

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

国际原子能机构 安全标准

保护人类与环境

研究堆安全

安全要求

第 NS-R-4 号



IAEA

国际原子能机构

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

国际原子能机构安全相关出版物

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因特网网站：

<http://www-ns.iaea.org/standards/>

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（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。

其他安全相关出版物

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。

核活动的安全和防护报告以《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《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。保安相关出版物则以国际原子能机构《核保安丛书》的形式印发。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

研究堆安全

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

下列国家是国际原子能机构的成员国：

| | | |
|------------|-------------|---------------|
| 阿富汗伊斯兰共和国 | 加纳 | 尼日尔 |
| 阿尔巴尼亚 | 希腊 | 尼日利亚 |
| 阿尔及利亚 | 危地马拉 | 挪威 |
| 安哥拉 | 海地 | 阿曼 |
| 阿根廷 | 教廷 | 巴基斯坦 |
| 亚美尼亚 | 洪都拉斯 | 帕劳 |
| 澳大利亚 | 匈牙利 | 巴拿马 |
| 奥地利 | 冰岛 | 巴拉圭 |
| 阿塞拜疆 | 印度 | 秘鲁 |
| 巴林 | 印度尼西亚 | 菲律宾 |
| 孟加拉国 | 伊朗伊斯兰共和国 | 波兰 |
| 白俄罗斯 | 伊拉克 | 葡萄牙 |
| 比利时 | 爱尔兰 | 卡塔尔 |
| 伯利兹 | 以色列 | 摩尔多瓦共和国 |
| 贝宁 | 意大利 | 罗马尼亚 |
| 玻利维亚 | 牙买加 | 俄罗斯联邦 |
| 波斯尼亚和黑塞哥维那 | 日本 | 沙特阿拉伯 |
| 博茨瓦纳 | 约旦 | 塞内加尔 |
| 巴西 | 哈萨克斯坦 | 塞尔维亚 |
| 保加利亚 | 肯尼亚 | 塞舌尔 |
| 布基纳法索 | 大韩民国 | 塞拉利昂 |
| 布隆迪 | 科威特 | 新加坡 |
| 柬埔寨 | 吉尔吉斯斯坦 | 斯洛伐克 |
| 喀麦隆 | 拉脱维亚 | 斯洛文尼亚 |
| 加拿大 | 黎巴嫩 | 南非 |
| 中非共和国 | 莱索托 | 西班牙 |
| 乍得 | 利比里亚 | 斯里兰卡 |
| 智利 | 阿拉伯利比亚民众国 | 苏丹 |
| 中国 | 列支敦士登 | 瑞典 |
| 哥伦比亚 | 立陶宛 | 瑞士 |
| 刚果 | 卢森堡 | 阿拉伯叙利亚共和国 |
| 哥斯达黎加 | 马达加斯加 | 塔吉克斯坦 |
| 科特迪瓦 | 马拉维 | 泰国 |
| 克罗地亚 | 马来西亚 | 前南斯拉夫马其顿共和国 |
| 古巴 | 马里 | 突尼斯 |
| 塞浦路斯 | 马耳他 | 土耳其 |
| 捷克共和国 | 马绍尔群岛 | 乌干达 |
| 刚果民主共和国 | 毛里塔尼亚伊斯兰共和国 | 乌克兰 |
| 丹麦 | 毛里求斯 | 阿拉伯联合酋长国 |
| 多米尼加共和国 | 墨西哥 | 大不列颠及北爱尔兰联合王国 |
| 厄瓜多尔 | 摩纳哥 | 坦桑尼亚联合共和国 |
| 埃及 | 蒙古 | 美利坚合众国 |
| 萨尔瓦多 | 黑山 | 乌拉圭 |
| 厄立特里亚 | 摩洛哥 | 乌兹别克斯坦 |
| 爱沙尼亚 | 莫桑比克 | 委内瑞拉玻利瓦尔共和国 |
| 埃塞俄比亚 | 缅甸 | 越南 |
| 芬兰 | 纳米比亚 | 也门 |
| 法国 | 尼泊尔 | 赞比亚 |
| 加蓬 | 荷兰 | 津巴布韦 |
| 格鲁吉亚 | 新西兰 | |
| 德国 | 尼加拉瓜 | |

《国际原子能机构规约》于 1956 年 10 月 23 日经在纽约联合国总部举行的国际原子能机构规约大会核准，1957 年 7 月 29 日生效。国际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”。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-4 号

研究堆安全

安全要求

国际原子能机构
2010 年·维也纳

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

版权说明

国际原子能机构的所有科学和技术出版物均受 1952 年（伯尔尼）通过并于 1972 年（巴黎）修订的《世界版权公约》之条款的保护。自那时以来，世界知识产权组织（日内瓦）已将版权的范围扩大到包括电子形式和虚拟形式的知识产权。必须获得许可而且通常需要签订版税协议方能使用国际原子能机构印刷形式或电子形式出版物中所载全部或部分内容。欢迎有关非商业性翻印和翻译的建议并将在个案基础上予以考虑。垂询应按以下地址发至国际原子能机构出版科：

Sales and Promotion, Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100, 1400 Vienna, Austria
传真：+43 1 2600 29302
电话：+43 1 2600 22417
电子信箱：sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© 国际原子能机构·2010 年
国际原子能机构印制
2010 年 10 月·奥地利

研究堆安全

国际原子能机构，奥地利，2010 年 10 月
STI/PUB/1220
ISBN 978-92-0-509710-7
ISSN 1020-5853

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

序

国际原子能机构《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安全标准。这些标准是原子能机构在其本身的工作中必须使用而且各国通过其对核安全和辐射安全的监管规定能够适用的标准。原子能机构对这样的一整套安全标准定期进行审查并协助适用这些安全标准已经成为全球安全体制的一个关键要素。

在 20 世纪 90 年代中期，原子能机构开始对其安全标准计划进行大检查，包括修改监督委员会的结构和确定旨在更新整套标准的系统方案。已经形成的新标准具有高水准并且反映成员国的最佳实践。在安全标准委员会的协助下，原子能机构正在努力促进全球对其安全标准的认可和使用。

然而，安全标准只有在实践中加以适当应用才能有效。原子能机构的安全服务有助于成员国适用安全标准并评价其有效性。这些安全服务范围从工程安全、运行安全、辐射安全、运输安全和废物安全直至监管事项和组织中的安全文化。这些安全服务能够有助于共享真知灼见，因此，我继续促请所有成员国都能利用这些服务。

监管核安全和辐射安全是一项国家责任。目前，许多成员国已经决定采用原子能机构的安全标准，以便在其国家条例中使用。对于各种国际安全公约缔约国而言，原子能机构的标准提供了确保有效履行这些公约所规定之义务的一致和可靠的手段。世界各地的设计者、制造者和营运者也适用这些标准，以加强电力生产、医学、工业、农业、研究和教育领域的核安全和辐射安全。

原子能机构认真看待世界各地用户和监管者正在面临的挑战，这就是确保世界范围内的核材料和辐射源在使用中的高水平安全。必须以安全的方式管理核材料和辐射源的持续利用以造福于全人类，原子能机构安全标准的目的正是要促进实现这一目标。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

国际原子能机构安全标准

通过国际标准实现安全

虽然安全是国家的责任，但是国际安全标准和安全方案可以促进协调一致，有助于确保核和辐射相关技术的安全使用，并有利于国际技术合作和贸易。

安全标准也为各国履行其国际义务提供支持。一项一般的国际义务是一国不得从事可对另一国造成损害的活动。在国际安全相关公约中为缔约国规定了更具体的义务。经国际商定的原子能机构安全标准为各国表明其本国正在履行这些义务提供了依据。

原子能机构的标准

原子能机构的安全标准享有原子能机构《规约》确定的地位。该《规约》授权原子能机构制定适合于核和辐射相关设施和活动的安全标准并规定适用这些标准。

安全标准反映了有关保护人类和环境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 3 类：

安全基本法则

- 阐述防护和安全的目标、概念和原则以及为安全要求提供依据。

安全要求

- 制定为确保当代和未来人类和环境受到保护所必须满足的要求。这些要求用“必须”来表述，并遵循安全基本法则中提出的目标、概

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

念和原则。如果不能满足这些要求，则必须采取措施以达到或恢复必要的安全水平。安全要求使用监管性语言，以便能将其纳入国家法律和条例。

安全导则

- 就如何遵守安全要求提出建议和指导性意见。安全导则中的建议用“应当”来表述。建议采取规定措施或等效的可替代措施。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。每一安全要求出版物均以若干安全导则作为补充，在制定国家监管导则时可以利用这些安全导则。

原子能机构安全标准需要辅以工业标准，并且必须在适当的国家监管基础结构范围内加以实施，以期充分发挥有效作用。原子能机构印发了广泛的技术出版物，目的是帮助各国制订国家标准和发展国家基础结构。

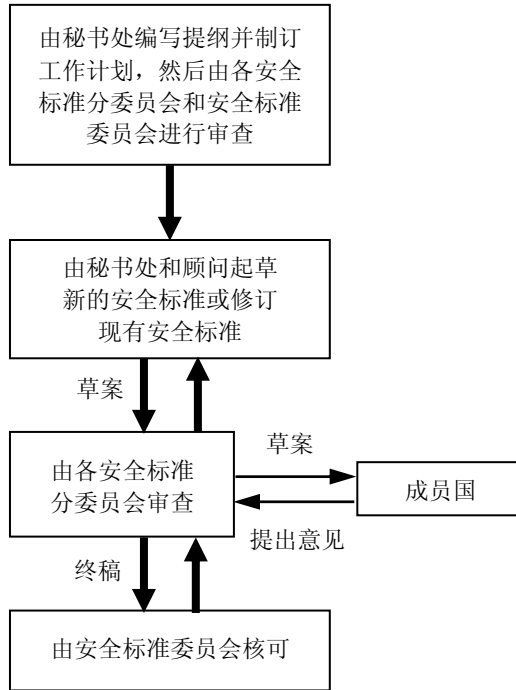
标准的主要用户

除监管机构及政府部门、政府当局和政府机构外，还有以下单位使用这些标准：核工业当局和营运组织；设计、设备制造和应用核与辐射相关技术的组织，包括各种设施的营运组织；医学、工业、农业、研究和教育领域涉及辐射和放射性物质的用户和其他单位；以及工程师、科学家、技术人员和其他专家。原子能机构本身在其安全评审工作中以及为了编制教育和培训课程也要使用这些标准。

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核安全、辐射安全、放射性废物安全和放射性物质安全运输领域安全的 4 个安全标准委员会（核安全标准委员会、辐射安全标准委员会、废物安全标准委员会和运输安全标准委员会），和 1 个负责监督整个安全标准计划的安全标准委员会。原子能机构所有成员国均可指定专家参加 4 个安全标准委员会的工作，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。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。



新安全标准的制定或现有安全标准的修订程序。

就安全基本法则和安全要求而言，经安全标准委员会核可的草案须提交原子能机构理事会核准后方可出版。安全导则经总干事核准后出版。

在经历这一过程后，标准已经能够反映出原子能机构成员国的一致意见。在制定标准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、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。

为了不断更新安全标准，在标准出版 5 年后将对其进行审查，以确定是否有必要进行修订。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

标准的适用和范围

原子能机构《规约》规定原子能机构在实施本身的工作方面安全标准对其有约束力，并且在实施由原子能机构援助的工作方面安全标准对国家有约束力。任何希望与原子能机构缔结有关任何形式的原子能机构援助协定的国家均须遵守安全标准中与协定所涵盖活动有关的要求。

国际公约中也载有与安全标准中所载相类似的要求，这些要求对缔约国有约束力。安全基本法则已被作为制定《核安全公约》和《乏燃料管理安全和放射性废物管理安全联合公约》的基础。《核或放射紧急情况准备和响应的安全要求》反映了各国按照《及早通报核事故公约》和《核事故或辐射紧急情况援助公约》应承担的义务。

纳入国家法律和条例并由国际公约和详细的国家要求作为补充的安全标准为保护人类和环境奠定了基础。然而，也将有一些需要在国家一级逐案加以评定的特殊安全问题。例如，有许多安全标准特别是那些涉及安全规划或设计的安全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和建议在按照早期标准建造的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。

文本的解释

安全标准在确定国际达成共识的要求、责任和义务时采用“必须”这一表述形式。许多要求并不针对某一特定方，但表明适当的一方或多方应当负责履行这些安全要求。建议则采用“应当”来表述，它表明这样一种国际共识，即为了遵守这些要求，有必要采取所建议的措施（或等效的可替代措施）。

将按照原子能机构《安全术语表》中所述对安全相关术语进行解释（<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>）。在其他情况下，则采用最新版《简明牛津词典》中赋予明确拼写和意义的词语。就安全导则而言，英文文本系权威性文本。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

安全标准丛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 1 节的引言中加以说明。

在主文本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；为支持主文本中的陈述而列入的资料；或叙述计算方法、实验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，该附录被视为标准一个不可分割的组成部分。附录中所列资料具有与主文本相同的地位，而且原子能机构承认其作者身份。主文本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信息或解释。附件不是主文本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；在标准中发表的列于其他作者名下的资料可以附件形式列出。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。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

目 录

| | |
|--------------------------------|----|
| 1. 引言 | 1 |
| 背景 (1.1-1.3) | 1 |
| 目标 (1.4-1.5) | 2 |
| 范围 (1.6-1.14) | 2 |
| 结构 (1.15-1.24) | 4 |
| 2. 安全目标、概念和原则 | 5 |
| 一般要求 (2.1) | 5 |
| 安全目标 (2.2-2.3) | 5 |
| 安全概念和原则 (2.4) | 7 |
| 纵深防御概念 (2.5-2.7) | 7 |
| 法律基础结构和监管基础结构 (2.8-2.10) | 9 |
| 安全管理 (2.11-2.14) | 10 |
| 安全检查 (2.15-2.16) | 11 |
| 安全的技术方面 (2.17-2.24) | 12 |
| 3. 监管性监督 | 16 |
| 一般要求 (3.1) | 16 |
| 法律基础结构 (3.2) | 17 |
| 监管机构 (3.3) | 17 |
| 许可证审批过程 (3.4-3.13) | 17 |
| 检查和执法 (3.14-3.16) | 20 |
| 4. 安全管理和检查 | 21 |
| 营运组织的责任 (4.1-4.4) | 21 |
| 质量保证 (4.5-4.13) | 22 |
| 安全检查 (4.14-4.16) | 24 |

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

| | |
|--------------------------------|----|
| 5. 厂址评价 | 26 |
| 初始评价和厂址选择 (5.1-5.4) | 26 |
| 厂址评价的一般准则 (5.5-5.17) | 27 |
| 极端和罕见的气象学事件 (5.18-5.20) | 29 |
| 洪水 (5.21-5.24) | 29 |
| 岩土工程危害 (5.25-5.29) | 30 |
| 极端的人为诱发危害 (5.30-5.32) | 31 |
| 对审议中地区特征的具体要求 (5.33-5.39)..... | 31 |
| 危害监测 (5.40)..... | 33 |
| 6. 设计 | 33 |
| 设计理念 (6.1-6.11) | 33 |
| 一般设计要求 (6.12-6.78) | 35 |
| 具体设计要求 (6.79-6.171) | 49 |
| 7. 运行 | 62 |
| 组织措施 (7.1-7.26) | 62 |
| 培训、再培训和资格认证 (7.27-7.28) | 67 |
| 运行限值和条件 (7.29-7.41) | 67 |
| 调试 (7.42-7.50) | 69 |
| 运行程序 (7.51-7.55) | 71 |
| 检查、定期检验和维护 (7.56-7.64) | 72 |
| 堆芯管理和燃料装卸 (7.65-7.70) | 74 |
| 防火安全 (7.71)..... | 75 |
| 应急规划 (7.72-7.78) | 75 |
| 实物保护 (7.79-7.80) | 77 |
| 记录和报告 (7.81-7.84) | 77 |
| 反应堆的利用和改造 (7.85-7.92) | 78 |
| 辐射防护 (7.93-7.107) | 80 |
| 安全评定和老化相关问题 (7.108-7.110)..... | 83 |
| 延期关闭 (7.111-7.112) | 84 |

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

| | |
|-----------------------------|-----|
| 8. 退役 (8.1-8.8) | 84 |
| 附录：选定的研究堆假想始发事件 | 87 |
| 参考文献 | 91 |
| 附件 I：选定的研究堆的安全功能 | 95 |
| 附件 II：需要特别注意的研究堆的运行问题 | 97 |
| 术语表 | 99 |
| 参与起草和审订的人员名单 | 109 |
| 安全标准核可机构 | 111 |

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

1. 引言

背景

1.1. 本安全要求出版物系根据国际原子能机构的研究堆安全计划编写，它是先前以原子能机构《安全丛书》形式出版的两个安全标准¹的修订本。本出版物替代并更新了这两个安全标准的内容。

1.2. 本安全要求出版物确定了关于研究堆安全所有重要领域的要求，并特别强调对设计和运行的要求²。根据最终用户（主要是拥有小型核电计划成员国的最终用户）提出的编制单一和独立出版物的要求，本出版物还载有关于监管性监督、管理、安全检查、质量保证和厂址评价的要求³。

1.3. 核研究堆的一些安全要求与核动力堆的安全要求相同或类似。鉴于动力堆与研究堆⁴以及不同类型研究堆之间存在重要差异，因此，应采用分级方案（见第 1.11 段至第 1.14 段）根据与反应堆有关的潜在危险来适用这些要求，从而确保研究堆的设计安全和运行安全。

¹ **国际原子能机构** 《核研究堆安全法规：设计》，《安全丛书》第 35-S1 号，国际原子能机构，维也纳（1992 年）；《核研究堆安全法规：运行》，《安全丛书》第 35-S2 号，国际原子能机构，维也纳（1992 年）。

² 研究堆安全重要领域包括为实现设计和建造或改造核研究堆的目的而开展的所有活动。这些活动包括维护、试验和检查、燃料装卸和放射性物质处理（包括放射性同位素生产）、实验装置的安装、测试和运行、中子束利用、利用研究堆系统的研究与发展工作及教育和培训以及其他相关活动。

³ 厂区系指包含经批准设施的地理区域，在此区域内，经批准设施的管理部門可以直接启动应急行动。厂址边界系指厂区的边界。选址（厂址评价）是为设施选择适宜厂址的过程，包括适当评定和确定有关的设计基准。

⁴ 研究堆系指主要用于为研究和其他目的而产生和利用中子通量和电离辐射的核反应堆。在本安全要求出版物范围内，研究堆这一术语也包括有关的试验装置（见脚注 5）和临界装置。

目标

1.4. 本安全要求出版物的主要目标是为研究堆安全奠定基础，并为研究堆寿期内所有阶段的安全评定提供依据。另一个目标是确定有关监管性控制、安全管理、厂址评价、设计、运行和退役等方面的要求。

1.5. 根据这些目标确定研究堆安全的技术要求和行政要求。本安全要求出版物旨在供从事研究堆厂址评价、设计、制造、建造、运行和退役的组织以及监管机构使用。

范围

1.6. 本安全要求出版物中确定的要求适用于包括临界装置设施在内的研究堆的厂址评价、设计、运行和退役，也应尽实际可能适用于现有的研究堆。次临界装置设施不受这些要求的约束。

1.7. 就本出版物而言，研究堆系指主要用于为研究和放射性同位素生产等其他目的而产生和利用辐射的核反应堆。该定义不包括用于发电、船用推进、海水淡化或区域供热的核反应堆。该术语涵盖反应堆堆芯、实验装置⁵以及与反应堆或位于反应堆厂址的反应堆相关实验装置有关的所有其他设施。如第 1.9 段所述，在一些情况下可能需要补充安全措施。

1.8. 本安全要求出版物中确定的要求构成那些对公众和环境造成有限危害可能性的研究堆的安全基础。

1.9. 功率水平超过几十兆瓦的研究堆、快堆以及利用高压和高温回路、冷中子源和热中子源等实验装置的反应堆可能需要适用动力堆标准和/或补充安全措施（例如用于检验有害物质的反应堆）。对于这些类型的设施，应当适用的标准及其适用范围以及可能需要采取的任何补充安全措施均需由营运组织提出建议，并须经监管机构核准。

⁵ 实验装置系指在反应堆内或反应堆周围安装的利用反应堆产生的中子通量和电离辐射进行研究、开发、同位素生产或任何其他目的的装置。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

1.10. 本出版物确定的所有要求均应予以适用，除非能够证明对于某一特定研究堆可以放弃某些要求。对于每种此类情况，均须在考虑反应堆和开展的活动所造成危害的性质和可能程度的情况下确定将要放弃的要求。第 1.14 段提出了在决定是否可以放弃本出版物所确定的某些要求时需要考虑的因素。

分级方案

1.11. 研究堆用于特定和其他各种目的，例如研究、培训、放射性同位素生产、中子放射治疗和材料检验。这些目的要求研究堆具有不同的设计特点和不同的运行方式。研究堆的设计和运行特征可能差别很大，因为实验装置的使用会影响反应堆的性能。此外，在研究堆使用方面的灵活性要求也需要采用不同的方案来实现和管理安全。

1.12. 与动力堆相比，大多数研究堆对公众造成危害的可能性很小，但它们对运行人员造成危害的可能性会比较大。

1.13. 低功率研究堆安全分析的范围、程度和详尽性可能明显低于对高功率研究堆的要求，因为某些事故假想方案可能不适用，或可能只需要进行有限的分析。例如，冷却剂丧失事故的处理可能因反应堆功率和设计的不同而差别很大。第 6.72 段至第 6.78 段确定了关于在安全分析中需要考虑的范围、因素和程序的要求。

1.14. 在适用分级方案过程中决定是否可以放弃本出版物中确定的某些要求时应当考虑的因素包括：

- (a) 反应堆功率；
- (b) 源项；
- (c) 易裂变和可裂变材料的数量和富集度；
- (d) 乏燃料元件、高压系统、加热系统以及可能影响反应堆安全的易燃物的贮存；
- (e) 燃料元件的类型；
- (f) 慢化剂、反射层和冷却剂的类型和质量；

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (g) 可以引入的反应性量及其引入速率，反应性控制，以及固有安全特性和附加安全特性；
- (h) 安全壳结构或其他封隔手段的质量；
- (i) 反应堆的利用（实验装置、试验和反应堆物理实验）；
- (j) 选址；
- (k) 与人群的接近程度。

结构

1.15. 本安全要求出版物涵盖研究堆设施寿期内的所有重要阶段，从厂址评价到设计和建造、调试、运行（包括利用和改造⁶）以及退役。本出版物包括 8 个部分，1 个附录和 2 个附件。

1.16. 第 2 部分介绍核装置安全的一般安全目标、概念和原则，重点是研究堆的辐射安全和核安全问题。本部分引用了参考文献[1]。

1.17. 第 3 部分论述尽可能对研究堆有关的监管性控制的一般要求，包括在研究堆许可证审批过程中采取的相应步骤。本部分引用了其他“安全要求”出版物和“安全导则”[2—7]。

1.18. 第 4 部分论述安全管理包括质量保证和安全检查等主题的要求。本部分涵盖核装置的一般安全问题，并以原子能机构安全标准和安全相关出版物[1, 7—10]为基础。

1.19. 第 5 部分确定了反应堆厂址评价和选择的要求，并论述对新厂址和现有反应堆厂址的评价。本部分以“安全要求”出版物《核装置的厂址评价》[11]为基础。

⁶ 改造系指为使反应堆能够继续运行而对现有反应堆布置实施的可能具有安全影响的慎重变更或补充。改造可能涉及安全系统、安全相关物项或系统、程序、文件或运行工况。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

1.20. 第 6 部分确定了所有类型研究堆安全设计的要求，并虑及了第 1.9 段中所述考虑事项⁷。

1.21. 第 7 部分确定了研究堆安全运行的要求，包括调试、维护、利用和改造。鉴于研究堆运行的工况以及营运组织和监管机构的兴趣，对本部分中的要求作了更为详尽的论述。本部分以参考文献[12—19]和以下被替代的出版物为基础：《核研究堆安全法规：运行》，《安全丛书》第 35-S2 号，国际原子能机构，维也纳（1992 年）。

