 离子形状可以沉淀并积聚成颗粒。这些颗粒在流体中循环, 很可能在反应堆堆芯内或通量外表面形成沉积物。通过这一过程, 它们在循环过程中或沉积在堆芯内表面后被活化。
- (b) 冷却剂净化系统可以从一回路冷却剂中去除离子和颗粒。该过程的有效性取决于流速以及冷却剂净化系统的过滤器和离子交换柱的去污因子。如果这些因素中的任何一个太低, 净化系统将无效。

因为一回路是一个几乎封闭的非等温系统, 所以上述过程与反向过程完全相反。例如, 颗粒和沉积物可能会溶解。

I-138. 所使用的模式需要适合正在处理系统的属性。

I-139. 需要建模的其他因素的示例包括:

- (a) 当一回路冷却剂中的氧化物浓度非常低时 (在压水堆中, 通常为几个 10^{-9} 克·克⁻¹);
- (b) 当元素从合金中的释放与其成分不成比例时;
- (c) 在整个燃料循环过程中, 化学条件在规定范围内变化;
- (d) 当需要考虑大量冷却剂和表面温度时;
- (e) 当摩擦磨损显著时。

I-140. 与腐蚀产物行为相关的现象是如此复杂, 以至于手工计算和使用基于分析模式的计算机代码进行计算的准确性都很差。然而, 用考虑了物理和化学现象的代码进行的计算结果要精确得多。更特定地说, 它们不能给出绝对值的准确结果, 但它们能正确预测重要设计参数和源项之间的关系。因此, 它们是优化钴-58 和钴-60 源水平的非常重要的辅助手段。

I-141. 由于所涉及现象的复杂性, 评价腐蚀产物源项的另一个重要输入是相关电厂的运行经验。运行电厂的相关性取决于该电厂的所有相关因素与正在设计电厂的相关因素相比如何。这些因素包括冷却剂回路的材料及其杂质、冷却剂的化学性质、关闭程序以及已经提到的所有其他因素。收集

最准确的运行经验包括在电厂的整个生命周期中在完全相同的位置进行定期测量，包括在反应堆关闭等瞬变期间。

I-142. 为了优化正在设计的电厂的辐射源水平，还必须了解沉积在相关运行电厂部件上的放射性物质。这最好通过使用准直 γ 光谱仪来实现。当从高功率运行过渡到冷停堆时，冷却剂的物理和化学条件发生巨大变化，这是沉积在燃料元件上的腐蚀产物大量溶解的原因。冷却剂活度的相应峰值程度是大量参数的函数。峰值是不可预测的。然而，对于给定的反应堆类型可以指示变化带。由于腐蚀产物的沉积在同一电厂的不同燃料循环中有所不同，因此有必要确保所使用的运行数据被转换成足以满足设计目的的值。

I-143. 为了评价电厂改造或退役的源项，最有用的信息是在同一电厂所有相关位置进行的最新 100 次测量的结果。

裂变产物源项

I-144. 确定裂变产物源项的通常方法如下：

- (a) 计算燃料中裂变产物的库存—有几种众所周知的计算机代码可用于进行这种评价（例如，分别是美国、英国、法国和日本的 ORIGEN、FISPIN、APOLLO 和 THALES2 代码）。
- (b) 确定燃料元件间隙中放射性核素的活度。
- (c) 确定通过包壳缺陷排放到冷却剂中放射性核素的总活度。
- (d) 确定放射性核素在反应堆冷却剂系统（适用的一回路、二回路和辅助系统）和安全壳中的迁移，直至确定源项进入环境。

I-145. 对各种反应堆设计进行确定性安全分析所有步骤的描述（即选择始发事件和验收标准、选择计算机代码和建模假设、准备输入数据和展示计算结果）见参考文献[I-26]，关于严重事故确定性安全分析的信息见参考文献[I-12]。

I-146. 目前用于严重事故分析的大多数代码都是基于固定的化学形状。碘和铯是源项评价的重要裂变产物，碘化铯和氢氧化铯通常被认为在主要转移途径中以颗粒（气溶胶）形状存在。堆芯实验和分析表明，在反应堆冷却剂系统中可以形成不同化学形状的碘和铯化合物[I-27]。

I-147. 当碳化硼 (B_4C) 控制材料包含在堆芯中时, 已经发现显著部分气态碘从反应堆冷却剂系统迁移到安全壳。此外, 福岛第一核电站事故后的监控显示显著的气态碘和颗粒碘[I-28]。

I-148. 从历史上看, 放射性核素向冷却剂的排放由系数表示, 这些系数的值自早期实验推导, 取决于所考虑的元素。在这种情况下, 一些非常重要的参数, 如局部功率和温度以及缺陷的“尺寸”没有被考虑在内。与运行经验的一致性一般较差。然而, 在计算由裂变产物引起的源项时, 冷却剂中裂变产物活度的相应不确定性通过假设比在运反应堆发现的有缺陷燃料销的比例大得多 (对于轻水堆, 这通常是堆芯中燃料销总数的 0.25%) 来补偿。裂变产物的相应源项用于放射性物质积聚位置的屏蔽设计, 如过滤器和离子交换器。