1.22. 第 8 部分基于参考文献[16]确定了研究堆安全退役的要求。

1.23. 附录列出了在研究堆安全分析中需要考虑的选定假想始发事件。

1.24. 最后，附件列出了研究堆设计中通常包括的安全系统和其他安全相关物项的安全功能以及需要特别注意的运行问题的实例。

2. 安全目标、概念和原则

一般要求

2.1. “安全基本法则”出版物《核装置安全》[1]和《辐射防护和辐射源安全》[20]提出了目标、概念和原则，据此确定了将与核装置有关的风险减少到最低程度的要求。

安全目标

2.2. 有 3 项安全目标：第一项安全目标是一般性的。另两项安全目标是补充性的，涉及辐射防护和安全的技術方面。以下段落直接复载自参考文献[1]：

⁷ 该部分以被替代的以下安全标准为基础：《核研究堆安全法规：设计》，《安全丛书》第 35-S1 号，国际原子能机构，维也纳（1992 年）。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

“203. **总的核安全目标：**通过在核装置中建立并保持对放射性危害的有效防御，使个人、社会和环境免受伤害。

“204. 这条总的核安全目标得到了处理辐射防护和技术问题的两条补充性安全目标的支持。它们是互相依赖的：这些技术方面的措施与行政和规程方面的措施一道，共同确保防御起因于电离辐射的危害。

“205. **辐射防护目标：**要确保装置内的或由有计划地从该装置释放出的任何放射性物质引起的射线照射，在一切运行状态下均低于规定限值和保持在合理可行尽量低的水平，并要确保任何事故的放射学后果能得到缓解。

“206. **技术安全目标：**要采取一切合理可行的措施防止在核装置中发生事故及一旦发生事故时缓解其后果；对于在设计该装置时考虑过的一切可能事故，包括概率非常低的事故而言，要以高可信度确保任何放射学后果都是小的和低于规定限值的；并要确保有严重放射学后果的事故的可能性极低。

“207. 安全目标要求将核装置设计和运行得使一切射线照射源处于严格的技术和行政控制之下。但是，这一辐射防护目标不排除人受到有限的照射，也不排除法规许可数量的放射性物质从处于运行状态的装置向环境的释放。不过，此种照射和排放必须受严格控制，并必须符合运行限值和辐射防护标准。”

2.3. 虽然应当采取措施以便将所有运行状态下的辐射照射限制在合理可行尽量低的水平，并将可能导致对辐射源失去正常控制的事故的可能性减至最低程度，但仍会存在可能发生事故的的概率，尽管这种概率非常低。因此，应当采取措施以确保可能发生的任何事故的放射学后果能够得到缓解。这类措施包括：专设安全设施；由营运组织制订的现场程序；以及适当的主管部门还可能制定的厂外干预措施，其目的是在一旦发生事故时减轻辐射照射。

安全概念和原则

2.4. 为实现参考文献[1]第 203 段至第 205 段所述目标而遵循的安全基本原则以参考文献[1、20、21]中提出的纵深防御概念和安全原则为基础。安全原则包含 3 个领域：纵深防御、管理问题和技术问题。它们设想了实施纵深防御概念，建立法律和监管基础结构，采取安全管理和安全检查措施，以及在装置的设计和寿期中适用技术原则（安全的技术方面）。随后是概述这些构成确保核装置安全要求之基础的安全概念和原则，并介绍本出版物中确定研究堆安全要求的各个部分。

纵深防御概念⁸

2.5. 适用于无论与组织、行为还是与设计有关的所有安全活动的纵深防御概念能够确保这些活动受到多重规定的约束，因此一旦发生故障，将能借助相应的措施予以探查、补偿或纠正。参考文献[21、23]对这一概念作了进一步的详细阐述。在设计和运行中自始至终适用纵深防御概念能够为各种瞬态、预计运行事件和事故，包括由装置内设备故障或人的行为引起的事故，以及起源于装置外的事件提供分级保护。

2.6. 在研究堆设计中适用纵深防御概念能够提供多级防御（固有特性、设备和程序），其目的是防止事故，并确保一旦防范失效仍有适当的保护。但是，纵深防御的适用必须考虑第 1 部分提及的分级方案以及许多低功率研究堆不适合采取第五级防御乃至第四级防御这一事实。

(1) 第一级防御的目的是防止偏离正常运行和防止系统故障。这导致要求必须按照适当的质量水平和工程实践，例如适用冗余性、独立性和多样性，妥善而适当地设计、建造、维护和运行核装置。为了满足这项目标，应认真注意选择适当的设计程序和材料，并要认真注意控制部件的制造以及控制核装置的建造、运行和维护。

⁸ 该概念适合于参考文献[22]中所述的研究堆。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (2) 第二级防御的目的是控制（通过探查和干预）对运行状态的偏离，以防止预计运行事件升级为事故工况。此目的出于对以下可能性的认识，即尽管注意防止假想始发事件，但在反应堆寿期内的某个时候仍然可能发生一些假想始发事件。这一级防御需要提供安全分析中确定的特定系统，并确定运行程序，以便防止或尽量减小此类假想始发事件所造成的损害。
- (3) 就第三级防御而言，设想上一级防御或许未能阻止某些预计运行事件或假想始发事件的升级，并由此可能酿成更严重的事件，尽管这是非常不可能的。在研究堆的设计基准中应预先考虑这些不大可能的事件，并提供固有安全特性、故障时仍能安全运行的设计、附加设备和程序，以便控制事件的后果，并在此类事件之后实现稳定和可接受的核装置工况。这导致要求必须提供专设安全设施，这些设施能够首先把研究堆转变为可控状态，然后转变为安全停堆状态，并对放射性物质至少保持一道封隔屏障。
- (4) 第四级防御的目的是处理可能超过设计基准的超设计基准事故，并确保放射性释放量保持在尽可能实际低的水平。这一级防御的最重要目的是保护封隔功能。通过可阻止事故发展的补充措施和程序，以及缓解选定超设计基准事故⁹的后果，加之采取应急程序和干预措施即可实现这一目标。利用最佳估计方法可以验证借助封隔所提供的保护。
- (5) 第五级也是最后一级防御的目的是缓解事故工况下可能产生的放射性物质潜在释放的放射学后果。这要求具备一个装备齐全的应急控制中心，并制订厂内和厂外应急响应计划。

2.7. 纵深防御概念主要通过安全分析和利用基于研究和运行经验的完善工程实践加以适用。在设计中应当进行这种分析，以确保安全目标能够得到满足。它包括系统地严格审查核装置的结构、系统和部件可能发生故障

⁹ 本安全要求出版物不采用参考文献[22]中所定义的“严重事故”和“事故管理”的术语。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

的方式，并确定这类故障的后果。因此，安全分析应审查以下内容：(1) 核装置一切有计划的正常运行方式；以及核装置在 (2) 预计运行事件、(3) 设计基准事故工况和 (4) 可能导致超设计基准事故的事件序列中的性能。第 6.72 段至第 6.78 段提出了关于设计中安全分析的要求。这些分析应由营运组织和监管机构独立进行评定（第 2.8 段至第 2.10 段）。

法律基础结构和监管基础结构

2.8. 对于在建、正在运行或将要建造（或将要进行重大改造）的核装置，需要建立法律基础结构。该法律基础结构应规定对核活动的监管和对安全责任的明确分工。政府负责通过对营运组织赋予主要安全责任的立法，并建立负责许可证审批制度（见术语表）、核活动监管控制和执行规章的监管机构。现将《核装置安全》（参考文献[1]）第 3 部分（原则 1 至原则 3）中确定的这些原则复载如下：

- “(1) 政府必须建立有关核装置监管的立法和法律框架。监管机构和营运组织之间必须有明确的责任分工。
- (2) 必须对营运组织赋予主要安全责任。
- (3) 监管机构必须有效地独立于负责促进或利用核能的组织或机构。它必须具有实施许可证审批、检查和执法的责任，并且必须拥有履行其所承担责任所需的充分权力、权限和资源。任何其他责任均不得影响其安全责任或与该责任相冲突。”

2.9. 参考文献[2]提出了关于实施这些原则的一般要求。该安全要求出版物确定了为建立监管机构和确定其他行动而建立法律基础结构的要求，以实现对设施和活动的有效监管控制。这些设施和活动包括核电厂和研究堆（见脚注 4）等其他核反应堆。因此，这些要求也适用于有关选址、设计、建造、调试、运行、利用、改造和退役期间研究堆安全的总体法律和政府基础结构。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

2.10. 主要通过颁发政府许可证来维护对安全的监管控制，而政府许可证通常分阶段地批准开展研究堆项目并对许可证持有者¹⁰（见术语表）规定一些条件。因此，监管机构的首要任务是根据其对营运组织建议书的审查和评定，在许可证审批过程框架内决定是否批准该许可证申请。营运组织证明其已实现研究堆充分安全的方法之一通常是将有关资料纳入安全分析报告。安全分析报告所载资料也构成关于核设施许可证审批的监管决定以及对照要求进行批准和检查的主要依据。依其具体的法律和监管制度而定，成员国安全分析报告的内容可能有所不同。第 3 部分规定了在编写、提交和评定安全分析报告所载资料时应当满足的要求。这些要求确认，安全分析报告所载资料的深度应当与审议中核装置有关的潜在危害以及许可证审批过程的特定阶段相适应。参考文献[7]就如何满足这些要求提供了导则。

安全管理

2.11. 安全管理包含有关一般管理包括人员管理的所有原则，这些原则构成确保在包括退役在内的装置的整个寿期内维护可接受安全水平所需措施的基础。安全管理的起点是所有相关组织的高级管理者。“安全管理原则普遍适用于所有组织。因此，在有关情况下，所论述的有关营运组织的实践也适用于承担安全责任的其他组织”（参考文献[1]，第 402 段）。现将参考文献[1]第 4 部分（原则 4 至原则 8）中确定的安全管理原则复载如下：

- “(4) 从事安全重要活动的组织必须制定对安全事项赋予最高度优先地位的政策，并且必须确保这些政策在具有明确的责任划分和明确的通讯渠道的管理结构范围内加以实施。
- (5) 从事安全重要活动的组织必须制定和实施适当的质量保证大纲 [见脚注 14]，质量保证大纲贯穿于装置的整个寿期，从选址和设计直至退役。

¹⁰ 许可证持有者系指监管机构颁发的批准从事与研究堆设施有关规定活动的当前许可证的持有者。申请者在收到监管机构颁发的许可证后即成为许可证持有者。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (6) 从事安全重要活动的组织必须确保有足够数量的受过适当培训和具有充分授权的工作人员按照经核准和有效的程序工作。
- (7) 在装置寿期的所有阶段都必须考虑人力绩效的能力和局限性。
- (8) 所有相关组织都必须制订并适当实施事故工况下的应急计划。在装置开始运行之前，必须落实实施应急计划的能力。”

2.12. 如果营运组织发展了达到高水平的安全文化，那么装置的安全管理将是有效的。安全文化将影响从事核技术相关活动的个人和组织的行为和相互关系。参考文献[8]论述了安全文化概念，该文献确定了三个级别的状况：(a) 政策一级；(b) 管理者一级；和 (c) 个人一级。第 2.11 段所述其他原则涉及营运组织确保安全的其他责任。第 4 部分和第 7 部分确定了关于组织和责任、人员培训、人为因素和研究堆应急准备的一般要求和特定要求。

2.13. 原子能机构法规和“安全导则”《核电厂和其他核装置安全的质量保证》[9]（见脚注 14）规定了实现质量保证大纲原则的一般要求。第 4 部分援引了其中一些要求，同时本安全要求出版物还载有核研究堆质量保证的具体要求。

2.14. 防止事故是反应堆设计者和营运组织的首要优先考虑事项。然而，即使事故发生的概率非常低，但仍然可能发生。因此，营运组织需要就应对事故的有效程序以及应急计划制订和准备作出安排。需要经常演练实施应急计划的能力，使之达到确保营运组织随时做好准备所需的水平。第 7 部分提出了制定应急计划的要求。

安全检查

2.15. 参考文献[1]论述了安全检查的原则（原则 24 和原则 25），现复载如下：

“(24) 营运组织必须通过分析、监视、检验和检查来核实装置的实际状况及其运行仍然符合运行限值和条件、安全要求和安全分析。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

(25) 在装置的整个运行寿期内，必须按照监管要求对装置进行系统的安全再评定，并须考虑从所有相关来源获得的运行经验和新的重要安全信息。”

2.16. 系统的定期评定活动除其他外，特别包括定期审查，例如自评定审查和同行评审¹¹，以确定装置的安全分析报告和其他选定文件（例如有关运行限值和条件、维护和培训的文件）仍然有效；或在必要时予以改进。在这类审查中，需要考虑改造、程序修改、部件老化、从运行经验所得反馈的利用以及技术发展的累积效应，并需要核实所选定的结构、系统和部件以及软件符合设计要求。第 4 部分（一般目的和范围）和第 7 部分（运行问题）就这些主题确定了对核研究堆的具体要求。

安全的技术方面

2.17. 存在一些对于核装置安全技术的成功适用至关重要的基本技术原则。参考文献[1]第 5 部分（原则 9 至原则 23）确定了这些原则，它们涉及：厂址的评价和选择（原则 9）、设计和建造（原则 10 至原则 15）、调试（原则 16）、运行和维护（原则 17 至原则 21）以及核装置的放射性废物管理和核装置退役（原则 22 至原则 23）。以下段落概述这些原则。

2.18. 下段复载自参考文献[1]第 5 部分：

“(9) 厂址选择必须考虑可能影响装置安全或受装置影响的有关特点，以及实施应急计划的可行性。必须评价装置预期寿命的所有方面，并在必要时进行再评价，以确保与厂址有关因素的安全性继续得到接受。”

¹¹ 同行评审是由在评价领域具有技术能力和经验的独立专家小组进行的评审。将根据小组成员的综合专门知识作出评判。评审小组的目的、范围和规模与将要进行的评审相适应。评审即不是检查，也不是对照具体标准进行审核。相反，它包括对具有国际公认良好实践的组织所实施的实践进行全面比较，以及交流专家的评判意见。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

必须评价潜在厂址中可能对装置安全产生不利影响的人为因素和自然因素。还必须评价装置对周围居民和环境，例如由于土地和水的利用而可能产生的影响。研究堆厂址选择的依据将随着包括反应堆设计及其预期用途在内的诸多因素而不同。某些低功率研究堆可能具有最小的选址限制因素。为实现高功率水平和为用于广泛的实验性试验而设计的研究堆将需要实施更严格的选址和设计要求，参考文献[11]对这些要求作出了规定。本出版物第 5 部分确定了实施上述原则的一般要求和具体要求。

2.19. 现将参考文献[1]第 5 部分中确定的关于核装置设计和建造的原则复载如下：

- “(10) 设计必须确保核装置适合进行可靠、稳定和便于管理的运行。首要目的必须是防止事故。
- (11) 设计必须包括适当地适用纵深防御原则，以便建立若干级防护和多重屏障，以防止放射性物质的释放，并确保可能导致重大放射学后果的故障或故障组合的概率非常低。
- (12) 设计中采用的技术必须是经验证的或通过经验或检验或者经由这两种途径证明是合格的。
- (13) 在设计的所有阶段以及在运行要求的相关发展中必须包括对人-机接口和人的因素的系统考虑。
- (14) 必须通过设计将对现场人员的辐射照射和放射性物质的环境释放保持在合理可行尽量低的水平。
- (15) 在营运组织完成向监管机构提交设计之前，必须开展全面安全评定和独立核实，以确认装置的设计将能满足安全目标和要求。”

2.20. 遵照第 2.2 段所述安全目标，核装置的设计和建造必须确保：(a) 尽可能限制所有运行工况下的辐射照射、放射性释放和放射性废物的产生；(b) 防止可能对现场人员、公众和环境造成影响事故；和 (c) 一旦发生事故，限制和缓解事故的后果。因此，设计必须采用或适用：

- (a) 具有高度可靠性的部件、系统和结构；
- (b) 在设计中特别考虑尽量减少对人员的照射；

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (c) 根据安全重要物项即包括软件在内的结构、系统和部件的安全重要性，对其进行适当分类；
- (d) 单一故障准则，以确保任何单一故障或单一维护行动或任何其他单个人的行为均不会导致安全功能丧失；
- (e) 借助设备的独立性、实物分离和多样性最大限度地减少共因故障可能性的设施；
- (f) 经验证的或通过经验或检验或者经由这两种途径证明合格，并且符合具有适当安全裕度的审慎规章或准则的技术；
- (g) 适当的固有安全设施和专设安全设施；
- (h) 在实际可能的情况下，故障时仍能安全运行的设计概念。

以上一些项目例如 (e) 项、(f) 项、(g) 项和 (h) 项可不适用于实验装置。设计还必须考虑运行人员和维护人员的实绩能力。对人为因素的注意将确保装置能接受人为误差。尽量减少人为误差的适当要素是：对相关专设系统系统地适用人机工程学原则；提供自动控制、保护和报警系统；消除危害安全的人的行为；明确地显示数据；以及可靠的通讯（亦见第 2.23 段）。

2.21. 必须只有在完成以下工作之后才能开始装置的建造：营运组织通过核实已确信设计中的主要安全问题均已得到解决；监管机构通过审查和评定已经证明所提交的安全分析是充分的，并且所建议的有关在整个建造过程中实施设计的安排、程序和质量保证大纲是适当的。在这方面，确保建造符合设计和质量保证大纲的责任在于营运组织。研究堆设计和建造技术方面的一般要求和具体要求载于第 6 部分。

2.22. 营运组织必须建立负责核装置运行的充分和适当的组织，该组织必须实施适当和充分的调试程序。调试的目的是验证装置的设计规范已经得到满足，并且已建成的装置可以满意地运行。以下复载自参考文献[1]第 5 部分：

“(16) 在根据适当的安全分析和调试大纲开始正常运行之前，必须要求监管机构进行专门批准。调试大纲必须提供证据，表明已建成的

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

设施符合设计和安全要求。必须在未来运行人员的参与下，在切实可行的范围内将验证运行程序作为调试大纲的一部分。”

第 7 部分确定了研究堆调试的要求。

2.23. 现将参考文献[1]第 5 部分中确定的核装置运行和维护的原则复载如下：

- “(17) 必须明确定义从安全分析、试验和后续运行经验中推导出的一整套运行限值和条件，以确定运行的安全边界。如对装置进行改造，则必须根据需要修订安全分析、运行限值和程序。
- (18) 必须由足够数量的受过充分培训和具有充分授权的工作人员按照经核准的程序实施运行、检查、试验和维护以及支助功能。
- (19) 在装置的整个寿期内，必须提供在所有安全重要学科具有能力的工程和技术支助。
- (20) 营运组织必须制订有文件证明并经核准的程序，以此作为营运者应对预计运行事件和事故的依据。
- (21) 营运组织必须向监管机构报告安全重要事件。营运组织和监管机构必须制订有关分析运行经验的补充计划，以确保经验教训能够得到汲取和贯彻落实。这种经验必须与相关的国家和国际机构共享。”

必须按照从安全分析推导出的一整套可确定运行安全边界的运行限值和条件来控制装置的运行。必须对装置的运行提供有能力的技术支助。必须由受过充分培训和具有充分授权的工作人员按照有关正常运行和预计运行事件的书面和有效的运行程序实施运行。必须制订质量保证大纲（见脚注 14）。必须落实事故工况下的管理程序。必须按照经核准的计划对装置进行定期检查、检验和维护，这方面工作应遵照程序进行，以确保结构、系统和部件继续可以使用和按计划运行，并且仍然保有满足设计目的和安全分析要求的能力。必须落实有关装置安全利用和改造的计划。必须进行定期审查，

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

并考虑当前的运行问题，例如与老化、运行经验和当前可适用的安全标准有关的问题，以确保安全分析报告、运行限值和条件以及运行程序仍然正确。必须尽合理可能尽量减少并控制对现场工作人员的辐射照射和放射性物质的释放。营运组织必须制订有关收集和分析运行经验的计划。必须向所有相关机构分发安全重要信息。第 7 部分确定了核研究堆运行和维护的一般要求和具体要求。

2.24. 现将参考文献[1]第 5 部分中确定的放射性废物管理和核装置退役的原则复载如下：

- “(22) 必须通过适当的设计措施和运行实践将放射性废物的产生（活度和体积）保持在实际可能的最低水平。必须以与安全最终处置的要求相一致的方式严格控制废物的处理和中间贮存。
- (23) 装置的设计和退役计划必须考虑需要将退役期间的照射限制在合理可行尽量低的水平。在启动退役活动之前，必须由监管机构核准退役计划。”

在原子能机构的若干安全标准中确定了关于废物管理和核装置退役的一般要求和导则。参考文献[17]论述了放射性废物管理的原则、概念和目的。参考文献[14]确定了放射性物质排放和放射性废物处置包括退役的要求。参考文献[13 和 16]提供了支持性导则。关于放射性废物管理以及处理研究堆退役的具体要求载于第 7 部分和第 8 部分。

3. 监管性监督

一般要求

3.1. 本部分规定了与研究堆安全之法律和政府基础结构的一般性问题有关的要求。参考文献[2]规定了适用于核设施监管性监督的要求。在相关的“安全导则”[3—6]中提供了如何满足这些要求的导则。

法律基础结构

3.2. 政府必须确保可以获得用于评定研究堆安全的适当法律基础结构和监管依据。政府负责通过必要的法律，根据该法律将安全的主要责任赋予营运组织。“监管体制应以与将要控制的潜在危害的程度和性质相适合的方式构建并获得相应的资源”（参考文献[2]，第 2.1 段）。该法律必须规定设立和维护一个“必须有效地独立于承担促进核技术职责或负责设施或活动的组织或机构之外”的监管机构（参考文献[2]，第 2.2(2)段）。

监管机构

3.3. 为了有效起见，必须为监管机构提供确保其能够履行职责和行使职能所需的合法权力和法定授权。这种权力通常包括审查和评定营运组织在许可证审批过程期间提交的安全相关资料并实施相关条例（例如通过颁发、修订或撤回许可证或许可证条件），包括进行遵章检查和审核、采取执法行动以及酌情向其他主管部门或公众提供信息。

许可证审批过程

一般要求

3.4. 成员国的许可证审批过程可能有所不同，但在所有情况下，核研究堆许可证审批过程的主要阶段均须包括以下方面的监管：

- (a) 场址评价；
- (b) 设计和建造；
- (c) 调试；
- (d) 运行，包括利用和改造¹²；
- (e) 退役。

¹² 尽管研究堆的利用和改造是通常纳入运行范畴的活动，但也可将其视为许可证审批过程中的独立阶段，因为其安全影响导致大量审查和评定活动，这些活动在反应堆寿期内将重复实施多次（见第 7.87 段至第 7.94 段）。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

3.5. 许可证审批过程是不断进行的，从场址评价阶段开始并持续到包括研究堆的退役。虽然成员国的许可证审批步骤和程序有所不同，但第一个正式的许可证审批行动将是批准安全概念和设计以及颁发经评价场址的建造许可证。在一些情况下，对某一项目只颁发一个许可证，但对该许可证附加一些条件，以便有效控制后续阶段（见参考文献[6]的附录）。尽管国家实践之间有着这些不同，但营运组织必须向监管机构提交安全分析报告形式的详细安全论证，其中包括充分的安全分析。监管机构必须对安全分析报告进行审查和评定，然后才能批准项目进展到下一阶段。监管机构和营运组织在装置的整个监管性监督过程中必须保持密切的联系。

安全分析报告

3.6. 安全分析报告必须由营运组织编写，以证明场址和设计的合理性，并须构成研究堆安全运行的基础。安全分析报告是联系营运组织和监管机构的重要环节，因为该报告是反应堆许可证审批的主要文件。在反应堆运行寿期内，必须在取得的经验和知识的基础上并根据监管要求对该报告进行更新。参考文献[7]提供了编写和评定安全分析报告的更详细导则。