I-149. 通过包括排放系数 (s^{-1}) 对每种同位素半衰期的依赖性, 并考虑到早期方法中省略的参数, 使用现代代码可以获得更准确的裂变产物排放结果。在这种情况下, 与运行经验的一致性好的, 并且基于这种规范所做的预测可以用作屏蔽设计的显著不太保守的基础。

I-150. 这种改进对于屏蔽的最优化是重要的, 因为两种方法之间的差异可能导致源项根据放射性核素的不同相差 3—10 倍。对于发射 1 兆电子伏特 γ 射线的点源, 源项减少 5 倍将导致混凝土屏蔽层的厚度减少约 20 厘米。

I-151. 另一种方法是使用从相关电厂的运行经验中推导的合理界限值。决定相关性的因素包括燃料元件的设计和燃料的额定值和燃耗。

I-152. 在功率瞬变过程中, 裂变产物可以通过包壳缺陷在短时间内排放到冷却剂中。这种排放是冷却剂活度峰值的原因。排放量和排放期难以预测, 但可以从运行经验中得出合理的界限值。参考文献[I-7]给出了排放和持续时间与瞬态前冷却剂活度的相关性。

I-153. 在电厂改造或退役的情况下, 没有什么可以替代最近对同一电厂进行的测量。

附件 I 参考文献

- [I-1] 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）。
- [I-2] 国际原子能机构《轻水堆设计中参考源项评估的简化方法》，国际原子能机构《技术文件》第 1127 号，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。
- [I-3] DUTTON, L.M.C.等，“计算大型失冷事故排放和后果的现实方法”，第 EUR-14179-EN 号报告，EURATOM，卢森堡（1991 年）。
- [I-4] 核管制委员会《用于评价压水堆冷却剂丧失事故潜在辐射后果的假设》，《监管导则》第 1.4 号，核管制委员会，华盛顿特区（1974 年）。
- [I-5] 核管制委员会《用于评价压水堆冷却剂丧失事故潜在辐射后果的假设》，《监管导则》第 1.3 号，核管制委员会，华盛顿特区（1984 年）。
- [I-6] 财政部，“根据 1983 年 10 月 18 日《辐射防护条例》（BAnz 1983 第 245a 号）第 28 条第 3 款带有压水堆的核电厂设计事故评定导则的事故计算基础”，1994 年 6 月 29 日修订（BAnz.1994 第 222a 号），萨尔茨吉特，施特拉伦舒茨联邦议院（1994 年）。
- [I-7] DUTTON, L.M.C.等，“计算蒸汽发生器管道破裂故障后放射性排放的现实方法”，第 EUR-15615-EU 号报告，欧洲原子能委员会，卢森堡（1994 年）。
- [I-8] CAPITAO, J.A.，“辅助厂房故障基准综合”，欧盟委员会技术说明第 I.97.103 号，欧盟委员会，卢森堡（1997 年）。
- [I-9] 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）。

- [I-10] SEGHAL, B.R. (编), 《轻水堆核安全: 严重事故现象学》(第1版), 学术出版社, 阿姆斯特丹(2012年)。
- [I-11] SEGHAL, B.R., PILUSO, P. (编), 《核反应堆严重事故现象学 SARNET 讲义》, SARNET-SPREAD-D-118, 2008年9月。
- [I-12] 国际原子能机构《核电厂严重事故分析的方法和工具》, 《安全报告丛书》第56号, 国际原子能机构, 维也纳(2008年)。
- [I-13] SOFFER, L., BURSON, S.B., FERRELL, C.M., LEE, R.Y., RIDGLEY, J.N., “轻水核电站事故源术语”, 第 NUREG-1465 号报告, 核管委员会, 华盛顿特区(1995年), <https://doi.org/10.2172/29438>
- [I-14] 经济合作与发展组织核能机构《碘化学最新报告》, 经济合作与发展组织第 NEA/CSNI/R(2007)1号, 经济合作与发展组织, 巴黎(2007年)。
- [I-15] LEAVER, D.E.等, “非能动 ALWR 源项(第4.9章)”第 DOE/ID 10321 号, 美国能源部, 华盛顿特区, (1991年)。
- [I-16] POWERS, D.等, “反应堆安全壳内自然过程去除气溶胶的简化模式”, NUREG/CR-6189, SAND94-0407(1996), <https://doi.org/10.2172/27080>
- [I-17] POWERS, D.A., BURSON, S.B., “通过安全壳喷雾去除气溶胶的简化模式”, NUREG/CR-6 55966(1993), <https://doi.org/10.2172/6503368>
- [I-18] 经济合作与发展组织核能机构《核气溶胶最新报告》, 经济合作与发展组织第 NEA/CSNI/R(2009)5号, 经济合作与发展组织, 巴黎(2009年)。
- [I-19] PAROZI, F.等, “安全壳裂纹中气溶胶传输的研究”, 2005年9月5日—8日在斯洛文尼亚布莱德举行的新欧洲核能国际会议上发表论文。