3.7. 安全分析报告必须就反应堆场址、反应堆、实验装置以及具有安全意义的所有其他设施和活动作出详细说明。该报告必须就保护反应堆、运行人员¹³、其他现场工作人员、公众和环境的设计所适用的一般安全原则和标准提供详细说明。该报告必须分析与反应堆运行有关的潜在危险。安全分析报告必须包括事故序列的安全分析，并须说明纳入设计的安全特性，以便通过设计程序和运行程序避免事故或将事故发生的可能性降至最低程度或减轻事故的后果。

3.8. 安全分析报告必须构成确定反应堆运行限值和条件的基础。它还必须提供关于营运组织如何打算组织和从事运行以及关于反应堆寿期各个阶段的质量保证大纲（见脚注 14）的详细资料，包括设计和建造。报告还必须提供研究堆应急计划的细节。

¹³ 运行人员包括反应堆管理者、值班长、操纵员、维护人员和辐射防护人员。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

3.9. 除第 3.7 段和第 3.8 段中讨论的事项外，安全分析报告还必须包括国家法律规定的和监管机构规定的补充资料。参考文献[7]中提出了一份典型安全分析报告中需要包括的资料的导则。必须根据反应堆的类型、特征（其设计、功率和用途）和场址来确定安全分析报告中需要提供的资料的详细程度。对于功率水平较高的反应堆而言，事故假想方案通常需要场址以及安全特性方面的更详尽资料，以防止放射性物质向环境的任何大量释放。对于一些反应堆（如临界装置或低功率堆）而言，安全分析方面的要求可以不要如此广泛（亦见第 1.13 段）。但是，由于安全分析报告可能是所编写的有关设施安全的唯一全面的文件，因此，应当在其中考虑第 3.6 段至第 3.8 段中提及的每一主题。

3.10. 安全分析报告必须以参考文献的形式引用对于彻底审查和评定过程可能需要的技术文献。这种参考资料必须随时提供给监管机构，并且不得将这些资料确定为任何保密资料或施加任何限制，以免将妨碍进行充分的审查和评定。

监管机构的审查和评定

3.11. 监管部门必须对营运组织为支持其许可证申请所提交的资料（通常以安全分析报告的形式）实施审查和评定，以确定拟议的设施是否能够在不会对现场人员、公众和环境造成不适当的放射性危险的情况下进行选址、建造、调试、运行、利用、改造和退役。必须根据与研究堆相关的潜在危害程度进行审查和评定（亦见第 1.11 段至第 1.14 段）。在这一总体目标的范围内，审查和评定必须具有以下具体目的：

- (a) 确定场址是否适合拟议的研究堆设施的类型、功率和使用情况。
- (b) 确定在进行建造之前拟议设施（系统或改造）的设计是否符合监管机构的要求，并提出监管机构可能认为必要的任何其他要求或条件。
- (c) 确定申请者是否具有满足监管要求的能力、可靠性、资源、组织结构和称职人员，特别是，需要许可证以便在研究堆设施工作的人员是否已经过适当且充分的培训以及是否已获得证书。
- (d) 确定建造是否一贯符合监管机构的要求。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (e) 确定调试大纲是否充分以及其结果是否符合设计意图。
- (f) 确定运行限值和条件包括违反安全限值或限制条件时所需采取的行动是否合理并符合监管要求，以及充分的运行安全水平是否能够得到保证。
- (g) 确定设施的运行、利用和改造程序是否满足监管机构的要求。
- (h) 确定拟议的退役过程是否满足监管机构的要求。
- (i) 确保所有设计和运行活动均以有利于最终退役的方式进行。
- (j) 确保有关退役的财政手段得到落实。
- (k) 确定定期简要报告和事件报告是否与监管要求一致。
- (l) 确定系统安全再评定是否充分全面，以及是否考虑了运行经验和新的安全相关资料。

3.12. 必须尽早商定提交供审查和评定文件的时间表，该时间表应对许可证审批过程各适当阶段作出安排。

验收标准

3.13. 各国必须根据其特定的法律和监管基础结构制订其本国的验收标准方案。在适当的安全设计和运行原则基础上选定的验收标准必须提供给营运组织。

检查和执法

3.14. 参考文献[2]第 5.12 段和第 5.13 段确定了对检查和执法的一般要求。

3.15. 监管机构必须制订一个有计划和系统性的检查计划。该计划的范围和检查的频度必须与研究堆所构成的潜在危害相当。

3.16. 如果有迹象表明安全水平恶化或在严重违规的情况下，按监管机构判定这些情况可能对工作人员、公众或环境构成立即的放射性危害，那么监管机构则必须要求营运组织限制其特定活动并采取任何恢复充分的安全

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

水平所需的进一步行动。在连续、持久或极严重的违规情况下，监管机构必须指示营运组织限制其活动并可能中止或撤销批准书。

4. 安全管理和检查

营运组织的责任

一般要求

4.1. 营运组织必须对研究堆从场址评价项目伊始、设计和建造直至调试、运行、利用、改造和退役的整个寿期的安全承担主要责任。为了确保各级工作人员在实现和维护安全方面的严格性和充分性，营运组织必须：

- (a) 制订和实施安全政策，并确保将安全事项放在最优先地位；
- (b) 明确确定职责和问责制以及相应的权限范围与通讯渠道；
- (c) 确保在所有层次上都拥有充分受过适当教育和培训的工作人员；
- (d) 制订和严格遵守针对所有可能影响安全的活动所建立的可靠程序，确保管理者和值班长促进并支持良好的安全实践，同时纠正不良的安全实践；
- (e) 定期审查、监督和审核一切安全相关事项，必要时实施适当的纠正行动；
- (f) 以安全政策和安全目标的宣示为基础，对安全文化作出承诺，精心准备和广为宣传这种文化并使之成为所有工作人员所了解。

第 2.11 段至第 2.23 段以及第 4 部分提出了营运组织为确保上述各阶段的安全所履行的职能和责任。第 5 部分（见第 5.2 段和第 5.40 段）、第 6 部分（见第 6.4 段）和第 7 部分确定了具体要求。第 8 部分确定了对退役准备的要求（见第 8.7 段）。

监管机构和营运组织之间的相互作用

4.2. 营运组织必须向监管机构证明其对反应堆寿期内各阶段的安全将履行的职责。每当营运组织着手对某一阶段做出变更时，它都必须提交详细论证，以供监管机构审查和评定，其中必须包括充分的安全分析，在此之后监管机构才能批准项目进展到下一阶段。

4.3. 营运组织必须及时向监管机构提交所要求的任何资料。营运组织必须负责与供应商作出安排，以确保得到监管机构所要求的任何资料。营运组织还必须负责向监管机构通报研究堆方面的任何新资料以及对先前提交的资料作出的任何变更。

4.4. 营运组织为支持许可证申请而向监管机构提交的文件的格式和内容必须以第 3.6 段至第 3.10 段中确定的要求为基础。监管机构可根据特定成员国的监管实践要求提供补充资料。

质量保证¹⁴

4.5. 研究堆及其相关实验的质量保证大纲的建立、管理、实绩和评价对确保安全至关重要。营运组织必须制订并实施针对研究堆场址评价、设计、建造、调试、运行、利用、改造和退役各阶段的基于实绩的质量保证要求。特别是，适当的质量保证要求必须涵盖包括退役在内的与安全有关的所有业务活动如附件 II 中提及的那些活动。

4.6. 营运组织必须在与完成各阶段相关活动的时间表相符的时间内制订研究堆寿期各阶段的质量保证大纲。特别是，质量保证大纲必须涵盖场址调查方面的活动，这些活动通常早在制订项目之前就已着手进行。

¹⁴ 原子能机构目前正在修订作为《安全丛书》第 50-C/SG-Q 号（1996 年）印发的质量保证领域的安全标准。经修订的“安全要求”出版物将涵盖核设施和涉及利用电离辐射活动方面的防护和安全管理系统。在修订草案中已采用“管理系统”这一术语替代“质量保证”和“质量保证大纲”这两个术语。这一扩展包含诸如研究堆等核设施管理的各个方面，并将安全、健康、环境和质量保证的相关要求纳入一个综合连贯的系统。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

4.7. 参考文献[9]确定了对质量保证大纲的要求并提供了目标、原则和导则。通过基于每一物项、服务或过程的安全重要性之分级方案编写研究堆质量保证大纲时必须考虑参考文献[9]中提出的目标、原则和导则。必须采用该分级方案，以反映对研究堆适用具体质量保证要求方面预定和已接受的差异。特定研究堆或实验所要求的详细质量保证大纲的范围须取决于研究堆和实验所致危害的可能性（见第 1.11 段和第 1.14 段），并须满足监管机构的要求。参考文献[10]提供了关于质量保证大纲的分级导则。

4.8. 质量保证大纲必须在营运组织的适当管理级别上进行审查和批准，并须提交给监管机构。该大纲的各项规定必须基于以下 3 项职能原则：

- (a) 管理者提供规划、指导、资源和支助，以期实现目标；
- (b) 工作人员从事有关工作以达到质量要求；
- (c) 由营运组织的工作人员或外部机构进行独立评定，以评价管理过程的有效性和工作实绩。

管理

4.9. 管理必须提供和证明对有效实施所有工作领域方面的质量保证大纲的支助。质量保证大纲的管理方面必须包括：

- (a) 关于营运组织质量保证政策的宣示；
- (b) 组织结构；
- (c) 职责；
- (d) 培训、资质和认证要求；
- (e) 有关负责管理、执行和评价工作充分性之工作人员的权限和接口。

执行

4.10. 在研究堆寿期的所有阶段，必须根据既定规章、标准、技术规范、程序和行政控制规划并开展工作。必须详细说明安全重要物项和服务并加以控制，以确保正确使用、维护和配置。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

4.11. 必须确保采购的物项和服务满足既定要求并按规定执行。必须根据规定的标准评价并选择供应商。在采购文件中必须对报告偏离采购技术规范的要求作出规定。在使用采购物项或提供采购服务之前，必须提供这种物项和服务满足采购技术要求的证据，以供检查。

评定

4.12. 各级管理部门必须定期对所负责的过程进行评定，以确定其在实现核安全目标方面的有效性。必须查明过程方面的薄弱环节并予以纠正。

4.13. 必须代表管理部门进行独立评定，以衡量管理过程的有效性和所开展工作的充分性、监督物项和服务的质量以及督促作出改进。从事独立评定的人员不得包括任何直接参与被评定工作的人员。

安全检查

安全评定

4.14. 营运组织必须进行全面的的安全评定，以确认设计满足设计过程开始时提出的安全要求。这种评定的依据必须是源自安全分析的数据（见第 2.7 段）以及从研究和以前的运行经验等其他来源所获得的资料。安全评定必须成为设计过程的一部分，并在设计活动和确认性分析活动之间进行迭代，同时随着设计的进展不断增加安全评定的范围和详细程度。已经开发出用于评定安全目标是否已经达到的方法。参考文献[7]提供了有关满足这些要求的进一步导则。安全评定必须持续进行，贯穿于反应堆寿期的所有阶段，并须根据与特定设施或活动（见参考文献[2]第 5.7 段）有关的危害可能程度和性质开展这种评定。

安全委员会

4.15. 必须成立一个或多个独立于反应堆管理者¹⁵的反应堆咨询小组或安全委员会，以便就以下问题向营运组织提供咨询：(a) 反应堆安全及其利用安全的相关问题以及 (b) 设计、调试和运行问题的安全评定。其中的一个委员会还须向反应堆管理者提供咨询（亦见第 7.25 段和第 7.26 段）。这样一个小组或多个小组的成员必须是与研究堆运行和设计有关的各领域的专家。在这类委员会中吸纳外部专家（即来自营运组织外部的专家）可能是可取的。根据在研究堆开展的作业的复杂性，其中的一个咨询小组可以来自营运组织外部。这类委员会的职能、权力、组成和职权范围必须以文件形式记录在案，并在必要时将这些文件提交监管机构。还必须制订要求安全委员会审议的项目清单。这种清单除其他外，必须特别包括以下数据：

- (a) 设施许可证中运行限值和条件的建议变更；
- (b) 对安全有重要意义的拟议中的新试验、实验、设备、系统或程序；
- (c) 安全重要项目的建议改造和对安全有影响的实验方面的变更；
- (d) 违反对安全有重要意义的运行限值和条件、许可证以及程序的情况；
- (e) 核燃料元件¹⁶和反应性控制元件的设计包括化学组成；
- (f) 要求予以报告或已向监管机构报告的事件；
- (g) 设施运行实绩和安全实绩的定期审查情况；
- (h) 放射性物质向环境例行释放的报告；
- (i) 对设施工作人员的辐射剂量和对公众的任何剂量报告。

自评定和同行评审

4.16. 为了适用有关安全检查的原则（见第 2.15 段至第 2.16 段），营运组织必须对运行问题和安全相关活动进行全面的定期审查。审查战略和拟评

¹⁵ 反应堆管理者系指反应堆管理部门的成员，营运组织赋予其管理研究堆安全运行的直接责任和权力，其主要职责包括履行这一责任（见第 7.2 段和第 7.11 段）。

¹⁶ 核燃料元件系指出于产生中子的目的在研究堆堆芯中使用的含有可裂变和易裂变核材料的元件。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

价的安全因素须经监管机构核准或同意。这些审查主要是为了查明并解决有关安全和实绩的问题，并在必要时对安全作出改进（亦见第 7.108 段至第 7.110 段）。

5. 厂址评价

初始评价和厂址选择

目的

5.1. 研究堆厂址评价的主要安全目的是保护公众和环境免受放射性物质的正常释放和事故性释放所产生的放射学后果。为了证明研究堆设施能够在建议的场址上安全运行，必须收集可支持安全分析的足够详细的资料。对低功率反应堆而言，所需提供的详细资料的数量可明显低于对中等功率或高功率反应堆的要求（亦见第 1.11 段至第 1.14 段）。厂址评价结果必须记录在案并充分详细地加以表述，以使监管机构能够进行独立审查。这可以构成编写研究堆安全分析报告的第一部分。

5.2. 厂址评价必须确定处于营运组织控制之下的厂区（见术语表）边界及其在该厂区范围内的法定权利。必须对虽与研究堆运行无关，但将被允许在这些边界范围内开展的任何活动进行评价，并证明其合理性。在评价某一研究堆特定厂址的适宜性时，营运组织必须调查和评定可能影响该研究堆安全状况的厂址特征。评定目的是证明这些厂址特征将如何影响该设施的设计准则和运行准则，并证明这些厂址特征在安全影响方面的充分性。

5.3. 在评价研究堆厂址的适宜性时，必须考虑以下方面：

- (a) 厂址所在地区可能发生的外部事件的影响（这些事件可能源于自然或人为诱发）；
- (b) 可能影响释放的放射性物质向人类转移的厂址及其环境的特征；

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (c) 与可能的应急措施相关的厂址附近的人口密度和人口分布及其他特征，以及评价对个人和人群所致危险的必要性；
- (d) 厂址上的任何其他核设施；
- (e) 厂址上最终热阱的能力。

5.4. 如果就这 5 个因素进行的厂址评价包括这些因素的可预期演变表明厂址是不可接受的，并且厂址的这些缺陷不能通过设计特性、厂址保护措施或行政管理程序予以补偿，则必须认为该厂址是不适宜的。（设计特性和厂址保护措施是补偿缺陷的优选手段。）

厂址评价的一般准则

5.5. 必须调查并评定可能影响研究堆安全状况的厂址特征。必须调查可能受到反应堆在运行状态和事故工况下所产生放射性释放的潜在放射学后果影响之地区的环境特征。必须在研究堆整个寿期内观察并监测所有这些特征。

5.6. 必须确定在反应堆设计中需要考虑的与外部事件（和事件综合作用）相关的危害。必须就以下情况考虑外部事件与预计运行事件或设计基准事故工况的综合作用，即预计运行事件或设计基准事故工况是由外部事件造成的，以及有必要考虑长时间持续的外部事件（例如洪水）或事件后需要长时间的恢复。

5.7. 在分析厂址的适宜性时，必须考虑新燃料、乏燃料和放射性废物的贮存和运输事项。

5.8. 应当考虑核排出流与非核排出流之间相互作用的潜在可能性，例如热或化学品对液体排出流中放射性物质作用的潜在可能性。

5.9. 对于建议的每个厂址，必须评价在反应堆处于运行状态和事故工况下包括处于可能导致需要采取应急措施的状态时，对所在地区人群的潜在放射学后果。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

5.10. 必须就自然和人为诱发事件中可能影响安全的所有特征对建议的厂址进行充分调查。

5.11. 必须酌情收集所在地区有关重要自然现象或人为诱发事件或活动的发生和严重性的史前资料和记录、历史资料和记录以及文书资料和记录，并须认真地分析这些资料的可靠性、准确性和完整性。

5.12. 在就反应堆在运行状态下和可能导致需要采取应急措施的事故工况下对所在地区可能产生的放射学后果进行厂址评价时，必须对放射性物质的预期释放和可能释放作出适当的估计，并须考虑装置的设计及其安全特性。设计及其安全特性一经建立，即必须确认这些估计。

5.13. 必须对建议作为反应堆厂址的地区进行研究，以评价当前和规划的人口分布，因为人口分布会影响放射性释放对个人和人群可能造成的后果（亦见第 5.37 段）。必要时必须采取适当措施，以确保与建议厂址上的研究堆有关的总体风险保持在可以接受的低水平。

5.14. 在开始建造研究堆之前，必须确认在研究堆开始运行之前在制订厂外应急计划方面预计不存在任何重大问题（亦见附录）。

地震

5.15. 必须结合考虑所在地区的地震构造特征和具体厂址条件来评定因地震引发的地面运动对厂址造成的危害。可以采用各种方法对地震危害进行确定。在为设计基准推导地面运动参数时，必须考虑这些方法中的不确定性。

5.16. 为设计基准确定地面运动参数而进行厂址调查的范围和详细程度将取决于审议中的装置。就对人员产生放射学后果可能性极小的较小型装置而言，限制厂址调查并代之以对设计基准参数采用保守值可能是最好（和成本效益好）的选择。由于在调查不详尽的情况下通常会持续存在较多的不确定性，因此有必要采取保守主义。

地表断层作用

5.17. 如果存在地表断层作用的证据，或如果所在地区未发生过地表断层作用的证据不充分，则必须对这种现象进行调查。如果厂址位于很有可能在地表或地表附近发生相对位移的地表断层作用区范围内（即如果断层是有可能的），则必须认为该厂址不适宜，除非详细的分析能够证明工程解决方案将切实可行。

极端和罕见的气象学事件

气象学现象的极端值

5.18. 为了评价其可能的极端值，必须以文件记载在一个适当时期内出现的以下气象学现象：风、降雨、雪、高温和低温以及风暴潮。为设计起见，必须以适当方式阐述厂址评价的输出。

罕见的气象学事件

龙卷风

5.19. 必须对有关地区龙卷风和相关抛射物的可能性以及这些现象所造成的危害进行评价。

热带飓风

5.20. 必须对有关地区热带飓风和相关抛射物的可能性以及这些现象所造成的危害进行评价。

洪水

降雨及其他原因导致的洪水

5.21. 必须对所在地区降雨和高水位导致的可能影响研究堆安全的洪水的可能性进行评价。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

5.22. 对于沿海厂址和建在港湾的厂址，必须评价大潮、极低气压、风对水体的效应以及波浪作用例如飓风造成的波浪作用等综合因素引发洪水的可能性。

水波

5.23. 必须对所在地区可能影响研究堆安全的海啸或湖震的可能性进行评价。

控水构造失效导致的洪水和波浪

5.24. 必须评价与上游控水构造有关的资料，以确定研究堆是否能够承受上游控水构造失效的后果。

岩土工程危害

边坡不稳定性

5.25. 必须对厂址及其附近区域可能影响研究堆安全的边坡不稳定（如塌方、岩石滑动和雪崩）的可能性进行评价。

厂址地表坍塌、沉降或台升

5.26. 必须对厂址地表坍塌、沉降或台升的可能性进行评价。

土壤溶化

5.27. 必须对所建议厂址亚表层物质溶化的可能性进行评价。

地基材料的行为

5.28. 必须调查亚表层物质的岩土工程特征及其不确定性，并且必须以适合设计目的的方式编制厂址土壤剖面资料。

其他重要的自然现象和极端情况

5.29. 必须收集并评价有关可能影响研究堆安全的现象的历史数据，如有关火山作用、强风、闪电雷击的频度和严重性、沙尘暴、强降水、降雪、结冰、冰雹和过冷水（薄冰）亚表层冻结等现象的数据。

极端的人为诱发危害

飞机坠毁

5.30. 必须评价飞机坠毁的可能性，包括撞击厂址以及火灾和爆炸的可能性，并考虑当前和今后空中交通的特点、飞机场的位置和类型以及航行器的特点，包括消防飞机和直升机等经特许飞越或飞近设施的航行器的特点。

化学爆炸

5.31. 必须查明在所在地区开展的涉及处理、加工、运输和贮存有可能引起爆炸或产生能够爆燃或爆炸烟云的化学品的活动。

其他重要的人为诱发事件

5.32. 必须对厂址附近区域进行调查，以查明可能贮存、加工、运输或以其他方式处理能够影响安全的易燃、有毒、腐蚀性或放射性物质的任何设施。

对审议中地区特征的具体要求

放射性物质在大气中的弥散

5.33. 必须编制所在地区的气象学资料，包括基本气象学参数和现象。应当提出至少一个有代表性年份的数据，以及可从其他来源获得的任何其他数据。应当收集可充分表现当地气象学条件的数据。应当指出这些数据在多大程度上表现了厂址的长期气象学特征。将厂址数据与从周围气象站获得的当前和长期数据进行比较，即可获得这种资料。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

5.34. 必须根据对所在地区调查所获得的数据，评定释放的任何放射性物质在大气中可能的弥散情况。

放射性物质通过地表水的流散

5.35. 必须编制关于所在地区地表水文学特征的资料，包括天然和人工水体的主要特征以及该地区水利用方面的数据。必须对地表水污染对关键人群的可能影响进行评价。

放射性物质通过地下水的流散

5.36. 必须编制关于所在地区地下水水文学的资料，包括含水构造的主要特征、其与地表水的相互作用以及该地区地下水利用方面的数据。必须对地下水污染对关键人群的可能影响进行评价。

人口分布

5.37. 必须确定所在地区内人口的分布情况。特别是必须收集厂址附近目前的或规划的人口分布方面的资料，包括常住人口和流动人口分布方面的资料，并且必须在研究堆寿期内不断更新这些资料。在对厂址中放射性物质的任何释放对公众的可能影响进行评价时应当利用人口分布资料。

所在地区土地和水的使用情况

5.38. 必须查明所在地区土地和水体的使用情况，以便评定建议的研究堆对该地区的可能影响，并特别为制订应急计划所用。评定应当包括居民可能利用的土地和水体或可能用作食物链中有机物栖息地的土地和水体。

周围环境的放射性

5.39. 在研究堆试运行之前，必要时须确定厂址附近区域大气、水圈、岩石圈和生物群的环境放射性，以便能够连续评价研究堆对环境中放射性的影响。

危害监测

5.40. 在研究堆整个寿期内必须监测自然和人为诱发危害的特征以及与研究堆相关的人口统计学、气象学和水文学条件，这种监测必须在不迟于开工建设时开始，并一直持续到退役。

6. 设计

设计理念

一般要求

6.1. 必须以实现安全目标（见第 2.2 段）的方式设计研究堆。在设计所有类型的研究堆时均须适用本部分中的一般设计要求。此外，对特定反应堆类型的结构、系统和部件的设计还必须酌情适用一套具体的设计要求。

6.2. 这些要求的适用是一个交互的过程，必须在设计的各个阶段实施，同时考虑伴随的安全分析的结果（亦见第 2.7 段和第 6.72 段至第 6.78 段）。

6.3. 反应堆设计者必须不仅考虑反应堆本身，而且也必须考虑可能影响安全的任何相关设施。此外，反应堆设计者还必须考虑设计的反应堆对相关设施的影响和设计在反应堆寿期各个阶段的影响（如在役条件、电磁场和其他干扰）。

6.4. 安全设计的实现需要反应堆设计者和营运组织之间保持密切的联系。设计者必须对编写、阐述和向营运组织提交设计文件做出有序安排，这些设计文件供编写安全分析报告时使用。设计的进展应与安全分析报告的进展同步进行（见第 3.6 段至第 3.10 段）。

6.5. 应当在安全系统的设计中适当考虑运行方式（如在有需求时运行而不是连续运行；以不同的功率水平运行；按不同的堆芯布置运行和使用不同的核燃料运行）和反应堆在不同运行功率水平下的稳定性。

纵深防御

6.6. 在设计中必须适用纵深防御概念（见第 2.5 段至第 2.7 段），以便针对各种反应堆瞬态包括设备故障和人为误差所致瞬态以及可能导致设计基准事故的内部或外部事件所致的瞬态提供分级（“包络”）防护。尤其是在设计中必须考虑以下方面：

- (a) 采用保守的设计裕度、执行质量保证大纲（见脚注 14）和组织监视活动。
- (b) 提供阻止放射性物质从反应堆释放的一系列实体屏障。这类屏障的实例是燃料基体、燃料包壳、一回路热传输系统、水池和反应堆厂房。还须酌情为确保这些屏障的有效性并为其监视和防护提供条件。
- (c) 通过确保实现下述每一项基本安全功能，适用单一故障准则：
 - 在一切运行状态或设计基准事故下停堆并使反应堆保持在安全停堆状态；
 - 为停堆包括设计基准事故下停堆后尤其是堆芯热量的充分排除提供条件（见第 6.131 段）；
 - 封闭放射性物质以防止或减轻其向环境的无计划释放。
- (d) 利用在放射性排出流大量释入环境的情况下旨在减轻对公众和环境的后果之厂内和厂外应急计划¹⁷。

6.7. 适用纵深防御概念需要包括由安全系统和安全相关物项或系统构成的设备和程序，以防止和控制偏离运行状态以及防止和减轻事故工况，或确保一旦防范失效仍有适当的防护。这种设备和尤其是用于实施第 2.6 段 2 至 4 级的通常由安全系统和专设安全设施构成的设备必须满足具体的设计要求。

6.8. 必须通过将固有和非能动安全设施、安全系统和专设安全设施纳入设计以及通过在反应堆整个寿期中适用行政程序来满足第 6.6(c)段中提及的三项基本安全功能。这些基本安全功能主要是，停堆、冷却（尤其是反

¹⁷ 实施应急响应计划可能需要设计者做出适当的设计规定（见第 6.30 段和第 6.31 段）。

应堆堆芯)和封闭放射性物质。固有安全设施的一个实例是适当选择材料和几何形状,以提供瞬发负反应性系数。

安全功能

6.9. 第 6.6(c)段中提及的安全功能是与确保反应堆安全的结构、系统和部件相关的基本特征功能。安全功能必须与特定的反应堆设计相适合。在正常运行时,发挥安全功能所需的设备将是操作系统。一般而言,这些系统须辅之以其他专设安全设施,以便在预计运行事件和设计基准事故下发挥其功能。

6.10. 在设计用于实现 3 项基本安全功能(停堆、冷却(尤其是反应堆堆芯)和封闭放射性物质)的安全系统包括专设安全设施时,必须适用单一故障准则;必须确保高可靠性以及必须纳入旨在促进定期检查、试验和维护的各项规定。

验收标准和设计规则

6.11. 根据第 3.13 段,必须制订关于运行状态和关于设计基准事故的验收标准。特别是,为制订验收标准起见,必须确定在研究堆设计和选定超设计基准事故时所考虑的设计基准事故。就结构、系统和部件的设计而言,可使用工程设计规则形式的验收标准。这些规则可包括国家或国际上制订的相关规章和标准方面的要求。监管机构必须对验收标准进行审查。

一般设计要求

结构、系统和部件的分级¹⁸

6.12. 必须首先确定安全重要仪器仪表和控制方面的结构、系统和部件以

¹⁸ 这一分级反映了结构、系统和部件对核安全的重要性。其目的是建立适用设计要求和质量保证要求方面的等级。还有根据其他方面(如结构、系统和部件的地震分类)对结构、系统和部件的其他可能的分级或分类。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

及软件，然后根据其功能和对安全的重要性进行分级。必须说明包括软件在内的结构、系统和部件的安全分级依据，并须根据其安全分级适用设计要求。

6.13. 划分包括软件在内的结构、系统和部件的安全重要性等级的方法必须基于确定论方法，并酌情辅以概率论方法和工程判断，其中还要考虑其安全功能和功能失效的后果。必须提供不同等级的结构、系统和部件之间的适当设计接口，以确保任何较低安全等级的物项故障不会造成较高安全等级物项的失效。

准则和标准

6.14. 必须确定可适用于结构、系统和部件的准则和标准，并且这些准则和标准的使用必须与结构、系统和部件的分级相一致（见第 6.12 段和第 6.13 段）。特别是，如果对不同类型物项（如对管道和对电气系统）采用不同的准则和标准，则必须证明这些准则和标准之间的一致性。

6.15. 对于没有适合的既定准则和标准的结构、系统和部件而言，可适用从现有类似设备的准则和标准导出的方案，或在缺少这类准则和标准时，可适用实验、试验、分析的结果或其组合，这种基于结果的方案必须证明是合理的。

设计基准

6.16. 在设计过程中，必须考虑反应堆在其运行寿期内预期可能面临的所有挑战。这些挑战包括与反应堆运行寿期各阶段以及与运行状态和事故工况、场址表征、设计要求和参数限值、运行方式等有关的可预见的情况和事件。这些挑战和情况对反应堆设计所提出的要求必须对研究堆设施的设计基准起决定性的作用。在设计基准中必须说明研究堆设施在不超过规定限值的情况下将需要具备经受住这些挑战的能力。

假想始发事件和设计基准事故

6.17. 挑战可能出现在纵深防御的各个层次。在设计中必须认识到这种可

能性，并须提供设计措施以确保实现安全功能和能够满足安全目标。对纵深防御的这些挑战源于假想始发事件。为分析起见，必须对假想始发事件作出适当选定（见附录）。可以看出，所选定的这批假想始发事件涵盖所有可能影响研究堆安全的可信事故。特别是，必须确定出设计基准事故。

场址相关特征

6.18. 在设计中必须考虑研究堆设施与环境之间各种可能的相互作用，包括与人口、气象学、水文学、地质学和地震学有关的各个方面。还必须考虑设施安全和公众防护所依赖的通讯、水电供应以及消防和治安服务等厂外服务。

内部事件

6.19. 必须对假想始发事件进行分析，以确定所有那些可能影响研究堆设施安全的内部事件。这些事件可能包括设备失效或故障。

6.20. 在进行研究堆设施设计时必须考虑发生诸如以下内部危害的可能性：失火、洪水、产生飞射物、管道甩动、喷射冲击或流体从破损系统或现场其他装置的泄放。必须采取适当的预防和缓解措施，以确保核安全不受到损害。一些外部事件可能引发内部火灾或水灾或导致飞射物的产生。这类外部和内部事件的相互关系也必须在设计中酌情予以考虑。

外部事件

6.21. 必须确定自然和人为诱发外部事件的设计基准。需要考虑的事件必须包括那些在场址评价中已经确认的事件（见第 5 部分）。还必须考虑地震危害（见第 5.15 段、第 5.16 段和第 6.17 段），包括考虑在研究堆设施上装备地震探测系统以便在超过规定阈值时启动反应堆自动停堆系统的可能性。

火灾和爆炸

6.22. 必须在符合其他安全要求的情况下设计和布置安全重要结构、系统

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

和部件，以便尽量减少火灾和爆炸的影响。必须对研究堆设施进行火灾危害分析和爆炸危害分析，以确定所需的防火屏障级别以及防火防爆的非能动防护和实体分离的手段。设计必须包括防止或限制形成爆燃性气体的规定。必须提供具有所需能力的火灾探测系统和消防系统。

6.23. 消防系统必须能在必要时自动启动。必须设计和布置消防系统以确保其破损或误动运行或意外运行不会对安全重要结构、系统和部件的能力造成重要破坏，不会同时影响冗余安全组合，而使为满足单一故障准则所采取的措施变得无效（见第 6.36 段至第 6.38 段）。

6.24. 在整个研究堆设施内只要实际可行就必须使用非燃或阻燃材料或耐热材料，尤其是在反应堆厂房和控制室等位置。能够产生或有助于形成爆炸混合物的易燃气体和液体以及可燃物质必须保持在最低必要的数量，并须贮存在适当的设施中以使反应物质隔离。

6.25. 必须保持停堆、排出余热、封闭放射性物质和监测设施状态的能力。必须通过冗余部件、多样性系统、实体分离和故障时仍能安全运行的设计之适当结合来保持这些能力，以便实现以下目标：

- (a) 防止火灾和爆炸；
- (b) 探测并迅速扑灭初始火灾，从而限制造成的破坏；
- (c) 防止未灭火灾和火灾引发爆炸的蔓延，从而最大程度地减少其对设施至关重要功能运作带来的影响。

设计参数限值

6.26. 必须对反应堆每一运行状态和设计基准事故的所有相关参数的设计限值作出规定。

6.27. 必须对事件序列进行比较以确定最复杂的参数值。在包括实验装置在内的每个系统和部件的设计中都必须使用所得出的具有合理裕度的限制参数值。

运行状态设计

6.28. 研究堆必须设计成能在预先确定的各种参数值的范围内安全运行并遵守所有运行状态下的要求和限制，同时满足辐射防护目标。在设计中必须考虑与反应堆的预期利用有关的要求包括对功率稳定性的要求。设计必须做到：反应堆及其相关系统对包括预计运行事件在内的各种事件的响应将允许其安全运行或必要时停堆，而不必启用纵深防御第一级以外或至多不过第二级的措施。

6.29. 第 6.28 段中提出的要求和限制必须构成运行限值和条件的基础。设计必须能够有助于整定一套切实可行的反应堆运行方面的运行限值和条件。

事故工况设计

6.30. 凡在需要采取迅速可靠的行动以应对假想始发事件的情况下，反应堆的设计必须包含能够自动启动必要的安全系统运行的手段。在发生设计基准事故后的一些情况下，运行人员可能有必要使反应堆处于长期的稳定状态，并采取行动限制放射性物质的释放。设计应当能够尽实际可能减少对运行人员的要求，特别是在发生设计基准事故期间和之后。

6.31. 必须将安全重要物项设计成能够经受住设计基准事故引发的极端负荷和极端的环境工况（如极端温度、湿度、辐射水平）。事故后的长期稳定停堆工况可以不同于初始停堆工况。设计必须采用使反应堆处于长期稳定状态的措施，包括负功率系数。

专设安全设施

6.32. 专设安全设施是用来主要限制或减轻预计运行事件和设计基准事故后果的安全系统。专设安全设施的实例是应急堆芯冷却系统和封闭手段（特别是应急通风系统）。第 6.115 段至第 6.130 段提出了对这些系统及其辅助设施的具体要求。还必须根据这些要求设计其他专设安全设施如二次停堆系统、封隔结构或其他系统等。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.33. 必须从安全分析角度来确定专设安全设施的必要性。必须确定这些系统必须能够应对的事故，并须提供分析以证明这些系统符合要求。必须提供对于专设安全设施的正常运行必不可少的那些系统和子系统（如用于堆芯应急冷却系统的应急电源）。

6.34. 必须详细确定专设安全设施的设计基准和各种运行方式，包括专设安全设施自动化达到的程度及其手动操作装置确有保证的条件。在设计专设安全设施时，必须考虑以下方面：

- (a) 部件的可靠性、系统的独立性、冗余度、故障时仍能安全运行特征、多样性和冗余系统的实体分离；
- (b) 承受假想设计基准事故（如涉及辐射水平和辐射分解）的材料的使用；
- (c) 检查、定期试验和维护的措施（包括可能时在模拟设计基准事故工况下）以核实专设安全设施是否继续起作用或处于准备随时执行其功能的状态以及在需要时是否可靠和有效。

可靠性设计

6.35. 对某些安全系统或部件必须确定研究堆运行的最大不可利用率规定限值，以确保执行安全功能所需的可靠性。必须根据结构、系统和部件执行安全功能的重要性使用并在必要时结合使用以下措施，以达到和保持所需的可靠性。必须对软件系统以及硬件系统加以考虑。

冗余度和单一故障准则

6.36. 必须适用冗余度原则作为一个改进安全重要系统可靠性的重要设计原则。在分析的基础上，设计必须能够确保任何单一故障都不会导致一个系统丧失其执行预期安全功能能力。

6.37. 不能单独测试的多套设备不能被认为是冗余。

6.38. 所采用的冗余度必须反映可能使可靠性降级的未探测故障的可能性。如果没有进行任何测试或没有藉以能够查找故障的检查方法，则必须认为可能的故障无法探测。对于未探测的故障而言，或者必须认为这种故

障任何时候都会发生，或者必须适用其他方法如监视参考物项、经确认的计算方法和使用保守安全裕度¹⁹。

多样性

6.39. 通过把不同的属性纳入执行同一安全功能的冗余系统或部件，将多样性适用于这些系统或部件，这些属性如下：

- (a) 不同的工作原理；
- (b) 不同的运行条件；
- (c) 由不同的制造商生产。

6.40. 多样性原则能够适用于加强可靠性和减少共因故障的可能性。在考虑了运行、维护和测试多样性设备在复杂性方面的可能缺点之后，只要实际可行，均须采用多样性原则。

独立性

6.41 必须酌情适用独立性原则（例如通过距离、屏障或反应堆部件的特殊布局形成功能隔离和实体分离），以便特别在共因故障情况下确保系统的可靠性。

故障时仍能安全运行的设计

6.42. 必须考虑故障时仍能安全运行的设计原则，并且在安全重要系统和部件的设计中必须酌情采用这一原则，即研究堆设施各系统必须设计成如果某一系统或部件发生故障，在不必启动任何动作的情况下就可以进入一种安全状态。

易于检验和维护工作

6.43. 必须将反应堆的安全重要物项设计和安排成能够根据其安全重要性

¹⁹ 安全裕度系指安全限值和运行限值之间的差额。有时也表示为这两个限值之比。

在调试之前以及在调试后定期接受充分的检查、检验和维护。反应堆的布局必须使这些活动得到促进，并且能够在对运行人员无超剂量辐射照射的情况下实施。如果不能充分接触某一部件以实施检验，则在安全分析中必须考虑该部件存在未探测出故障的可能性。

调试设计

6.44. 设计必须包括促进反应堆调试过程所需的设计特性。这些设计特性可以包括规定通过不同几何形状的过渡堆芯实施运行，这可能需要强制循环冷却。

检查、检验和维护规定

6.45. 反应堆的设计必须有利于对安全重要物项进行适当的功能检验和检查，以确保系统将以所要求的可靠性发挥其安全功能。这对于非能动部件以及通常不能通过例行运行核实其发挥功能能力的系统特别重要。必须考虑的重要因素是易于检验和检查工作，检验和检查在多大程度上说明了真实情况，以及在检验期间需要维护安全功能的发挥。在可能和适当时，在电力和电子系统中必须安装自检电路。

6.46. 在设计中必须就适当的接触、屏蔽、远距离操作、辐照后辐射水平和去污作出规定，以便将维护期间放射性物质的辐射计量和摄取量保持在合理可行尽量低的水平。必须选用可最大程度地减少受高中子通量照射物项的活化水平的材料。

6.47. 在反应堆设计中必须就促进常规在役检查，并借助适当的无损检验技术确定受侵蚀、腐蚀、疲劳或其他老化效应影响的结构、系统和部件的状况作出规定。

应急规划设计²⁰

6.48. 必须考虑依据源于反应堆的潜在危害，列入有利于制订应急计划的

²⁰ 关于安全分析序列实施问题的进一步讨论，请见第 7.72 段至第 7.78 段。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

特定设计特点。通过对超设计基准事故的分析可以确定关于这类设计特点的要求。在可能情况下，可接受的措施必须基于实际的或最佳估计的设想、方法和分析准则。它们不一定涉及采用保守的工程实践。必须为研究堆设施提供数量充分并有明确和持久标志的安全撤离路线，以及可靠的紧急照明、通风和安全利用这些设施所必不可少的其他建筑物服务。撤离路线必须符合有关的国际辐射分区和消防要求以及有关的国家工业安全和设施实物保护要求。

6.49. 必须提供适当的报警系统和通讯手段，以便在研究堆设施现场和厂址中的所有工作人员即使在事故工况下也能得到警报和通知。必须确保在任何时候都能利用研究堆设施范围内的安全所必需的通讯手段。控制室以及辅助控制室²¹（如有）必须备有通讯手段。在设计和选用的多样性通讯手段中必须考虑这项要求。

退役设计

6.50. 在反应堆及其实验装置的设计中必须考虑有利于其最终退役。在这方面，必须把注意力集中在将退役期间对工作人员和公众的辐射照射保持在合理可行尽量低的水平，并确保充分保护环境免受不适当的放射性污染。为了在设计中达到这些要求，必须考虑以下各点：

- (a) 选用可最大程度地减少活化作用并可提供简便去污的材料；
- (b) 优化设施的布局和进入路线，以便于大型部件的移动以及活化部件的拆卸和处理（必要时实施远距离拆卸和处理）；
- (c) 放射性废物的处理和贮存。

6.51. 此外，还必须保持充分详细的设计要求以及有关厂址及其最终设计和建造的资料，例如“基线”本底放射性特征以及有关设施布局、管道和电缆贯穿件的竣工图纸，以此作为退役的必要资料。参考文献[16]提供了支持这些要求的进一步导则。

²¹ 关于辅助控制室的进一步讨论，请见第 6.144 段。

辐射防护设计

6.52. 对于所有运行状态和设计基准事故，在设计中必须根据一致的辐射防护计划并按照辐射防护目标（见第 2.2 段中引述的参考文献[1]第 205 段），就屏蔽、通风、过滤和放射性物质衰变系统（如衰变箱）以及控制区内外辐射和气载放射性物质的监测仪器作出充分规定。

6.53. 为设计目的确定的剂量值必须留有充分的裕度，以确保将不会超过规定限值。必须将反应堆的屏蔽、通风、过滤和衰变系统及其相关设施设计成能够有利于解决运行实践中以及所有运行状态和设计基准事故中的不确定性。

6.54. 必须认真选择结构材料（例如堆芯底座、栅板和导向管），特别是在堆芯附近使用的结构材料，以便限制在运行、检查、检验和维护以及退役期间对人员的照射剂量，并发挥这些结构材料的其他功能。在厂内和厂外人员辐射防护的规定方面，必须适当考虑反应堆工艺系统中子活化所产生的放射性核素（例如氮-16、氢-3、氙-41、钠-24 和钴-60）的影响。

6.55. 设计必须包括关于按照材料的放射学、物理学和化学特征对其进行隔离的任何必要规定，以便于对材料的处理以及通过入口控制保护工作人员和公众。这必须通过在设施范围内（在监督区和控制区内，见术语表）建立按危险可能性分类的区域加以实现。必须明确地划定和指定各区域。必要时，必须适当地将这些区域的表面设计成能够便于去污的表面。

6.56. 设计必须包括不仅是反应堆而且实验装置和相关设施（例如射束管、粒子导向装置或中子射线照相法或硼中子捕集疗法用设施）都需要的屏蔽，并且必须就安装与反应堆和其他辐射源进一步利用有关的必要屏蔽作出规定。必须适当考虑与射束管和其他实验装置使用有关的危险分析和屏蔽安排。

6.57. 必须规定在运行状态和设计基准事故中使用带有适当过滤器的通风系统。对许多研究堆而言，过滤通风系统对于发挥封闭放射性物质的功能是必不可少的（见第 6.120 段至第 6.130 段）。

6.58. 必须利用在研究堆及其实验装置和设施的设计和布局方面的适当规定来优化防护和安全，以便限制所有来源产生的照射和污染。这种规定必须包括关于结构、系统和部件的适当设计，以便限制在检查、检验和维护期间的照射，提供对直接辐射和散射辐射的屏蔽，并提供监测和控制进入反应堆及其实验装置和设施的手段。

6.59. 在设计中必须就研究堆所产生放射性废物的处理作出规定。必须就为工作人员和设备提供适当的去污设施以及就去污活动所产生放射性废物的处理作出规定。

实物保护设计

6.60. 在设计中必须就防止任何未经授权进入厂址或厂址中的建筑物作出规定，主要目的是防止盗窃或未经授权转移核材料以及防止破坏活动。

人为因素和人机工程学考虑

6.61. 人为因素是研究堆安全中的一个重要方面，因为反应堆的状态经常变化，并且运行人员很容易进入反应堆堆芯和实验装置。在设计初期以及在整個设计过程中，必须系统地考虑人为因素和人-机接口。

6.62. 由于在研究堆运行方面所要求的灵活性，某些活动的安全可能需要依靠行政控制和行政程序。在设计中必须特别考虑确保在需要依靠行政控制和行政程序时，这类控制是可行的。行政程序可以包括以反应堆设计和安全分析中推导出的运行限值和条件的形式所表现的运行规则。

6.63. 在控制室以及适当时在反应堆系统的设计中，必须特别考虑人为因素和适用人机工程学原则。必须为运行人员提供安全重要参数的明确显示和音响信号。安全行动必须自动化，以便无需运行人员及时动作。设计必须能够最大程度地减少对运行人员的要求，以减轻运行人员的负担和缩小人为误差的范围。鉴于这种人为因素，在设计中必须考虑对连锁装置和对分等级进入实施控制（例如钥匙和密码）的要求。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.64. 关于信息可视显示以及仪器仪表和警报器，设计必须能够在仅有的时间限制、预期的自然环境条件以及对运行人员可能的心理压力下促进运行人员的动作取得成功。

利用和改造规定

6.65. 研究堆具有灵活性，并且它们可能处于各种不同状态。在设计中必须特别审慎地考虑研究堆的利用和改造问题，以确保任何时候都掌握研究堆的配置情况。尤其是必须特别考虑实验设备，因为：

- (a) 实验设备如发生故障会直接造成危害；
- (b) 实验设备会影响反应堆安全运行而间接造成危害；
- (c) 实验设备会因其后续故障以及这种故障对事件序列的影响而增加始发事件所造成的危害。

6.66. 对可能具有重要安全意义的实验装置或反应堆所建议的每项改造，都必须按照该反应堆本身所适用的相同原则来设计（见第 7.88 段和参考文献[15]）。特别是所有实验装置必须设计成与反应堆本身所适用的标准相同，并且在所用材料、结构完整性和辐射防护规定方面必须完全匹配。在所有实验装置的设计中都必须考虑放射性存量以及能量的产生和释放。

6.67. 在实验装置穿越反应堆边界的情况下，必须将它们设计成能够保存反应堆的封隔和屏蔽手段。必须将实验装置的保护系统设计成既能保护装置又能保护反应堆。

材料的选择和老化

6.68. 在设计阶段必须采用适当的安全裕度，以便能够虑及材料在其有效寿期结束时的预期性质。在不能获得有关材料数据的情况下，必须落实检查和定期检验材料的适当计划，并且在每隔适当时间审查设计的充分性时必须利用该计划所获得的结果。这可能要求在设计中规定监测那些由于应力腐蚀或辐射诱变等因素而导致在使用中机械性能可能改变的材料。通过选择具有高强度或高熔点的材料，可以实现改进的安全因素。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.69. 为了确保所有安全重要物项都能够发挥其安全功能，在设计中必须提供适当的裕度，以便考虑相关的老化效应以及与老化有关的潜在降质。对于所有运行状态包括在维护和关闭期间，都必须考虑老化效应。

6.70. 还必须就必要的监测、检验、采样和检查作出规定，以便探测、评定、预防和缓解老化效应。

延期关闭规定

6.71. 许多研究堆为了改造或准备退役等各种目的而延期关闭。在设计中必须规定满足在长时间关闭周期中所产生的要求，例如关于保持核燃料、冷却剂或慢化剂状况的要求；关于设施中有关结构、系统和部件的检查、定期检验和维护的要求；以及关于提供实物保护的要求。必须特别考虑可能影响反应堆重新启动的长寿命中子毒物。