- [I-20] 经济合作与发展组织核能机构《过滤式安全壳排气状态报告，核安全》，NEA/CSNI/R（2014）7，经济合作与发展组织，巴黎（2014年）。
- [I-21] JAEGER, R.G.等（编），《辐射屏蔽工程简编》第3卷，施普林格出版社，柏林（1968年、1970年、1975年）。<https://doi.org/10.1007/978-3-662-25858-3>
- [I-22] 橡树岭国家实验室《辐射安全信息计算中心》，橡树岭，www.ornl.gov/project/reradio-Safety-Information-Computational-Center-rsicc
- [I-23] 经济合作与发展组织核能机构《数据库计算机程序服务》，http://www.oecd-neo.org/jcms/pl_25468/the-computer-program-service-cps
- [I-24] 国际原子能机构《用于评定放射性物质排放对环境影响的一般模式》，《安全报告丛书》第19号，国际原子能机构，维也纳（2001年）。
- [I-25] 联邦环境、自然保护、核安全和消费者保护部《确定人口中个人暴露于需要授权或通知活动的一般行政规则》，2020年6月（BANz AT 16.06.2020 B3），联邦环境、自然保护、核安全和消费者保护部（2020年）（德语）。
- [I-26] 国际原子能机构《核电厂事故分析》，《安全报告丛书》第23号，国际原子能机构，维也纳（2002年）。
- [I-27] GIRAULT, N.等，“更好地理解核反应堆 RCS 中的碘化学”，《核工程设计》第239期第1162—1170页（2009年），<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.02.008>
- [I-28] ISHIKAWA, J, KAWAGUCHI, K., MARUYAMA Y., “考虑水相碘化学的福岛第一核电站三号机组碘排放分析”，《核科学与技术杂志》，2014年9月，<https://doi.org/10.1080/00223131.2014.951417>

附件 II

核电厂设计目的分区的示例

- II.1. 表 II-1[II-1]显示了可用于设计目的的核电厂辐射分区示例。
- II.2. 表 II-2[II-2]显示了瑞典核电厂剂量率以及地表和空气污染水平的分区示例。有用的信息也可见参考文献[II-3]。

表 II-1. 可用于设计目的的辐射分区示例

进入要求	设计剂量当量率(微希沃特/小时)	
	平均	最大值
现场未受控制的区域	—	1
连续（每周>10 人小时）	1	5
每周 1—10 人小时	10	50
< 每周 1 人小时	100	500
每年 1—10 人小时	1 000	10 000
< 每年 1 人小时	10 000	^a

^a 如果照射时间相应较短，超过 10 毫希沃特/小时的剂量率是可以接受的。

表 II-2. 瑞典核电厂控制区内辐射、表面污染和空气污染分区的分类

分区识别	蓝色分区	黄色分区	红色分区
辐射分区	<25 微希沃特/小时	25—1000 微希沃特/小时	>1000 微希沃特/小时
表面污染分区	对于总 β		
	<40 千贝可/平方米	40—1000 千贝可/平方米	>1000 千贝可/平方米
	对于总 α		
	<4 千贝可/平方米	4—100 千贝可/平方米	>100 千贝可/平方米
空气污染分区	1 个 DAC ^a	1—10 DAC	>10 DAC

^a DAC: 推导空气浓度。

附件 II 参考文献

[II-1] 核电, “Sizewell B Barnwood 建造前安全报告”, 格洛斯特 (1996 年)。

[II-2] FORSMARK 核电站《辐射防护说明 (2003)》(F-I-201 说明), 福马克电力集团, Östhammar (2003 年)。

[II-3] 经济合作与发展组织核能机构《核电厂职业辐射防护最优化的工作管理》, 经济合作与发展组织, 巴黎 (2009 年)。

参与起草和审订人员

Amiri, B.	美国西屋公司
Asfaw, K.	国际原子能机构
Chapoutier, N.	法国法玛通
Gajdos, M.	国际原子能机构
Garmon, D.	美国核管制委员会
Jobert, T.	法国电力公司
Misak, J.	捷克核研究所
Nikitin, D.	俄罗斯联邦核与辐射安全科学与工程中心
Orlov, M.	俄罗斯联邦核与辐射安全科学与工程中心
Pázmándi, T.	匈牙利能源研究中心
Rees, V.	英国核监管办公室
Robbert, T.	德国装置与反应堆安全公司
Schmollack, J.-U.	德国 TÜV 莱茵工业服务有限公司
Stutzcage, E.	美国核管制委员会
Suzuki, T.	日本千代田科技公司
Tellería, D.	国际原子能机构
Toth, C.	国际原子能机构
Villalibre Ares, P.	国际原子能机构
Wang, M.	中国上海核工程研究设计院
Yllera, J.	国际原子能机构

通过国际标准促进安全

国际原子能机构
维也纳 • 2025 年
www.iaea.org

ISBN 978-92-0-524824-0



9 789205 248240