安全分析

6.72. 必须对研究堆的设计进行安全分析。安全分析必须包括关于反应堆对可能导致预计运行事件或事故工况的一系列假想始发事件（例如设备故障或失效、运行人员失误或外部事件）响应能力的分析（亦见参考文献[7]）。这些分析必须用作设计安全重要物项和选择反应堆运行限值和条件的依据。这些分析还必须酌情用于制订运行程序、定期检验和检查计划、保存记录实践、维护安排以及关于改造和制定应急计划的建议。

6.73. 安全分析的范围必须包括：

- (a) 适当的假想始发事件的特征；
- (b) 分析事件序列和评价假想始发事件的后果；
- (c) 对分析结果与放射学验收标准和设计限值进行比较；
- (d) 证明可以通过安全系统的自动响应与规定的运行人员的行动相结合来管理预期运行事件和设计基准事故；
- (e) 确定正常运行时的运行限值和条件；
- (f) 分析安全系统和专设安全设施；

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

(g) 分析封隔手段。

6.74. 对于每一假想始发事件，在评价中必须考虑以下方面的定性和定量资料：

- (a) 所采用的输入参数、初始条件、边界条件、假想、模型和程序；
- (b) 事件序列和反应堆系统的性能；
- (c) 对单一故障模式和共因故障的敏感性；
- (d) 对人为因素的敏感性；
- (e) 瞬态分析；
- (f) 损坏情况的确认；
- (g) 裂变产物释放和辐射照射的可能性；
- (h) 源项的衍生；
- (i) 放射学后果评价。

6.75. 对于审议的每一事故序列，必须说明在设计基准事故工况下运行的对安全系统和任何可操作工艺系统的需要程度。通常采用确定性法对这些事件进行评价。概率论法可用于补充这种评价。这些补充分析的结果为安全系统的设计及其功能的确定提供了输入。

6.76. 在适用情况下，分析必须包括就实验装置本身的安全方面以及它们对反应堆的影响进行考虑（见参考文献[15]）。

6.77. 必须核实分析方法的适用性。

6.78. 安全分析报告必须反映反应堆安全分析的结果，包括预期工艺扰动和假想部件故障以及人为误差（假想始发事件）的影响及其后果，以便评价反应堆控制或适应此类状况和故障的能力。

具体设计要求

反应堆堆芯和反应性控制系统

反应堆堆芯和燃料设计

6.79. 在设计燃料元件和组件、反射层和其他堆芯部件时，必须考虑与反应堆作为一个整体有关的适当中子学、热工水力学、机械、材料、化学和辐射相关事项。

6.80. 必须进行分析，以表明预定的辐射条件和限值（如裂变密度、寿期终止时的裂变物总量、中子注量等）是可接受的，并且不会导致燃料元件产生不适当形变或肿胀。必须对预期可能的形变上限进行评价。这些分析必须得到来自实验和辐照经验方面数据的支持。在设计燃料元件时，应当考虑辐照元件的长期管理要求。

6.81. 在设计堆芯时，必须针对各种适当的运行安排考虑从初始堆芯直至平衡堆芯的所有可预见的堆芯布置。

6.82. 必须将堆芯（即燃料元件、反射层、冷却槽几何形状、辐照装置和结构件）设计成能够在所有运行状态下保持相关参数处在规定限值范围内。设计中必须有监测燃料完整性的措施。在探测到燃料破损的情况下，必须进行调査以找出破损的燃料元件。不得超过规定限值（亦见第 7.96 段至第 7.102 段），必要时必须停堆并必须将破损燃料元件从堆芯中卸出。

6.83. 堆芯必须设计成能够使设计基准事故工况下的燃料破损保持在可接受的限值范围内。

6.84. 堆芯（包括燃料元件、反应性控制机构²²和实验装置）必须设计并建造成能够不超过对所有运行状态规定的允许设计限值。必须在设定这些限值时纳入适当的裕度，包括不确定性裕度和工程容限。

²² 反应性控制机构系指各种用于控制反应性的装置，包括调节棒、控制棒、停堆棒或叶片以及用于控制慢化剂液位的装置。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.85. 堆芯必须设计成能够在所有运行状态和设计基准事故工况下以适当的裕度停堆、冷却并保持次临界状态。必须根据选定超设计基准事故评定反应堆的状态。

6.86. 在可能情况下，堆芯设计应当利用固有安全特征，以尽量减少事故工况（瞬态和不稳定性所产生的那些事故工况）的后果。

反应性控制系统

6.87. 必须在反应性控制器具中提供充分的负反应性，以便在所有运行状态和设计基准事故工况下都能够使反应堆处于次临界状态并保持这种状态同时须考虑具有最大正反应性贡献的实验安排。在设计反应性控制器具时，必须考虑磨损和辐照效应，如损耗、物理性质变化和气体产生等。

6.88. 必须对反应性控制系统或实验所允许的正反应性最大增率作出规定，并须将其限制在安全分析报告中能够证明的合理数值。

6.89. 设计中必须证明，反应性控制系统将在反应堆的所有运行状态下有效运作，而且该系统将在所有设计基准事故亦包括控制系统本身失效情况下保持其停堆能力。

反应堆停堆系统

6.90. 必须在设计中包括至少一个自动停堆系统。可能有必要提供第二套独立停堆系统，这要视反应堆的特征而定，对此必须给予适当考虑。

6.91. 停堆系统的有效性、动作速度和停堆裕度²³必须能够满足规定限值和条件。

6.92. 停堆系统的任何单一故障不得妨碍该系统在需要时执行其安全功能（如在最大反应性停堆棒卡在位置以外的情况下）。

²³ 停堆裕度系指在从堆芯移出最大反应性控制器具和所有在运行期间可改变位置或修改的实验处于其最大反应性条件时，除保持反应堆无限期处于次临界状态所需的负反应性之外而提供的负反应性。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.93. 可能需要一个或多个适用于紧急停堆的手动启动系统，对此必须给予适当考虑。

6.94. 必须提供仪器仪表并须规定进行测试，以确保停堆手段在给定的反应堆工况下始终处于预期状态。对于基于计算机的数字反应性控制系统，必须对软件进行核实和认定。

反应堆保护系统

6.95. 反应堆保护系统必须是自动化系统并独立于其他系统。此外，必须提供反应堆手动停堆信号作为对反应堆保护系统的一项输入。

6.96. 反应堆保护系统必须能够对各种假想始发事件自动启动所需的保护动作以便安全中止事件。在提供这种能力时应考虑系统部件的功能可能出现故障的情况（单一故障）。在一些情况下，可能认为手动操作动作会充分可靠，但条件是：

- (a) 有足够的时间；
- (b) 信息经过适当处理并能提供；
- (c) 诊断简单且行动明确得以确定；
- (d) 对运行人员的要求不过分。

6.97. 必须考虑从远距离位置提供启动停堆的能力。

6.98. 反应堆保护系统必须以下述方式设计，即必要的自动行动一经启动就不能通过手动行动加以阻止或妨碍，并且在事故后很短的时间内不需要采取手动行动。保护行动一经反应堆保护系统自动启动，就必须设计成一直执行到完成为止。反应堆保护系统的这种自动行动不得自行复原，重新运行必须要求运行人员采取谨慎的行动。

6.99. 必须认真评价反应堆保护系统旁路连锁和脱扣的可能性，必须将保护安全重要连锁和脱扣不发生偶然旁路的适当手段纳入反应堆保护系统。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.100. 反应堆保护系统的设计必须采用足以确保单一故障不能导致自动保护行动失效的冗余性和独立性。必须尽实际可能采用诸如利用故障时仍能安全运行的行为和多样性等设计技术，以防止反应堆保护功能丧失。适当的保护行动必须设计为能够自动启动。

6.101. 反应堆保护系统必须设计成能使反应堆即便在反应堆保护系统遭受可能的共因故障（如硬件故障或因老化或人为因素导致的故障）的情况下也能处于安全状态并使其保持在安全状态。

6.102. 必须能够对反应堆保护系统的所有部件进行功能检验。

6.103. 必须在设计中确保能够确定设定值，其裕度介于起始值和安全限值之间，以便反应堆保护系统启动的行动能够在安全限值达到之前对过程进行控制。确定这种裕度的一些因素是：

- (a) 仪器仪表的精度；
- (b) 校准方面的不确定性；
- (c) 仪表漂移；
- (d) 仪表和系统响应时间。

6.104. 在打算将基于计算机的系统用于反应堆保护系统时，除第 6.138 段至第 6.140 段的那些要求外，还必须适用以下要求：

- (a) 必须使用高质量且最佳实践性能的硬件和软件；
- (b) 包括设计变更的控制、检验和调试在内的整个发展过程必须系统地形成文件，并且可审查；
- (c) 为了确认基于计算机系统的可靠性，必须由独立于设计者和供应商的专家对基于计算机的系统进行评定。

6.105. 凡在无法以高置信度证明打算用于反应堆保护系统的基于计算机的系统具有必要完整性的场合，必须提供可确保执行保护功能的不同手段（如硬连线系统）。

反应堆冷却剂系统及相关系统

反应堆冷却剂系统

6.106. 反应堆冷却剂系统必须设计成能够为反应堆堆芯提供具有可接受和经证明之裕度的充分冷却。

6.107. 含有反应堆冷却剂的系统必须设计成能够便于进行检验和检查，以便能够探测可能的泄漏事件、快速生长的裂纹和脆性断裂。必须在设计中对确保获得任何裂纹缓慢生长的特征给予考虑。可酌情采用多重屏障概念（如一次冷却系统可完全封闭在水池单元中或包含在一个专门设计中，以应对可能的破裂）。

6.108. 在设计水冷却反应堆时，必须特别注意防止堆芯露出。必须使用特殊设施如可能时堆芯贯穿、虹吸切断和适当的隔离器具等。必须确保高质量的设计和制造以及酌情具有易于检查和检验的特征并具有冗余性。

6.109. 反应堆冷却剂边界必须设计成能够有利于役前和在役检查和检验。

6.110. 凡在停堆后需要冷却堆芯的单独系统时，除一次冷却系统外，还必须提供一个适当且可靠的余热排出系统。

6.111. 对于使用挡板²⁴或等效自然循环冷却系统的反应堆系统以及对于这种模式系为安全系统构成部分（或被认为是专设安全设施）的反应堆系统而言，必须使用适当数量的冗余装置（以适用单一故障准则），包括具有核实功能的装置和向反应堆保护系统提供信号的装置。

6.112. 反应堆冷却剂系统必须提供从燃料到最终热阱的长期、可靠的热传输。

6.113. 如果在不同压力下运行的两种流体系统发生互联，则这两种系统或者必须设计成能够承受较高压力，或者必须采取措施以防止发生单一故障

²⁴ 挡板是一个非能动阀，这种阀在水流低于设定值而失去强制流动时开启以允许形成自然循环回路。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

时在较低压力下运行的系统超过设计压力。

6.114. 必须采取措施监测和控制反应堆冷却剂和/或慢化剂的性质（如 pH 值和水传导率），并除去冷却剂中的放射性物质包括裂变产物。

堆芯应急冷却系统

6.115. 必要时，必须提供堆芯应急冷却系统，以防止在冷却剂丧失事故情况下燃料破损。必须确定这种系统必须应对的事故，并须进行分析以表明这种系统符合要求。

6.116. 堆芯应急冷却系统必须能够在足够长的时间内将堆芯温度保持在规定的安全限值范围内。

6.117. 堆芯应急冷却系统必须能够在设计基准中规定的冷却剂丧失事故范围内防止燃料显著破损（即在设计基准事故下，必须将燃料破损和放射性物质的释放保持在规定的限值范围内）。必须考虑在选定超设计基准事故工况下能够采用的冷却堆芯的专门程序。

6.118. 堆芯应急冷却系统必须设计成具有充分的可靠性，以满足第 6.35 段至第 6.43 段的要求。这种系统必须设计成在系统出现任何单一故障时仍能执行其预定功能。

6.119. 堆芯应急冷却系统必须设计成能够允许对部件进行定期检查，并须设计成能够定期进行适当的功能检验以核实性能。

封隔手段

6.120. 必要时，封隔²⁵手段必须设计成能够确保在涉及堆芯破裂的事故后能使放射性物质（裂变产物和活化产物）的释放不超过可接受的限值。封隔手段可包括环绕研究堆主体部分的包容放射性物质的实体屏障。这类屏障必须设计成能够防止或减轻在运行状态或设计基准事故下放射性物质的无计划释放。用于封隔的屏障通常由反应堆厂房以及其他物项构成。其他物项可以是收集和包容溢出物的集水坑和贮罐、通常安装有过滤器的应急通风系统、屏障贯穿件的隔离装置以及通常被调高的释放点。

6.121. 封隔手段必须设计成具有充分的可靠性，以满足第 6.32 段至第 6.34 段中提出的要求。

6.122. 为使封隔手段能够正常执行功能，必须将屏障内的压力设定在能够防止放射性物质从屏障向环境无控制释放的水平。在设定压力时，必须考虑大气条件（如风速和气压）的变化。

6.123. 在设计封隔手段时，必须根据设计基准考虑极端情况（如屏障内发生爆炸）和事故所致环境状况包括附录中所列相关外部和内部事件引发的情况（如火灾情况和局部压力的相应增加）的影响。

6.124. 屏障必须设计成具有针对设计基准事故状况下预期的最高计算压力和温度负荷的适当裕度。

²⁵ 封隔系指在核反应堆范围内包容放射性物质的功能，以防止或减轻其无计划释放。封隔是在正常运行方式、预期的运行事件、设计基准事故和尽实际可能地在选定超设计基准事故下需要执行的一项基本安全功能（见参考文献[22]第 4.6 段）。封隔功能通常是通过环绕核反应堆主体部分的若干包容放射性物质的屏障来实现（见第 2.19 段、第 6.6 段）。就研究堆而言，反应堆厂房是确保封隔的最终屏障。可考虑使用其他结构（如全封闭研究堆中的反应堆室）在技术上可行的部位提供封隔。对于大型核反应堆的多数设计而言，容纳反应堆的坚固结构是提供封隔的最终屏障。这种结构称为安全壳结构或简称安全壳。安全壳也保护反应堆防范外部事件，并提供运行状态和事故工况下的辐射屏蔽。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.125. 必须通过考虑设计基准事故下源项以及过滤、释放点、环境状况和压力及温度等其他参数来确定在设计基准事故工况下可接受的释放率。

6.126. 在产生的设计基准事故的情况下（包括那些可能产生压力增加的状况），屏障的每次贯穿必须能够自动和可靠地密封，其中对屏障泄漏进行控制是至关重要的，以防止放射性物质超过可接受限值地向环境释放。

6.127. 在设计中必须包括能够进行初始和定期检验以检查通风系统的漏气率和运行性能的措施。

6.128. 在封隔取决于过滤器效率的条件下，必须酌情提供对过滤器的效率进行现场定期检验的措施。

6.129. 对于执行封隔功能的结构和部件，必须认真选择覆盖层和涂层，而且必须对其使用方法作出规定，以确保其安全功能得到发挥，并在一旦覆盖层和涂层质量退化时尽量减少对其他安全功能的干扰。

6.130. 对于具有与其有关的较大潜在危害的研究堆而言，必须考虑提供封隔结构，以确保在设计基准事故包括在内部和外部事件情况下将放射性物质的释放控制在低于规定限值。必须落实减轻选定超设计基准事故后果的具体程序。

实验装置

6.131. 必须将实验装置设计成在任何运行状态下都不会对反应堆的安全造成不利影响。特别是，必须将实验设备设计成无论其运行还是故障都不会导致反应堆的反应性发生不可接受的变化，也不会导致冷却能力降低或不可接受的辐射照射。

6.132. 必须确定与反应堆直接或间接相关的每台实验装置的设计基准。必须考虑实验装置的放射性存量以及能量产生或释放的可能性。还必须进行安全分析，包括分析反应堆假想始发事件对实验装置将造成的损害。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.133. 如果安全装置与反应堆保护系统互联，则必须将它们设计成能够保持反应堆保护系统的质量。必须评估与反应堆保护系统产生有害相互作用的可能性。

6.134. 根据反应堆安全和实验安全的需要，设计必须规定对反应堆控制室实验的参数进行适当监测，并且必要时必须包括有关反应堆系统、实验装置以及任何其他相关设施例如包含具有能量储存功能的实验装置的辐射仓的具体安全特性。

6.135. 在运行限值和条件中必须包括实验装置安全使用的要求以及关于决定必须向监管机构提交哪些装置和实验的要求。必须编制装置的运行限值和条件以及安全运行的限制条件（见第 7.35 段），并且必须酌情将这些内容纳入研究堆的运行限值和条件。必须编制装置的初步退役计划。参考文献[15]提供了有关实验装置安全的进一步导则。

仪器仪表与控制

6.136. 反应堆必须具备足够的仪器仪表，以便监测正常运行中的反应堆的运行和工艺系统，并记录所有安全重要变量。反应堆必须具备适当的人工控制和自动控制装置，以使各种参数保持在规定的运行范围内。反应堆必须具备充足的指示器和记录仪器，以便监测预计运行事件和设计基准事故期间或之后的重要反应堆参数。这种仪器仪表必须适用于应急响应之目的。

6.137. 必须结合考虑人机工程学原则来规划仪器仪表的选择和安排以及显示方法，以便运行人员能够吸收有关信息和采取适当的安全相关行动，由此减少运行人员误差的可能性。这种安排通常集中在一个设备齐全的反应堆控制室内。必须采取适当措施，以便在预计运行事件和事故期间保护控制室内的工作人员。

6.138. 如果设计使一个安全重要系统依赖于基于计算机的系统的可靠性，则必须制订有关开发和检验计算机硬件和软件的适当标准和实践，并且在该系统整个寿期中必须采用这些标准和实践。对于基于计算机的数字式仪器仪表和控制系统，必须规定对软件进行核实、认定和检验。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.139. 所要求的可靠性水平必须与系统的安全重要性相当。实现所要求的可靠性水平必须借助于一项全面战略（在该系统开发的每个阶段使用各种补充手段包括有效的分析和检验制度）和一项认定战略，以证实该系统的设计要求已经得到满足。在可靠性分析中必须考虑所需设备的使用和贮存条件以及可能的环境因素（如湿度、极端温度和电磁场）的影响。

6.140. 在有关基于计算机系统的安全分析中所设想的可靠性水平必须包括规定的保守主义考虑，以补偿该项技术的固有复杂性以及由此产生的分析方面的困难。

6.141. 在仪器仪表与控制系统的设计中，必须就启动中子源以及适合于需要启动中子源之工况的专用启动仪器仪表作出规定。在所有调试阶段以及在长期关闭后必须满足这项要求。

6.142. 必须提供音响和可视警报系统，以便及早显示可能影响反应堆安全的反应堆运行工况的变化。

6.143. 设计必须包括关于安全相关仪器仪表的检查、检验和维护的适当规定。

6.144. 必要时，必须提供一个与主控制室分开并具有独立功能的辅助控制室，作为一旦发生紧急情况时工作人员能够工作的场所。辅助控制室必须备有关于设施及其周围环境的重要参数和放射学状况的资料。必须将为此目的设计的系统视为安全相关系统。

辐射防护系统

6.145. 必须为研究堆提供辐射防护系统，以确保为辐射防护目的在运行状态下和设计基准事故工况下以及切实可行时在超设计基准事故中进行充分监测，这些系统包括：

- (a) 固定式剂量率计：用于监测在运行人员经常活动的地点以及辐射水平可能发生变化的其他地点（如射束管区域）的局部辐射剂量率；

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (b) 固定式剂量率计：用于一旦发生预计运行事件和设计基准事故时以及在切实可行时一旦发生超设计基准事故时显示适当场所的综合辐射水平；
- (c) 监测器：用于在运行人员经常活动的区域以及预计气载活度水平可能达到需要采取保护措施的区域测量大气中放射性物质的活度；
- (d) 固定式设备和实验室：用于测定在流体工艺系统中以及在运行状态和设计基准事故工况下和切实可行时在超设计基准事故中从研究堆设施或环境中采集的气体和液体样品中选定的放射性核素的浓度；
- (e) 固定式设备：用于在排出流向环境排放之前或之中监测排出流；
- (f) 用于测量放射性表面污染的装置；
- (g) 为测量工作人员所受剂量和污染所需的装置和设备；
- (h) 在设施大门和其他可能的出口对未经许可或由于被忽视的污染而从反应堆建筑物移出的放射性物质进行辐射监测的装置。

6.146. 必须根据需要使用上述仪器，以便在所有运行状态下和设计基准事故中以及切实可行时在超设计基准事故中在控制室和其他适当的控制部位提供显示。

6.147. 必须采取措施，借助适当的监测系统防止放射性污染的扩散（亦见第 7.72 段至第 7.78 段）。

6.148. 除在设施内进行监测外，必要时还必须就确定设施附近的放射学后果作出安排。

燃料处理和贮存系统

6.149. 设计必须包括有关安全处理和贮存新燃料和辐照燃料的规定。

6.150. 设计必须包括有关贮存足够数量的乏燃料元件的规定。这些规定必须与堆芯管理计划以及从设施中移出燃料元件的计划相一致，并且必须符合第 6.154 段中确定的要求、以文件记载的安全运行限制条件以及运行限值 and 条件中所规定的并在安全分析报告中概述的定期检验的要求（见第 7.35 段）。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.151. 设计必须包括关于始终安全地实施堆芯卸料的规定。

6.152. 适当时，必须在设计中考考虑辐照燃料延期贮存的影响。

6.153. 新燃料和辐照燃料的处理和贮存系统必须设计成：

- (a) 能够利用物理手段，例如利用适当的几何形状和固定的吸收体防止误临界状态；
- (b) 允许进行定期检查和检验；
- (c) 能够最大程度地减少燃料损失或损坏的可能性；
- (d) 能够防止重物意外坠落在燃料上；
- (e) 允许贮存可疑的或被损坏的燃料元件；
- (f) 能够提供辐射防护；
- (g) 能够提供控制贮存介质的化学性质和活性的手段；
- (h) 能够提供针对盗窃和破坏的实物保护；
- (i) 能够防止燃料元件出现不可接受的应力水平；
- (j) 能够鉴别每个燃料元件。

6.154. 必须将辐照燃料的处理和贮存系统设计成能允许在运行状态下和设计基准事故工况下充分排热。

供电系统

6.155. 必须详细说明正常供电系统和应急供电系统的设计基准。在该设计基准中必须包括在设计基准事故中为执行必不可少的功能（例如反应堆保护系统、冷却系统、辐射防护系统、通讯、实物保护、仪器仪表、应急照明和应急通风）可以利用的可靠电源。

6.156. 必须考虑关于不中断供电的要求。

6.157. 必须考虑提供具有充分可靠性的应急供电系统，以确保在安全重要系统需要时可以利用应急电源。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

6.158. 必须说明交流电源和直流电源中断的最长时间范围，并且必须证明该时间范围是可接受的。

6.159. 在应急电力系统的设计中，必须考虑由该系统供电的设备中各种物项的启动负荷要求。

6.160. 必须在设计中提供检验应急供电系统之功能能力的适当手段。

6.161. 在选择电力电缆和信号电缆以及确定电缆路径时，必须考虑电干扰和火灾等共因故障机制，并且必须采用适当的解决方案（例如分离、冗余性或使用适当的材料）。

放射性废物系统

6.162. 研究堆的设计和运行（见第 7.104 段）必须能够最大程度地减少放射性废物的产生。放射性废物处理系统必须包括有关控制和监测的适当规定，以便将排放量保持在合理可行尽量低的水平并且低于规定限值。

6.163. 必须在设计中考虑适当的手段例如屏蔽和衰变系统，以减少对工作人员的照射和放射性向环境的释放。

6.164. 必须在设计中提供测量向环境排放的适当手段，例如采集放射性排出流样品和监测其排放量。

6.165. 必须在设计中根据需要提供有关放射性废物的处理、收集、加工、贮存、从厂址移出以及处置的方法。在需要处理液体放射性废物时，在适当情况下必须就探漏和废物回收作出规定。

6.166. 必须规定有关固体或浓缩的放射性废物的处理及其在合理的时间内在厂址上贮存的系统。

建筑物和结构

6.167. 必须设计适合于所有运行状态和设计基准事故以及尽实际可能适合于超设计基准事故的安全重要建筑物和结构。但这些物项可以构成专设安

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

全设施，第 6.32 段至第 6.34 段确定了关于这类设施的具体设计要求。

6.168. 必须将安全重要建筑物和结构设计成在所有运行状态下和设计基准事故中均能将厂内和厂外的辐射水平和放射性释放保持在合理可行尽量低的水平并且低于规定限值。

6.169. 必须根据对反应堆及其利用情况的安全分析，确定所需的反应堆建筑物或包含放射性物质的其他建筑物和结构的密封程度，并确定有关通风系统的要求。

辅助系统

6.170. 任何辅助系统的故障，无论其是否具有安全重要性，均不得损害反应堆的安全。一旦包含放射性物质的辅助系统发生故障，必须采取适当措施，以防止放射性物质向环境释放。

6.171. 必须根据研究堆及其相关设施安全的需要对通讯系统作出适当规定。

7. 运 行²⁶

组织措施

营运组织的结构和职责

7.1. 营运组织必须建立适当的研究堆管理结构，并须为开展反应堆运行提供各种必要的基础结构。反应堆运行组织（反应堆管理部门²⁷）必须包

²⁶ 运行包括为实现设计和建造或改造核研究堆的目的而开展的所有活动。这些活动包括：维护、试验和检查；燃料装卸和放射性物质处理，包括放射性同位素生产；实验装置的安装、检验和运行；中子束利用；出于研究与发展工作及教育和培训目的利用研究堆系统；以及其他相关活动。

²⁷ 反应堆管理部门由营运组织中被赋予承担指导研究堆设施运行的责任和职权的成员构成。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

括反应堆管理者和运行人员。营运组织必须确保为所有与研究堆设施的安全运行和利用有关的职能作出规定，诸如检查、定期检验和维护、辐射防护、质量保证和相关支助服务。

7.2. 营运组织必须对研究堆的安全承担全部责任，而且不得将这种责任委托他者。反应堆管理者必须承担研究堆安全运行的直接责任并拥有必要的权力。但是，监管机构必须保留禁止某些活动或在这样认为时要求对这些活动进行重新审议的权力。必须建立一个审查和报告异常事件的系统。

7.3. 营运组织必须为反应堆运行组织中的关键职位确定职能和责任。特别是，营运组织必须明确确定反应堆管理者、安全委员会、辐射防护小组、维护小组、质保人员和实验人员之间的权限范围与联系渠道。

7.4. 营运组织必须确定需要许可证或资格证书的工作人员的职位，并根据监管机构的要求提供适当的培训（亦见第 7.11 段至第 7.27 段）。特别是，反应堆管理者、值班长和反应堆操纵员必须持有有关当局颁发的许可证或资格证书。

7.5. 营运组织必须制订和实施辐射防护计划，以确保所有涉及辐射照射或潜在照射的活动得到规划、监督和执行，从而实现第 7.93 段至第 7.107 段所述目标。特别是，营运组织必须确保落实对反应堆利用和改造项目所致放射性危害提供适当的防护措施（亦见第 7.85 段至第 7.92 段）。

7.6. 营运组织必须对调试大纲的编写和良好完成承担全部责任（见第 7.42 段至第 7.50 段）。

7.7. 营运组织必须特别就燃料、堆芯部件和其他新的或辐照过的易裂变材料的采购、装载、利用、卸载、贮存、移动和检验编写并印发技术规范和程序。

7.8. 在研究堆的运行阶段，营运组织必须熟悉在类似研究堆上开展的退役项目，以促进对其自己的反应堆的最终退役之复杂性和成本进行评定。在退役之前，营运组织必须编写一个确保整个退役过程安全的详细计划。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

7.9. 营运组织必须就安全相关问题编写监管机构所要求的定期简要报告，并且必须在要求时向安全委员会和监管机构提交这些报告。

7.10. 营运组织必须有责任确保：

- (a) 设计能使反应堆安全运行，并根据已批准的设计建造反应堆；
- (b) 编写安全分析报告并随时更新；
- (c) 调试过程能证明设计要求已得到满足并且反应堆能够按照设计所设想的条件运行；
- (d) 制订并实施辐射防护计划；
- (e) 制订并实施应急程序；
- (f) 研究堆由适当合格和有经验的人员根据安全要求进行运行和维护；
- (g) 承担与安全运行有关责任的人员经过适当培训；制订、实施和随时更新培训和再培训计划并进行定期审查，以核实其有效性（亦见第 7.27 段和第 7.28 段）；
- (h) 运行期间提供适当的设施和服务；
- (i) 向监管机构提交应报告的事件资料，包括对这类事件的评定和打算采取的纠正行动；
- (j) 在组织中营造安全文化，以确保工作人员的态度以及所有个人与组织的行动和相互关系有利于安全运行（见第 2.11 段至第 2.14 段）；
- (k) 制订并实施适当的质量保证大纲（见脚注 14）（见第 2.21 段和第 4.5 段至第 4.13 段）；
- (l) 向反应堆管理部门提供充分的权力和资源，以使其能够有效地履行职责；
- (m) 根据运行限值和条件以及运行程序运行和维护研究堆（见第 7.29 段至第 7.41 段和第 7.51 段至第 7.55 段）；
- (n) 对所利用或产生的易裂变材料和放射性物质进行控制；
- (o) 对运行经验包括有关类似研究堆运行经验方面的资料进行认真检查，以找出任何不利于安全的先兆趋势，以便能够在出现严重不利情况之前采取纠正行动并能够防止事件发生。

运行人员

7.11. 营运组织必须指定反应堆管理者对研究堆安全运行承担直接责任和行使权力。反应堆管理者的主要职责必须包括履行这种责任（见第 7.2 段）。反应堆管理者必须对反应堆的运行、检查、定期检验和维护以及利用和改造的各个方面承担全部责任。

7.12. 反应堆管理者必须明确地将运行人员的职责、责任、必要的经验和培训要求及其联系方式形成文件。也必须明确地将涉及反应堆运行或使用的其他人员（如技术支助人员和实验人员）的职责、责任和联系方式形成文件。

7.13. 反应堆管理者必须对确保研究堆在各种运行状态下安全运行所需的各学科最低员额要求作出明确说明。这些要求包括人员数量和要求其承担的职责。无论何时都必须明确指定对反应堆运行承担直接监督责任的人员。也必须对拥有处理事故工况所需人员的情况作出规定。

7.14. 反应堆管理者必须有责任确保选定从事反应堆运行的人员获得对于反应堆安全和高效运行所需的培训和再培训，并对这种培训和再培训进行适当评价。必须就运行状态和事故工况下遵循的程序进行适当的培训（见第 7.51 段至第 7.55 段）。

7.15. 尽管有独立的辐射防护人员（见第 7.22 段），必须对运行人员包括技术支助人员和实验人员进行辐射防护方面的适当培训。

7.16. 必须预先编制研究堆运行和实验利用方面的详细计划，并且须经反应堆管理者批准。

7.17. 反应堆管理者必须负责并且必须安排好所有与堆芯管理和燃料装卸以及任何其他易裂变材料的处理有关的活动。

7.18. 反应堆管理者必须定期对研究堆运行包括实验进行审查，并且必须对发现的任何问题采取适当的纠正行动。反应堆管理者必须征求安全委员

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

会的建议或必须邀请顾问对反应堆和实验的调试、运行、检查、定期检验和维护以及改造方面所产生的重要安全事项进行审查。

7.19. 运行人员必须根据批准的运行限值和条件以及运行程序运行设施（见第 7.29 段至第 7.41 段和第 7.51 段至第 7.55 段）。所需运行人员的数量和类型将取决于反应堆的设计方面，如功率水平、负载循环和利用情况等。

7.20. 每一持有许可证或经批准的反应堆运行人员都必须有权为了安全而关停反应堆。

7.21. 营运组织必须设立一个维护小组来执行第 7.56 段至第 7.64 段中所讨论的检查、定期检验和维护计划。在一些研究堆上，培训值班长和反应堆操纵员来执行这些任务。

辐射防护人员

7.22. 必须设立辐射防护小组来拟订并实施辐射防护计划，并就与辐射防护有关的问题向反应堆管理者和营运组织提供建议。这一问题将在第 7.93 段至第 7.107 段中讨论。

其他支助人员

7.23. 营运组织必须提供培训教员、安全官员和反应堆化学工作者等其他支助人员。

7.24. 营运组织必须在必要时为承包商工作人员能够提供援助作出安排。

安全委员会

7.25. 向反应堆管理者提供咨询的安全委员会（见第 4.15 段）必须就反应堆管理者提交的安全事项提供判断。特别是，安全委员会必须审查所建议的实验和改造的充分性和安全性，并且必须向反应堆管理者提供行动建议（亦见第 4.15 段和第 7.18 段）。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

7.26. 无论安全委员会的判断如何，反应堆管理者（见第 7.15 段）必须有权拒绝或推迟实施其认为不安全的实验或改造，并且必须向高层权力机构提交这类建议，供进一步审查。

培训、再培训和资格认证

7.27. 必须制订运行人员包括反应堆管理者、值班长、反应堆操纵员、辐射防护人员、维护人员、质保人员和在研究堆设施工作的其他人员的培训和再培训计划。必须提供例行培训和再培训，以便不断增强工作人员的知识和能力。

7.28. 必须落实验证培训的程序，以检查培训的有效性和进行人员资格认证。

运行限值和条件

一般要求

7.29. 必须制订一套反应堆安全重要运行限值和条件，包括安全限值、安全系统设定值、安全运行限制条件、检查要求、定期检验和维护以及行政要求，并提交监管机构进行审查和评定。

7.30. 必须利用运行限值和条件来提供研究堆安全运行的框架。必须制订反应堆寿期每一阶段（如调试和运行）的运行限值和条件。运行人员在反应堆整个寿期内必须遵守运行限值和条件。

7.31. 必须对运行限值和条件进行充分选择、明确制订和适当证实（如明确说明每一运行限值和条件的目的、适用性及其技术要求，即其规定的限值和基准）。必须在安全分析报告、反应堆设计或与运行行为有关问题的基础上选择运行限值和条件并确定其数值，并且这些运行限值和条件及其数值必须被证明与反映反应堆当前状况的安全分析报告相符。

安全限值

7.32. 必须设定安全限值以保护防止放射性物质无控制释放的实体屏障的完整性。就很多研究堆而言，首要且主要的实体屏障是燃料材料包壳。就其他研究堆而言，主要的实体屏障则是一次冷却剂边界。

7.33. 必须设定有关温度和其他测量过程变量等可能影响屏障完整性和能够易于测量和控制的重要参数的安全限值。

安全系统设定值

7.34. 对于要求安全限值的每一参数和其他安全重要相关参数而言，必须有一个监测参数并提供在自动方式下能够利用的信号系统，以防止参数超过设定限值。将提供最小可接受安全裕度的这种保护行动的值即是安全系统设定值。这种安全裕度将考虑到除其他外，特别是系统瞬态行为、设备响应时间和测量装置的不准确性。

安全运行的限制条件

7.35. 安全运行的限制条件系指为确保正常运行值和安全系统设定值之间保有可接受的裕度而确定的条件。设定安全运行限制条件的目的是避免安全系统不必要的频繁启动。安全系统的限制条件必须包括运行参数方面的限制、与最低可操作设备及最低员额水平有关的要求以及运行人员为保持安全系统的设定值需要采取的规定行动。

检查、定期检验和维护要求

7.36. 必须制订对所有安全重要物项进行检查、定期检验和维护、可操作性检验和校准的频度和范围要求，以确保符合安全系统设定值和安全运行限制条件。

7.37. 检查、定期检验和维护的要求必须包括一个明确说明适用性、执行频度和可接受的偏差的技术规范。为了提供操作灵活性，该技术规范必须说明有最大不可超过值的平均间隔。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

行政要求

7.38. 运行限值和条件必须包括对以下方面的行政要求或控制：组织结构和反应堆安全运行方面重要职位的职责、人员配备、设施工作人员的培训和再培训、审查和审核程序、改造、实验、记录和报告以及在违反运行限值和条件后所需采取的行动。

违反运行限值和条件

7.39. 一旦在反应堆运行偏离一个或多个运行限值和条件时，必须采取补救行动并须通知监管机构。

7.40. 必须对在违反安全运行限制条件下运行人员在许可时间范围内采取的行动作出规定。反应堆管理部门必须对有关原因和后果进行调查，并且必须采取适当的行动防止再次发生。必须适时通知监管机构。

7.41. 如果安全限值没有得到遵守，必须停堆并使反应堆保持在安全状态。在这类情况下，必须迅速通知监管机构；营运组织必须对有关原因进行调查并且必须向监管机构提交报告供其进行评定，然后反应堆才能恢复运行。

调试

调试大纲

7.42. 必须编写关于反应堆部件和系统建成或改造后对其进行检验的适当调试大纲，以验证其是否符合设计目标和是否满足性能标准。调试大纲必须确定：调试的组织和职责；调试阶段；基于结构、系统和部件的安全重要性对其进行的适当检验；检验安排；调试程序和报告；审查和核实的方法；缺陷和偏差的处理以及对文件的要求。

7.43. 必须对反应堆调试期间的实验装置给予适当考虑。

7.44. 调试大纲必须提交安全委员会和监管机构，并且必须经过适当审查和评定后方可实施。

组织和责任

7.45. 营运组织、设计者和制造商必须参与调试大纲的编写和执行。调试过程必须包括营运组织与供应商之间的合作，以确保使之成为营运组织熟悉特定反应堆特征的一个有效手段。监管机构和营运组织在整个调试过程中必须保持密切的联系。尤其是，必须向安全委员会和监管机构提供直接影响安全的检验结果和分析，以供酌情进行审查和核准。

调试试验和各阶段

7.46. 必须按照功能小组和逻辑顺序安排好调试试验。这一顺序包括运行前试验、初始临界试验、低功率试验以及功率提升和功率试验。除非所要求的前期步骤已经成功地完成，否则不得继续试验顺序。因此，调试大纲必须分成若干阶段，这些阶段通常按以下顺序安排：

- 阶段 A：装载燃料前试验；
- 阶段 B：燃料装载试验、初始临界试验和低功率试验；
- 阶段 C：功率提升试验和功率试验。

调试程序和报告

7.47. 必须在开始每一调试阶段的试验之前编写、审查和批准这一阶段的程序。调试活动必须按照已批准的书面程序进行。必要时，这些程序必须包括关于通知以及安全委员会、外部机构、制造商和监管机构参与的控制点。

7.48. 调试大纲必须包括审核、审查和核实方面的规定和程序，以期确保大纲按计划执行并确保其目标得到充分实现。还必须包括解决调试试验期间发现的任何偏差或缺陷的规定。

7.49. 必须适当详细地并根据质保要求编写有关这些试验的范围、顺序和预期结果的报告。报告必须涵盖以下方面：

- (a) 试验目的和预期结果；

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (b) 试验期间要求执行的安全规定；
- (c) 预防措施和先决条件；
- (d) 试验程序；
- (e) 试验报告，包括收集的数据汇总以及对其的分析、结果评价、缺陷确认（若有）以及任何必要的纠正行动。

7.50. 无论是营运组织的成员或是供应商进行的所有调试试验的结果必须提供给营运组织，并且必须在设施的寿期内妥善保存。

运行程序

7.51. 必须建立在设施整个寿期内可能进行的所有安全相关运行的运行程序，包括：

- (a) 调试；
- (b) 在所有运行状态以及酌情在包括试验装置在内的燃料元件和组件或其他堆芯和反射层部件的装载、卸载和移动情况下的运行；
- (c) 可能影响反应堆安全的主要部件或系统的维护；
- (d) 对反应堆安全至关重要的结构、系统和部件的定期检查、校准和检验；
- (e) 辐射防护活动；
- (f) 运行和维护的审查和核准过程，以及可能影响反应堆安全或堆芯反应性的辐照行为和实验；
- (g) 反应堆运行人员对假想运行事件和可能情况下对超设计基准事故的对策；
- (h) 应急情况；²⁸
- (i) 实物保护；
- (j) 放射性废物的处理和放射性释放的监测与控制；

²⁸ 在很多情况下，应急程序作为单独应急计划的一个要素予以制订（见第 7.72 段至第 7.78 段）。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (k) 在反应堆延期关闭期间，必要时对反应堆及其辅助系统的检查、定期检验和维护；
- (l) 利用情况；
- (m) 改造；
- (n) 具有可能影响安全的行政性质的活动（如对访问者的控制）；
- (o) 质量保证。

7.52. 反应堆运行者必须在可能的情况下与设计者和制造商以及包括辐射防护人员在内的营运组织的其他工作人员合作制订运行程序。运行程序必须符合运行限值和条件而且适用于遵守运行限值和条件，并且必须根据管理这类程序的格式、制订工作、审查和控制的一般质量保证程序予以编写。这些程序必须经过独立审查（如通过安全委员会），并且必须得到反应堆管理者的批准。

7.53. 运行程序必须在程序使用过程中汲取的经验教训的基础上或在有需要时根据预先确定的内部程序进行定期审查和更新。必须根据研究堆特定运行的相关性提供这些程序。

7.54. 所有参与反应堆运行和利用的人员必须在相关时进行这些程序应用方面的充分培训。

7.55. 在规划现有程序没有涵盖的活动时，必须编写适当的程序并进行审查，而且必须在作业开始前经过适当的批准。必须对相关人员提供这些程序的补充培训。

检查、定期检验和维护

7.56. 必须进行检查、定期检验和维护，以确保结构、系统和部件能够按照设计意图和要求发挥作用；符合运行限值和条件并合乎反应堆的长期安全。就此而言，“维护”这一术语既包括预防行动，也包括纠正行动。

7.57. 必须要有在安全分析报告的基础上形成文件的反应堆设备尤其是所有安全重要物项的检查、定期检验和维护的计划。必须通过这些计划确保

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

在其执行期间安全水平不会下降。必须对检查、定期检验和维护计划进行定期审查，以便吸纳经验教训。必须按照已批准的书面程序对安全重要系统或物项进行各种检查、定期检验和维护。程序必须就正常反应堆配置的任何变更所要采取的措施作出规定，并且必须包括在完成活动时恢复正常配置的规定。必须利用符合质保要求的工作许可系统进行检查、定期检验和维护，包括在开展工作前后进行复核的适当程序。这些程序必须包括验收标准。必须要有一个明确定义的工作实绩审查和核准结构。

7.58. 对安全重要系统或物项的非例行检查或纠正性维护必须按照专门制订的计划和程序进行。出于安全目的和在计划基础上进行的在役检查必须以类似方式进行。

7.59. 在已安装设备上开展维护工作，出于维护目的使设备退出运行或维护后重新安装设备的决定：

- (a) 必须由反应堆管理者承担全部责任；
- (b) 必须符合运行限值和条件中规定的维持反应堆安全水平的目标。

7.60. 对各个结构、系统和部件进行检查、定期检验和维护的频度必须根据经验进行调整，并且必须能够按照第 6.35 段中提出的要求确保适当的可靠性。

7.61. 必须确定和控制定期检验和维护所用的设备和物项，以确保其适当使用。

7.62. 维护不得以导致对所维护的系统造成蓄意或者无意的设计变更的方式进行。如果维护活动需要进行设计变更，则必须遵守有关实施改造的程序。

7.63. 必须由适当合格的工作人员对检查、定期检验和维护的结果进行评定，他们必须核实活动是否已按适当程序的规定完成并且必须核实是否遵守运行限值和条件。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

7.64. 必须向监管机构通报安全重要的任何不符合项。必须进行维护评定并且维护活动的协调员必须对维护评定的结果进行审查。恢复运行必须得到维护活动协调员的批准。

堆芯管理和燃料装卸

7.65. 必须利用堆芯管理产生与实验计划需要相一致的安全运行的堆芯。堆芯管理方面的基本活动如下：

- (a) 通过计算并利用已验证的方法和程序确定燃料、反射层、安全装置(如中子吸收棒、倾倒慢化剂和可燃毒物的阀门等)、实验装置和慢化剂在堆芯的适当位置；
- (b) 保持并更新燃料和堆芯布置参数的基准资料；
- (c) 在技术要求的基础上并根据设计意图以及运行限值和条件的要求采购燃料；
- (d) 按照燃料装卸程序装载燃料；
- (e) 利用(燃烧)反应堆堆芯，同时通过保持堆芯布置的相关参数与反应堆的设计意图以及运行限值和条件中规定之设想的一致性，并通过探测、识别和卸载破损燃料来确保燃料的完整性；
- (f) 适当时卸载辐照燃料。

7.66. 除上述活动外，在堆芯管理计划方面还必须开展确保堆芯中燃料安全利用或促进堆芯管理基本活动的其他活动，诸如：

- (a) 对任何堆芯部件或拟议的辐照用材料的安全影响进行评定；
- (b) 对燃料破损的原因和避免这类破损的方法进行调查；
- (c) 评定辐照对堆芯部件和堆芯材料的影响。

7.67. 燃料装卸包括新燃料和辐照燃料的移动、贮存、转移、封装和运输。在这些过程中必须遵守适用的安全要求。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

7.68. 必须制订燃料元件和堆芯部件的装卸程序，以确保其质量、安全和实物保护以及避免损坏或降质。此外，必须为处理燃料元件和控制棒的破损制订运行限值和条件并且必须编制有关的程序，以尽量减少所释放的放射性产物的数量。必须通过包壳破损探测系统对反应堆堆芯和燃料进行持续监测，但不一定是在线监测。如果探测到燃料破损，则必须进行调査，以找出破损的燃料元件。不得超过规定限值，必要时必须停堆并将破损的燃料元件卸出（亦见第 7.96 段至第 7.102 段）。

7.69. 必须根据国家和国际的要求并酌情根据参考文献[18]对含有新燃料和辐照燃料的燃料组件进行封装和运输。

7.70. 必须按照质保大纲维持一个涵盖堆芯管理、燃料和堆芯部件装卸活动和燃料贮存的综合记录系统。

防火安全

7.71. 营运组织必须定期进行防火安全分析。这些分析必须包括评定安全系统的防火薄弱环节；对纵深防御适用措施的改造；消防能力的改造；控制易燃物；控制点燃源；维护；检验和人员准备情况。

应急规划

7.72. 必须制订，研究堆设施应急计划以涵盖在紧急情况下预定要开展的所有活动。营运组织必须根据监管机构的要求以及必要时与适当的政府和地方当局或其他机构合作制订应急程序，以确保在紧急情况下所有厂区服务和外部援助的有效协调。应急程序必须以安全分析报告中所分析的事故以及出于制订应急计划目的而额外假定的那些事故为基础。参考文献[19]确定了关于制订应急计划的要求。

7.73. 营运单位所制订的应急计划和安排必须视需要包括以下方面：

(a) 明确（进行准备和响应）的应急组织包括关键人员的权力和责任；

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (b) 紧急情况的确认为分类；
- (c) 应当宣布发生紧急情况的条件；受权宣布紧急情况的人员名单和适当报警程序或器具的说明；
- (d) 初始和后续评定安排，包括对放射学状况的环境监测；
- (e) 与厂外机构达成的在紧急情况下将提供援助的协议，包括协议书和联络点的细节；
- (f) 尽量减少人员受到辐射照射的措施和确保伤员得到治疗的措施；
- (g) 实施救援行动或减轻紧急情况后果的工作人员所受照射之剂量限值方面的导则；
- (h) 在设施采取的限制任何放射性释放的范围和污染扩散的行动；
- (i) 指挥和通讯系统，并明确规定有关人员和组织的责任和义务；
- (j) 确保应急控制中心与外部和内部场所之间通讯可靠性的措施；
- (k) 应急设施、设备和程序说明；
- (l) 在指定地点备用的应急设备清单；
- (m) 向有关当局作出通报的通报要求；
- (n) 要求提供补充资源的通知要求；
- (o) 参与实施计划的人员和机构将采取的行动；
- (p) 向公众作出通报的措施；
- (q) 人员培训措施，包括演习频度和范围的技术规范；
- (r) 紧急情况终止和恢复的措施。

7.74. 应急计划必须通过这样的应急程序，即用以详细说明减轻紧急情况后果所需采取的实行动和安排的文件和指南的形式予以实施。对应急计划和程序必须定期进行审查，而且必要时必须进行修订，以确保纳入汲取的经验教训。

7.75. 运行人员在应对紧急情况时必须根据既定的应急程序采取适当的行动。其他现场支助服务小组和厂外机构必须根据紧急情况的性质和程度按照应急计划中的规定参与其中。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

7.76. 应急响应小组必须包括具有研究堆运行方面最新知识的人员，并且通常应由反应堆管理者或它的一名代表领导。所有参与响应紧急情况的人员都必须在必要时定期接受在紧急情况下履行其职责方面的指导、培训和再培训。所有现场人员都必须接受在紧急情况下将要采取的步骤方面的指导。这些指导意见必须醒目地加以公示。

7.77. 必须每隔一段时间进行演习，并且必须尽实际可能让所有那些负有对紧急情况作出响应责任的人员参与。必须对演习的结果进行审查，并且在必要时必须将汲取的经验教训纳入经修订的应急计划。

7.78. 发生紧急情况时使用的设施、仪器、工具、设备、文件和通讯系统必须保持随时可供使用，并且必须保持在不大可能受到假想事故的影响或因而不能提供使用的状态。

实物保护

7.79. 必须按照国家法律和条例采取措施，以防止擅自行动，包括可能危害研究堆及其相关设施安全的破坏行为。并在万一发生这类行动时采取相应对策。

7.80. 参考文献[24]提供了有关核设施和核材料实物保护的¹国际建议。

记录和报告

7.81. 就反应堆的安全运行而言，营运组织必须保留有关反应堆的设计、建造、调试、当前布置和运行的所有基本资料。这些资料必须在反应堆的整个运行阶段保持更新，并且必须在退役期间随时提供使用。这类资料包括：场址数据和环境数据、设计技术要求、已供应设备和材料的细节、竣工图纸、有关改造累积效应的资料、日志、运行和维护手册以及质保文件。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

7.82. 必须建立与质保大纲相符的记录和报告的生成、收集、保留和归档的行政程序。日志、检查清单和其他适当记录的信息条目必须适当地注明日期并签名。

7.83. 必须编写和保留不符合项的记录和为使研究堆恢复到遵守状态所采取的措施，并且必须向监管机构提供这些记录和采取措施的情况。营运组织必须对保留记录及其保留时限作出规定。

7.84. 为存放和保管记录和报告作出的安排必须符合质保大纲。文件管理系统必须设计成能够确保将过时文件进行归档并确保工作人员使用的是每一文件的最新版本。必须考虑在紧急情况下所使用文件的厂外存放（如存放在应急控制中心）。

反应堆的利用和改造

7.85. 营运组织必须对改造或实验的准备和实施的所有安全问题负责。它可以将某些任务的执行指派或转包给其他组织，但不得下放其责任。特别是，营运组织必须负责管理拟议的利用或改造项目，反应堆管理者必须根据既定程序参与其中。对于大型项目，则必须包括确定项目的目标和结构、任命项目经理、规定职责并分配适当的资源。此外，在项目开始之前，营运组织还必须制订并遵守为控制利用和改造项目而批准的程序。

7.86. 营运组织必须有责任确保：

- (a) 对拟议的利用或改造进行安全分析。
- (b) 适用已批准的分类标准（见第 7.87 段和参考文献[15]）。
- (c) 遵守相关安全文件。
- (d) 满足有关审查和批准的要求。这些要求可包括在着手或建立正式许可证审批程序之前获得监管机构批准的要求。
- (e) 对所有参与实施改造或实验的人员以及对公众和环境实施适当的安全防范和控制。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (f) 在实验或改造的所有准备和实施阶段实施质量保证，以确定是否已满足所有适用的安全要求和安全标准。
- (g) 所有将参与进行拟议改造或从事拟议利用的人员都应接受有关任务的适当培训、取得资格并获得经验，并且必要时预先进行有关这种改造或利用对反应堆运行的影响和反应堆安全特征方面的培训。
- (h) 必要时迅速更新所有与反应堆安全特征有关的文件，如安全分析报告；运行限值和条件以及相关运行、维护和应急的程序等。

7.87. 必须对研究堆的利用和改造的建议进行分类，并且必须制订这种分类的相关标准。必须根据有关建议的安全重要性或在说明拟议的变更是否将使反应堆的运行超出运行限值和条件的基础上对利用和改造建议进行分类（见参考文献[15]第 305 段至第 326 段）。

7.88. 具有重要安全意义的利用和改造项目（见参考文献[15]第 310 段）必须进行安全分析，并且必须遵守与第 6.72 段和第 6.78 段所述有关反应堆本身相等效的设计、建造和调试程序。

7.89. 在实施研究堆利用和改造项目时，必须将参与工作人员的辐射照射保持在合理可行尽量低的水平。

7.90. 反应堆管理者必须制订审查和核准实验和改造建议的程序以及对其实施进行控制的程序。这种程序必须包含诸如以下方面的所有相关资料：

- (a) 实验或改造目的的说明；
- (b) 实验或改造的必要性；
- (c) 设计要求和标准包括其安全评定；
- (d) 所涉制造过程的说明；
- (e) 所涉安装程序的说明；
- (f) 调试过程的说明；
- (g) 运行程序和应急程序的审查；
- (h) 对实验人员可能造成的辐射危害的说明；

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (i) 防止事故照射所需辐射安全措施说明（包括对接触辐照装置和放射源和/或中子束的限制）；
- (j) 为防止在正常和异常工况下产生的（直接或散射）辐射的增加而在装置周围需要设置的辐射屏蔽的说明；
- (k) 处置实验或改造过程中产生的放射性废物的必要性说明；
- (l) 需要更新的相关文件清单；
- (m) 对培训和必要时对反应堆运行人员的许可证进行再审批的具体要求；
- (n) 质保要求。

7.91. 必须通过书面程序控制实验装置的使用和装卸。在这些程序中必须考虑反应堆特别是反应性改变的可能影响。

7.92. 对实验装置进行的任何改造必须遵守与原实验装置遵循的设计、运行和批准程序相同的程序。

辐射防护

一般要求

7.93. 研究堆设施的辐射照射必须遵守监管机构或另外一个主管当局确定或批准的剂量约束值，以确保不超过相关剂量限值。在所有运行状态下，辐射防护的主要目标必须是避免不必要的辐射照射并保持剂量低于剂量限值和合理可行尽量低，而且考虑社会和经济因素。

7.94. 就事故工况而言，必须通过适当的专设安全设施和应急计划中规定的措施将放射学后果保持在低水平。

7.95. 有关辐射防护的所有文件和活动都必须符合运行方面的质保要求。

辐射防护计划

7.96. 营运组织必须根据监管要求制订辐射防护计划。该计划必须包括营运组织的政策宣示，其中包括辐射防护目标（见参考文献[20]第 3.2 段）和

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

营运组织对优化防护原则的承诺宣示（见参考文献[20]第 4.9 段至第 4.12 段）。辐射防护计划必须遵守《国际电离辐射防护和辐射源安全基本安全标准》[12]的要求，并须经监管机构的批准。

7.97. 辐射防护计划必须遵守职业性辐射防护的要求（见参考文献[12 和 15]）并且必须特别包括以下措施：

- (a) 确保在预期出现辐射危害时辐射防护人员与运行人员在制订运行程序和维护程序方面进行合作，并确保在需要时提供直接援助；
- (b) 提供人员、设备和结构物的去污能力；
- (c) 对遵守放射性物质运输的适用条例进行控制[18]；
- (d) 探测并记录放射性物质的任何释放；
- (e) 记录辐射源存量；
- (f) 提供辐射防护实践方面的适当培训；
- (g) 提供根据经验对计划进行审查和更新的能力。

辐射防护人员

7.98. 辐射防护计划必须包括任命负责辐射防护的合格人员，他们应熟悉反应堆设计和运行的放射学问题。这些人员必须与运行反应堆的小组合作开展工作，但他们必须有独立于反应堆管理部门向营运组织进行报告的渠道。

7.99. 必须指定一名合格专家²⁹，这名专家必须能就辐射防护计划的遵守情况及其符合参考文献[12]中确定的要求方面向反应堆管理者提供咨询，并且必须能够接触营运组织中有权制订和强制执行运行程序的管理者。

7.100. 所有在设施工作的人员在将辐射防护计划中规定的控制其活动区域受照量的措施付诸实践方面都必须有各自的责任。因此，必须特别重视对设施所有人员的培训，以确保他们充分了解放射学危害和可利用的防护措施。

²⁹ 见参考文献[12]第 2.31 和第 2.32 段。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

施。必须特别注意在研究堆设施的人员可能包括不在那里长期工作的人员（如实验人员、学员、访问者和承包商）。

参考水平

7.101. 为了协助反应堆管理部门确保将辐射剂量保持合理可行尽量低和确保不超过剂量约束值，营运组织必须设定低于规定释放限值的剂量参考水平和/或剂量率以及放射性释放参考水平。这些参考水平必须包括在运行限值和条件中，并且必须根据辐射防护目标进行设定（见参考文献[1]第 205 段）。如果超出参考水平，营运组织则必须对此进行调查，以便采取纠正行动。

7.102. 如果超过适用的职业性或公众受照量剂量限值或放射性释放的规定限值，则必须根据有关要求通知监管机构和其他主管当局。

控制职业性照射

7.103. 必须按照监管机构或其他主管当局的要求，对可能受到显著性水平职业性辐射照射的所有人员进行剂量测量、记录和评定，并且这些记录必须向监管机构和国家条例中指定的其他主管当局提供。参考文献[12]附录 I 确定了职业性照射的详细要求。

放射性废物管理

7.104. 反应堆及其实验装置的运行必须尽量减少各种放射性废物的产生，以确保放射性物质向环境的释放保持合理可行尽量低并便于废物的处理和处置。必须落实研究堆设施中固体、液体和气体放射性废物及其从设施中最终移出的管理安排。必须根据质保大纲的要求开展放射性排出流和放射性废物方面的所有活动（见脚注 14）。参考文献[14]确定了对该主题的进一步要求。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

7.105. 必须对放射性排出流的释放进行监测并对结果进行记录，以核实是否符合适用的监管要求。还必须根据监管机构或其他主管当局的要求定期向其报告这些情况。

7.106. 必须遵守有关放射性废物的处理、收集、加工、贮存和处置的书面程序。必须根据监管机构或其他主管当局的要求开展这些活动。

7.107. 必须保存已贮存和处置或从反应堆场址移出的放射性废物的数量、类型和特征的适当记录。

安全评定和老化相关问题

7.108. 营运组织必须在反应堆整个运行寿期内进行安全评定（见第 2.15 段和第 2.16 段）。评定的范围必须涵盖包括运行的所有安全相关问题，包括辐射防护、场址再评价、实物保护和应急计划。在进行安全评定时，营运组织必须适当考虑从运行经验和其他相关来源获得的资料。一项全面的定期审查计划将满足对安全评定的这一要求。在安全评定结果的基础上，营运组织必须实施所有必要的纠正行动，并且必须考虑做出合理的改进，以加强安全。

7.109. 定期审查计划应当涵盖老化管理计划问题，以验证设施的老化状况，并提供在老化有关问题方面采取行动的依据。因此，定期审查是防止和减轻老化效应和场址周围所做改造之影响的行动手段。通过利用非破坏性技术对结构、系统和部件进行的检查称作在役检查。营运组织必须根据其老化管理计划进行在役检查（见第 6.68 段至第 6.70 段）。

同行评审

7.110. 对研究堆进行的一些审查必须以同行评审的方式进行，即由来自其他有着良好运行实践的研究堆的审查人员进行评审。这类同行评审将提供对其他研究堆实践和计划的了解（见第 2.16 段和第 4.16 段）。

延期关闭

7.111. 研究堆设施可能在就其前途作出决定之前例如因预算考虑、缺少利用或设备故障而延期关闭一段时间。尽管可以制订延期关闭计划，但延期关闭往往难以预料。营运组织必须在延期关闭期间采取适当的措施，确保材料和部件不致严重降质。因此，必须考虑以下措施：

- (a) 将燃料元件从反应堆堆芯卸出，放入贮存支架；
- (b) 根据停堆要求修改运行限值和条件；
- (c) 移出部件进行保护性贮存；
- (d) 采取措施防止腐蚀和老化加速；
- (e) 保留适当的设施工作人员，以便进行必要的检查、定期检验和维护。

7.112. 营运组织必须尽快作出必要的决定，以便将延期关闭时间减至最短。在延期关闭时间内，营运组织必须考虑关闭对履行许可证条件（如对燃料的实物保护）和对运行人员资格的影响。

8. 退 役

8.1. 对于一些正在运行的研究堆，在设计时并未考虑其最终退役的需要。尽管如此，研究堆的所有运行活动，包括检查、定期检验和维护、改造以及实验都必须以有利于其退役的方式进行。必须不断更新反应堆文件，并且必须记录有关在反应堆维护或改造期间处理受到污染或经辐照的结构、系统和部件方面的经验的资料，以促进退役计划的制订。

8.2. 必须制订退役计划，以确保整个退役过程的安全。在开始实施退役活动之前，必须提交退役计划供安全委员会和监管机构审查和批准。参考文献[16]提供了有关研究堆退役的导则。

8.3. 退役计划必须包括对适合于有关反应堆并符合监管机构要求的一项或多项退役方案进行评价。以下是退役方案的实例：

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- (a) 在移出所有燃料组件以及所有随时可移动的活化和受到放射性污染的部件和放射性废物之后，反应堆在完整状态下进行保护性贮存；
- (b) 在从反应堆移出所有燃料组件以及所有随时可移动的活化和受到放射性污染的部件和放射性废物之后，对活化结构和大型部件进行埋葬；
- (c) 从反应堆移出所有放射性物质以及所有可移动的活化和受到放射性污染的部件，并对其余结构进行彻底去污，以允许该设施不受限制地使用。

8.4. 在制订退役计划时，必须审查反应堆设计中有利于退役的各个方面，例如选择可减少活化作用和有利于去污的材料，安装移出活化部件所需的远距离处理能力，以及合并放射性废物处理设施。此外，还必须审查对退役有重要意义的设施运行的各个方面，例如对任何无意污染的净化已被推迟到反应堆的退役阶段，以及已不可能有充分文件记载的任何改造。退役计划必须包括能够导致最终完成在最低限度监视或无监视情况下确保安全程度之退役的所有步骤。这些阶段可以包括贮存和监视、限制厂址使用以及不受限制的厂址使用。参考文献[16]提供了有关退役的导则。

8.5. 通常在延期关闭一段时间之后才就反应堆的退役作出决定。在制订退役计划时必须考虑在此期间反应堆所发生的情况。

8.6. 在退役过程期间进行的所有活动必须遵守质量保证大纲的要求（见脚注 14）。

8.7. 营运组织的职责必须只有在监管机构批准后才能终止。

8.8. 必须预先制订有关需要贮存和最终处置的实验装置和其他辐照设备的处理、拆卸和处置的程序，或如果有关设备已经建造而这些程序尚未落实，则必须尽早制订这些程序。有关此问题的导则请见参考文献[15]第 901 段至第 908 段。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

附 录

选定的研究堆假想始发事件

- (1) 断电：
 - 失去正常电源³⁰
- (2) 引入剩余反应性：
 - 在燃料装卸期间发生临界（由于燃料装入失误）；
 - 启动事故；
 - 控制棒故障或控制棒随动体故障；
 - 控制棒驱动机构故障或系统故障；
 - 其他反应性控制器具（如慢化剂或反射层）故障；
 - 控制棒位置失衡；
 - 结构部件故障或坍塌；
 - 冷水注入；
 - 慢化剂变化（如重水空泡或漏入轻水系统）；
 - 实验和实验装置的影响（如溢流或发生空泡、温度影响、引入易裂变材料或去除吸收剂材料）；
 - 停堆反应性不充分；
 - 控制棒误弹出；
 - 反应性器具维护失误；
 - 控制系统乱真信号。
- (3) 失流：
 - 主泵故障；

³⁰ 虽然正常断电不被视为是始发事件，但应当考虑正常断电会伴随应急电源丧失，其目的是确保有关后果在应急工况下是可接受的（例如电压下降可能引起装置在不同时间发生故障）。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- 一次冷却剂流量下降（如由于阀门故障或管道或热交换器阻塞）；
 - 实验故障或误操作的影响；
 - 一次冷却剂边界破裂导致失流；
 - 燃料通道阻塞；
 - 例如因堆芯实验或装料中控制棒位置失衡引起的功率分布不当（功率-流量不匹配）；
 - 由于堆芯旁路作用引起的冷却剂流量下降；
 - 系统压力偏离规定限值；
 - 失去热阱（如由于阀门或泵故障或系统破裂）。
- (4) 冷却剂丧失：
- 一次冷却剂边界破裂；
 - 水池损坏；
 - 水池压强下降；
 - 射束管或其他贯穿件破损。
- (5) 设备或部件误操作或故障：
- 燃料元件包壳破损；
 - 堆芯或燃料的机械性损坏（如燃料误操作和运输容器坠落在燃料上）；
 - 应急冷却系统故障；
 - 反应堆功率控制功能失常；
 - 贮存燃料发生临界；
 - 包括通风系统在内的封隔手段失效；
 - 输送或贮存期间燃料冷却剂丧失；
 - 适当屏蔽的丧失或减少；
 - 实验装置或材料故障（如回路破裂）；
 - 燃料比功率过高。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

(6) 特殊内部事件：

- 内部失火或爆炸；
- 内部溢流；
- 辅助系统丧失；
- 保安相关事件；
- 反应堆实验故障；
- 工作人员不适当地进入限制区；
- 流体喷射和管道甩动；
- 放热的化学反应。

(7) 外部事件：

- 地震（包括地震引起的断层和滑坡）；
- 洪水（包括上游水坝故障和河流淤塞）；
- 龙卷风和龙卷风抛射物；
- 沙尘暴；
- 飓风、暴风雨和闪电；
- 热带飓风；
- 爆炸；
- 飞机坠毁；
- 火灾；
- 毒物溢出；
- 运输线路事故；
- 附近设施（如核设施、化学设施和废物管理设施）的影响；
- 生物危害，例如微生物侵蚀，啮齿动物或昆虫造成的结构或设备损坏；
- 极端气象学现象；
- 雷击；
- 外部供电线的功率或电压波动。

(8) 人为误差。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

参考文献

- [1] 国际原子能机构 核装置安全,《安全丛书》第 110 号,国际原子能机构,维也纳(1993 年)。
- [2] 国际原子能机构 核安全、辐射安全、放射性废物安全和运输安全的法律和政府的基础结构,国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-R-1 号,国际原子能机构,维也纳(2000 年)。
- [3] 国际原子能机构 核设施监管机构的组织和人员配备,国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-1.1 号,国际原子能机构,维也纳(2002 年)。
- [4] 国际原子能机构 监管机构对核设施的审查和评定,国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-1.2 号,国际原子能机构,维也纳(2002 年)。
- [5] 国际原子能机构 监管机构对核设施的监管检查和执法,国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-1.3 号,国际原子能机构,维也纳(2002 年)。
- [6] 国际原子能机构 在核设施监管过程中使用的文件,国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-1.4 号,国际原子能机构,维也纳(2002 年)。
- [7] 国际原子能机构 研究堆的安全评定和安全分析报告的编写,《安全丛书》第 35-G1 号,国际原子能机构,维也纳(1994 年)。
- [8] 国际核安全咨询组 安全文化,《安全丛书》第 75-INSAG-4 号,国际原子能机构,维也纳(1991 年)。
- [9] 国际原子能机构 核电厂和其他核装置安全的质量保证,法规和安全导则 Q1 至 Q14,《安全丛书》第 50-C/SG-Q 号,国际原子能机构,维也纳(1996 年)。
- [10] 国际原子能机构 质量保证要求的分级,《技术报告丛书》第 328 号,国际原子能机构,维也纳(1991 年)。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- [11] 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 NS-R-3 号,国际原子能机构,维也纳(2003 年)。
- [12] 联合国粮食和农业组织、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、世界卫生组织 国际电离辐射防护和辐射源安全的基本安全标准,《安全丛书》第 115 号,国际原子能机构,维也纳(1996 年)。
- [13] 国际原子能机构 放射性流出物排入环境的审管控制,国际原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-2.3 号,国际原子能机构,维也纳(2000 年)。
- [14] 国际原子能机构 包括退役在内的放射性废物处置前管理,国际原子能机构《安全标准丛书》第 WS-R-2 号,国际原子能机构,维也纳(2000 年)。
- [15] 国际原子能机构 研究堆利用和改造的安全,《安全丛书》第 35-G2 号,国际原子能机构,维也纳(1994 年)。
- [16] 国际原子能机构 核电厂和研究堆的退役,《安全标准丛书》第 WS-G-2.1 号,国际原子能机构,维也纳(1999 年)。
- [17] 国际原子能机构 放射性废物管理原则,国际原子能机构《安全标准丛书》第 111-F 号,国际原子能机构,维也纳(1995 年)。
- [18] 国际原子能机构 放射性物质安全运输条例,1996 年版(2003 年修订),国际原子能机构《安全标准丛书》第 TS-R-1 号,国际原子能机构,维也纳(2004 年)。
- [19] 联合国粮食和农业组织、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、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织 核或放射紧急情况的应急准备与响应,国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-R-2 号,国际原子能机构,维也纳(2002 年)。
- [20] 国际原子能机构 辐射防护和辐射源安全,《安全丛书》第 120 号,国际原子能机构,维也纳(1996 年)。
- [21] 国际核安全咨询组 核安全纵深防御,《核安全咨询组丛书》第 10 号,国际原子能机构,维也纳(1996 年)。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- [22] 国际原子能机构 核动力厂安全：设计，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-1 号，国际原子能机构，维也纳（2000 年）。
- [23] 国际核安全咨询组 核电厂基本安全原则，《核安全咨询组第 12 号报告》，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。
- [24] 国际原子能机构 核材料和核设施的实物保护，INFCIRC/225/Rev.4 号文件，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。
- [25] 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 RS-G-1.1 号，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

附件 I

选定的研究堆的安全功能

I-1. 选定的研究堆的安全功能列于表 I-1。安全功能是与结构、系统和部件有关的对于确保反应堆安全必不可少的特征功能。安全功能应与特定的反应堆设计相适合。一些安全功能与某些类型的研究堆无关。安全功能是在对结构、系统和部件之适用要求进行分级时的 1 个关键要素。必须确定每一结构、系统和部件所发挥的安全功能。表 I-1 列出选定的安全功能，以供研究堆营运组织考虑。如果对某一特定反应堆不规定执行其中的任何安全功能，则必须证明其合理性。

表 I-1. 选定的研究堆的安全功能

| 安全重要物项 | 安全功能 |
|-----------------|---|
| 建筑物和结构 | (a) 形成阻挡放射性物质向环境无控制释放的屏障 (b) 对封闭的安全系统提供保护以防止外部和内部事件的影响 (c) 提供防止辐射的屏蔽 |
| 反应堆堆芯 | (a) 保持燃料的几何形状和必要的冷却剂流动通道，以确保在反应堆所有运行状态下和设计基准事故中实施停堆和排热的可能性 (b) 提供反应性的负反馈 (c) 提供慢化和控制中子通量的手段 |
| 燃料基体和包壳 | (a) 形成阻挡从燃料中释放裂变产物和其他放射性物质的屏障 (b) 提供恒定的构形 |
| 反应性控制系统（包括停堆系统） | 控制反应堆堆芯的反应性，以确保反应堆能够安全停堆，并确保在反应堆任何运行状态下或设计基准事故中均不超过燃料设计限值和其他限值 |

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

表 I-1. 选定的研究堆的安全功能（续）

| 安全重要物项 | 安全功能 |
|-------------------|--|
| 反应堆冷却剂一次回路 | 提供适当的堆芯冷却，并确保在反应堆任何运行状态下或设计基准事故中均不超过对燃料和冷却剂的规定限值 |
| 堆芯应急冷却系统 | 在冷却剂丧失事故后以适当的速度从反应堆堆芯排出热量，以防止燃料的显著性破损 |
| 反应堆保护系统 | (a) 采取保护行动以实施停堆，冷却和封闭放射性物质，并缓解事故后果 (b) 控制连锁装置，以便在所需条件尚未满足的情况下防止操作失误 |
| 与安全有关的其他仪器仪表和控制系统 | (a) 在反应堆参数未达到安全限值的情况下，使这些参数保持在运行限值的范围内 (b) 向反应堆运行人员提供和显示迅速确定反应堆保护系统状况所需的充足信息，并采取正确的安全相关行动 |
| 供电 | 向系统和设备提供质量适宜的充足电力，以确保它们在必要时有能力发挥其安全功能 |
| 燃料装卸和贮存系统 | (a) 最大程度地减少辐射照射 (b) 防止误临界 (c) 限制燃料升温 (d) 贮存新燃料和辐照燃料 (e) 防止燃料的机械性或腐蚀性破损 |
| 辐射监测系统 | 提供测量和报警，以最大程度地减少对运行人员和研究人员的辐射照射 |
| 防火系统 | 确保火灾或火灾诱发爆炸的不利影响不会妨碍安全重要物项在必要时发挥其安全功能 |

附件 II

需要特别注意的研究堆的运行问题

II-1. 附件 II 突出强调了需要特别注意的研究堆的运行问题。

反应性和临界的管理

II-2. 研究堆的堆芯布置经常变化，这些变化涉及对燃料组件、控制棒和实验装置等部件的处理，其中许多物项具有相当大的反应性价值。必须谨慎从事，以确保任何时候都不会超过有关燃料贮存和堆芯装载的相关次临界限值和反应性限值。

堆芯的热安全

II-3. 以上所述堆芯装载的频繁变化影响着堆芯的核特征和热特征。必须谨慎从事，以确保在任何情况下都能正确地确定这些特征，并在反应堆投入运行之前按照核安全和热安全的有关条件核实这些特征。

实验装置的安全

II-4. 研究堆中使用的实验装置因其技术特征、核特征或运行特征而可能对反应堆安全产生重要影响。必须谨慎从事，以确保充分地评定实验装置的技术特征、核特征和运行特征的安全影响，并提供适当的文件。

反应堆的改造

II-5. 研究堆及其相关实验装置经常进行改造，目的是使它们的运行和实验能力与其利用方面不断变化的要求相适应。特别需要确保：核实每项改

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

造在其潜在安全影响方面均已得到适当评定；这些潜在的安全影响已被写入文件并被作过报告；以及在完成具有重要安全影响的改造之后在未经正式核准时不重新启动反应堆。

部件和材料的处理

II-6. 在池式研究堆中，特别对反应堆堆芯附近的部件、实验装置和材料要经常进行处理。特别需要确保：进行这些处理的工作人员将严格遵守既定的程序和限制，以防止对反应堆产生任何核干扰或机械干扰，最大程度地减少无控制的外部物体造成燃料冷却系统阻塞的可能性，并防止放射性释放和超剂量辐射照射。

对访问者的安全措施

II-7. 访问研究堆的客座科学家、受训人员、学生和其他人员可以进入控制区，并积极地参与反应堆的运行或利用活动。必须谨慎从事，以确保旨在核实这些访问者拥有安全的工作条件并且他们的活动将不会影响有关反应堆安全的所有程序、限制和控制均得到严格的遵守。

术 语 表

可接受限值

见限值。

申请者 系指向监管机构申请授权进行规定活动的法人。

区域

控制区 系指要求或可能要求采取专门防护措施和安全手段的限定区域，以便在正常工作条件下控制正常照射或防止污染扩展及防止潜在照射或限制其程度。控制区通常在监督区范围内，但不一定都是这样。

工作区 系指包含经批准设施的地理区域，其周围设有实体屏障（工作区边界）以防止擅自进入，而且，经批准设施的管理部门可以通过该实体屏障直接行使权力。

厂区 系指包含经批准设施的地理区域，在此区域内，经批准设施的管理部门可以直接启动应急行动。这一区域通常与工作区相同，但是，出现经批准设施在某一工作区外的场址上正在进行其他活动的情况时（例如研究堆、辐照装置）除外。在这种情况下，可授予经批准设施的管理部门对整个厂区进行某种程度管理的权力。该场址边界即是厂区边界。

监督区 系指未指定控制区的一个限定区域，但就这一区域而言，即使通常不要求采取专门保护措施和安全手段，也需要对职业性照射情况保持不断审查。

批准（书） 系指监管机构或其他政府部门以书面形式允许运营者进行规定的活动。批准可以包括例如颁发许可证、证书和注册等。批准书这一术语有时也被用来描述授予此类许可的文件。批准通常是一种比核准更为正式的程序。

规定限值

见限值。

调试 系指设施及活动的系统和部件建造完成后，使其运转并验证其符合设计和已经满足所要求的性能标准的过程。

共因故障 系指 2 个或多个结构物、系统或部件由于单一特定事件或原因造成的故障。

封隔 系指旨在防止放射性物质弥散的方法或实体结构。封隔通常用来指一旦封闭失效能够防止放射性物质被弥散到环境的方法或结构。

临界装置 系指包含易裂变材料以便在低功率水平下维持受控链式反应并可用于研究反应堆堆芯几何位置和组成的装置。

关键人群 系指这样一群公众成员，他们接受的某一给定辐射源所产生的照射是相当均匀的，并是受到经给定源最高有效剂量或当量剂量（在适用时）的典型个人。

退役 系指为允许取消对某一设施的部分或全部监管控制而采取的行政和技术行动（已关闭但不退役的处置库除外）。

设计基准 系指在按照既定标准设计设施时需要明确考虑的各种条件和事件，以使该设施能够通过安全系统的预定运行而承受不超过规定限值的各种条件和事件。

处置 系指将废物置于某一适当设施而不打算回取。

多样性 系指两个或多个冗余系统或部件执行同一功能，而这些不同的系统或部件具有不同的属性，从而减少共因故障的可能性。例如具有这样的属性：不同的运行条件、不同的工作原理或不同的设计组（它们提供了功能的多样性）、不同的设备尺寸、不同的制造商以及使用不同物理方法各类设备（它们提供了物理多样性）。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

剂量约束 系指对放射源造成的个人剂量的预期限制，在优化源的防护和安全中将其作为一种剂量上限。

剂量限值

见限值。

设施和活动 一通用术语，包含核设施、各种电离辐射源的使用、所有放射性废物管理活动、放射性物质运输和任何其他可能使人员遭受天然存在源或人工源的辐射照射的实践或环境。设施包括核设施、辐照装置、采矿和水冶设施、废物管理设施和任何其他需要考虑防护和安全规模的生产、加工、使用、处理、贮存或处置放射性物质或安装辐射发生器的场所。活动包括工业、研究和医用辐射源的生产、使用、进口和出口；放射性物质的运输；放射性矿石的开采和加工；相关设施的清理；受过去活动所生残留物影响的场址的净化；以及排放流出物等放射性废物的管理活动。

燃料组件 系指作为一个单元装入反应堆和以后再从反应堆卸出的一组燃料元件和相关部件。

燃料元件 系指一种由核燃料、包壳和任何为形成一个结构性实体所需要的相关部件所组成的一根棒[或其他形式]。

水平

行动水平 系指在慢性照射或应急照射情况下应采取补救行动或防护行动的剂量率或放射性浓度水平。

干预水平 系指在应急照射或慢性照射情况下应采取专门防护行动或补救行动的可防止剂量水平。

调查水平 系指诸如有效剂量、摄入量或单位面积或单位体积的污染水平的某一量值，在达到该量值或超过该量值时应进行调查。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

记录水平 系指由监管机构规定的剂量、照射量或摄入量的水平，在达到该水平或超过该水平时，工作人员所受的剂量、照射量或摄入量的数值应载入其个人照射情况记录。

参考水平 系指行动水平、干预水平、调查水平或记录水平。

许可证 系指由监管机构颁发的批准从事与某一设施或活动有关的规定活动的法律文件。当前许可证的持有者称为许可证持有者。

限值 系指在某些特定活动或情况中使用的不得超过的量值。限值这一术语只能用来表示某一不许超过的标准，例如超过该限值将会引起某种形式的法律制裁的情况。用于其他目的的标准，例如规定必须进行更周密的调查或对程序进行审查，或作为向监管机构报告的一个阈值 一 则应利用参考水平等其他术语加以描述。

可接受限值 系指监管机构可接受的限值。可接受限值这一术语通常用来指在事故或潜在照射概率已经得到考虑（即基于这种情况不大可能发生）的情况下可为相关监管机构接受的有关事故的预测放射学后果（或在如果发生潜在照射时有关这种照射）的限值。规定限值这一术语应被用来系指有关剂量或危险或有关放射性核素释放的限值，这些限值是在假设它们可能发生时可为监管机构接受的限值。

规定限值 系指由监管机构确定的或正式接受的可测量照射量的限值。

剂量限值 系指不得超过的因受控实践而使个人所受的有效剂量值或当量剂量值。

运行限值和条件 系指为使经批准设施安全运行，经监管机构批准的一套确定参数限值、设备功能和性能水平以及人员绩效水平的规定。

安全限值 系指运行参数的各种限值，在这些限值内，已经证明经批准设施的运行是安全的。安全限值是已超出正常运行情况下的运行限值和条件。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

维护 系指为使结构、系统和部件保持良好运行条件而进行的行政和技术两方面的有组织的活动，它们既包括预防性部分，也包括纠正性（或维修性）部分。

监测 系指连续或定期测量放射性或其他参数或确定某一系统的状况。作为测量的一个预备步骤，可以涉及取样。

核安全（或安全） 系指实现正常的运行工况，防止事故或减轻事故后果，从而保护工作人员（和其他现场工作人员）、公众和环境免受不当的辐射危害。

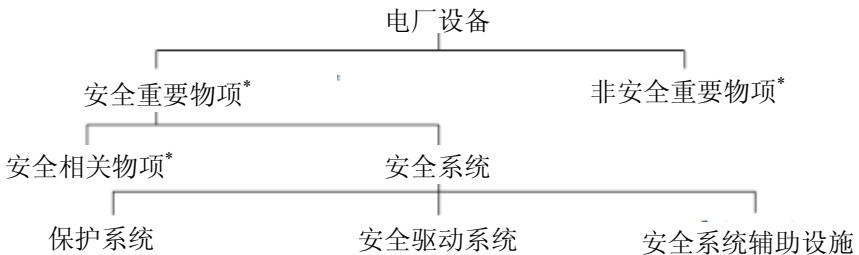
- 一 在原子能机构关于核安全的出版物中常缩写为安全，特别是在讨论其他类型安全（如防火安全、传统工业安全）时常如此缩写。

营运组织 系指由监管机构批准营运某一设施的组织。

运行限值和条件

见限值。

电厂设备（反应堆设备）



* 在此范畴内，“物项”系指结构、系统或部件。

安全重要物项 系指这样的物项，即它是某一安全组的组成部分和/或它的失效或故障可能导致厂区人员或公众成员受到辐射照射。安全重要物项包括：

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

- 其失效或故障可能导致厂区人员或公众成员受到不适当辐射照射的那些结构、系统和部件；
- 可以防止预计运行事件导致事故工况的那些结构、系统和部件；
- 为减轻结构、系统或部件的失效或故障所致后果的那些设施。

保护系统 系指监测反应堆运行并根据传感的异常工况自动启动能防止不安全或可能不安全工况之动作的系统。这种情况下的“系统”包括所有电气装置和机械装置及电路系统，从传感器到驱动装置输入终端。

安全驱动系统 在被保护系统触发时完成必要安全动作所需设备的总称。

安全相关物项 系指不是安全系统组成部分但对安全重要的物项。

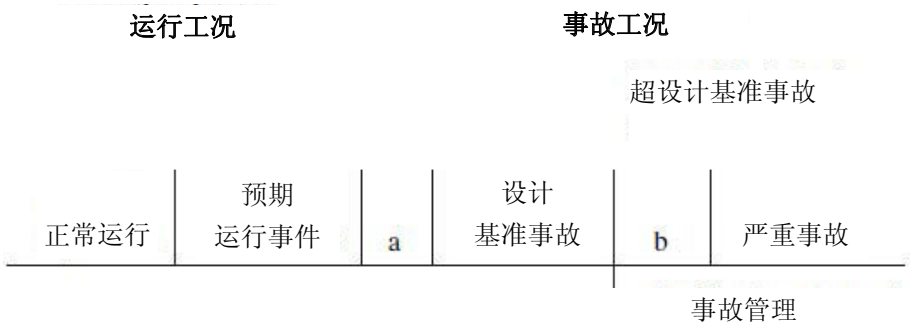
安全系统³¹ 系指对安全重要的系统，用来确保反应堆的安全停堆或从堆芯排出余热，或限制预计运行事件和设计基准事故的后果。安全系统由保护系统、安全驱动系统和安全系统辅助设施组成。安全系统的部件可以专门用来执行安全功能或在某些电厂运行状态下可以执行安全功能而在其他运行状态下执行非安全功能。

安全系统辅助设施 系指提供保护系统和安全驱动系统所需的冷却、润滑和能源供应等服务之设备的总称。

³¹ 安全系统可以是能动型也可以是非能动型。能动系统或部件是那些在收到来自保护系统的输入信号或在收到手动信号后将能立即启动执行其指定功能的系统或部件。非能动系统或部件是那些不需要输入信号即能启动其指定功能的系统或部件。已经对安全系统的被动性存在某种程度的确认（未获得普遍确认），可以将其定义为 3 个类别。最高的 1 类是所有安全所需的部件都应是能动型的。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

电厂状态（反应堆状态）



- a: 系指没有明确被视为设计基准事故但被纳入设计基准事故范围的事故工况。
- b: 系指没有造成显著堆芯恶化的超设计基准事故。

事故工况 系指比预期运行事件更严重地偏离正常运行的状态，包括设计基准事故和严重事故。

事故管理 系指在超设计基准事故的演变过程中采取的一组行动，其目的是：

- 防止事件逐步升级为严重事故；
- 缓解严重事故的后果；
- 达到长期安全稳定状态。

预期运行事件 系指在设施运行寿期内预计至少出现一次、但由于在设计中已采取适当措施而不会引起安全重要物项的任何显著性损害或导致事故工况的偏离正常运行的运行过程。

超设计基准事故 系指比设计基准事故更严重的事故工况。

设计基准事故 系指按照既定的设计准则进行核电厂设计时必须加以防范的事故工况。出现这种工况时，燃料的损坏程度和放射性物质的释放量都能保持在规定限值范围内。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

正常运行 系指在规定的运行限值和条件范围内运行。

运行状态（或运行工况）系指正常运行和预期运行事件所定义的状态。

严重事故 系指比设计基准事故更严重并涉及堆芯显著恶化的事故工况。

假想始发事件 系指在设计期间被确定为可能导致预计运行事件或事故工况的事件。

防护（或辐射防护） 系指保护人员免受电离辐射照射的影响和为实现这一保护所采用的方法。

保护动作 系指要求某一特定安全驱动装置运行的保护系统的动作。

合格专家 系指根据适当委员会或学会所开具的证明、专业许可证或认定的学术资格和经验，被正式承认在相关专业领域具有专门知识的个人。这些专业领域包括医学物理学、辐射防护、职业卫生、防火安全、质量保证或任何相关工程或安全专业等。

质量保证 系指为了提供关于某一物项、过程或服务将能满足例如在许可证中规定的特定质量要求的充分保证所需的有计划和有系统的活动。

冗余性 系指提供可替换的（相同或不同的）结构、系统或部件，以致无论任何其他设备的运行状况如何或是否发生故障，其中任何一个设备都能执行所要求的功能。

监管机构 系指由一国政府指定的拥有合法授权以实施监管过程包括颁发批准书的一个主管部门或主管部门体系，从而能管理核安全、辐射安全、放射性废物安全和运输安全。

安全文化 系指组织机构和人员具有的特性和态度的总和。它树立安全第一的观念，即防护与安全事项因其重要性而保证得到应有的重视。

安全功能 系指为安全而必须达到的特定目的。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

安全组 系指为完成某一特定假想始发事件所需的全部动作而指定的设备组合，以确保不超过设计基准中为预计运行事件和设计基准事故规定的限值。

安全限值

见限值。

安全系统设定值 系指为防止超过安全限值，在发生预计运行事件或事故工况时自动启动保护装置的水平值。

自评定 系指各级管理部门为评价其各自负责的所有领域实绩的有效性而进行的一个例行和持续的过程。自评定活动包括审查、监督和分散检查，其重点在于防范、或确定和纠正那些妨碍实现组织目标（尤其是安全目标）的管理问题。

停堆反应性 系指所有控制装置引入其最大负反应性时的反应性。

单一故障 系指造成某一部件丧失完成其预定安全功能能力的一个故障以及由此造成的任何继发性故障。

单一故障准则 系指适用于某一系统以使该系统必须能在发生任何单一故障情况下执行其任务的准则（或要求）。

选址 系指为一个设施选择一个适宜厂址的过程，包括对有关设计依据作出适当评定和界定。

源项 系指从某一设施释放（或假定要释放）的物质的数量和同位素组成。它被用来模拟尤其是在核装置发生事故的情况下放射性核素向环境的释放或处置库中放射性废物所发生的释放的情况。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

参与起草和审订的人员名单

| | |
|-----------------|-------------------|
| Abou Yehia, H. | 法国防护和核安全研究所 |
| Akaho, E.H.K. | 加纳原子能委员会 |
| Alcalá, F. | 国际原子能机构 |
| Arbi, B. | 印度尼西亚巴丹特纳加国立原子研究所 |
| Arrehebi, S.A. | 阿拉伯利比亚民众国塔朱拉核研究中心 |
| Bastos, J. | 国际原子能机构 |
| Boado Magán, H. | 国际原子能机构 |
| Boeck, H. | 奥地利大学原子研究所 |
| Boogaard, J. | 荷兰核研究组 |
| Chowdhury, R. | 印度巴巴原子研究中心 |
| Ciocansescu, M. | 罗马尼亚皮特什蒂核中心 |
| D' Arcy, A.J. | 南非原子能公司 |
| DiMeglio, A.F. | 美利坚合众国顾问 |
| Dodd, B. | 国际原子能机构 |
| Drenski, D.D. | 保加利亚核研究与核能研究所 |
| Elhabrush, A.M. | 阿拉伯利比亚民众国塔朱拉核研究中心 |
| El-Kady, A. | 埃及核安全和辐射控制局 |
| Gazit, M. | 以色列原子能委员会 |
| Hargitai, T. | 匈牙利原子能研究所 |
| Heili, F.L.J. | 法国原子能委员会 |

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

| | |
|---------------|-----------------------|
| Hirshfeld, H. | 以色列索雷克核研究中心 |
| Howden, B. | 加拿大原子能管理局 |
| Joppen, F. | 比利时核研究中心 |
| Kim, S.C. | 国际原子能机构 |
| Lee, A.G. | 加拿大原子能有限公司 |
| Listik, E. | 捷克共和国核研究所 |
| Litai, D. | 国际原子能机构 |
| Macnab, D. | 澳大利亚核安全局 |
| Morozov, S. | 俄罗斯联邦俄罗斯核安全和辐射安全监督委员会 |
| Murray, A. | 澳大利亚核科学和技术组织 |
| Rask, L. | 瑞典核电管理局 |
| Sajaroff, P. | 阿根廷核管理局 |
| Taylan, A.S. | 土耳其切凯梅斯核研究中心 |

安全标准核可机构

星号(*)表示以通讯方式联系的成员。这些成员对收到的草案提出意见，同时也收到其他文件，但一般不参加会议。

安全标准委员会

阿根廷: Oliveira, A.; 澳大利亚: Loy, J.; 巴西: Souza de Assis, A.; 加拿大: Pereira, J.K.; 中国: Li, G.; 捷克共和国: Drabova, D.; 丹麦: Ulbak, K.; 埃及: Abdel-Hamid, S.B.; 法国: Lacoste, A.-C.; 德国: Majer, D.; 印度: Sukhatme, S.P.; 日本: Abe, K.; 大韩民国: Eun, Y.-S.; 巴基斯坦: Hashimi, J.; 俄罗斯联邦: Malyshev, A.B.; 西班牙: Azuara, J.A.; 瑞典: Holm, L.-E.; 瑞士: Schmocker, U.; 英国: Williams, L.G.(主席); 美利坚合众国: Virgilio, M.; 原子能机构: Karbassioun, A.; 欧洲委员会: Waeterloos, C.; 国际放射防护委员会: Holm, L.-E.; 经合组织核能机构: Shimomura, K.

核安全标准委员会

阿根廷: Sajaroff, P.; 澳大利亚: MacNab, D.; *白俄罗斯: Sudakou, I.; 比利时: Govaerts, P.; 巴西: Salati de Almeida, I.P.; 保加利亚: Gantchev, T.; 加拿大: Hawley, P.; 中国: Wang, J.; 捷克共和国: Böhm, K.; *埃及: Hassib, G.; 芬兰: Reiman, L. (主席); 法国: Saint Raymond, P.; 德国: Feige, G.; 匈牙利: Vöröss, L.; 印度: Kushwaha, H.S.; 爱尔兰: Hone, C.; 以色列: Hirshfeld, H.; 日本: Yamamoto, T.; 大韩民国: Lee, J.-I.; 立陶宛: Demcenko, M.; *墨西哥: Delgado Guardado, J.L.; 荷兰: de Munk, P.; *巴基斯坦: Hashimi, J.A.; *秘鲁: Ramírez Quijada, R.; 俄罗斯联邦: Baklushin, R.P.; 南非: Bester, P.J.; 西班牙: Mellado, I.; 瑞典: Jende, E.; 瑞士: Aberli, W.; *泰国: Tanipanichskul, P.; 土耳其: Alten, S.; 英国: Hall, A.; 美利坚合众国:

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

Mayfield, M.E.; 欧洲委员会 Schwartz, J.-C.; 原子能机构: Bevington, L. (协调员); 国际标准化组织: Nigon, J.L.; 经合组织核能机构: Hrehor, M.

辐射安全标准委员会

阿根廷: Rojkind, R.H.A.; 澳大利亚: Melbourne, A.; *白俄罗斯: Rydlevski, L.; 比利时: Smeesters, P.; 巴西: Amaral, E.; 加拿大: Bundy, K.; 中国: Yang, H.; 古巴: Betancourt Hernandez, A.; 捷克共和国: Drabova, D.; 丹麦: Ulbak, K.; *埃及: Hanna, M.; 芬兰: Markkanen, M.; 法国: Piechowski, J.; 德国: Landfermann, H.; 匈牙利: Koblinger, L.; 印度: Sharma, D.N.; 爱尔兰: Colgan, T.; 以色列: Laichter, Y.; 意大利: Sgrilli, E.; 日本: Yamaguchi, J.; 大韩民国: Kim, C.W.; *马达加斯加: Andriambololona, R.; *墨西哥: Delgado Guardado, J.L.; *荷兰: Zuur, C.; 挪威: Saxebol, G.; *秘鲁: Medina Gironzini, E.; 波兰: Merta, A.; 俄罗斯联邦: Kutkov, V.; 斯洛伐克: Jurina, V.; 南非: Olivier, J.H.I.; 西班牙: Amor, I.; 瑞典: Hofvander, P.; Moberg, L.; 瑞士: Pfeiffer, H.J.; *泰国: Pongpat, P.; 土耳其: Uslu, I.; 乌克兰: Likhtarev, I.A.; 英国: Robinson, I. (主席); 美利坚合众国: Paperiello, C.; 欧洲委员会: Janssens, A.; 原子能机构: Boal, T. (协调员); 国际放射防护委员会: Valentin, J.; 国际劳工局: Niu, S.; 国际标准化组织: Perrin, M.; 国际放射防护协会: Webb, G.; 经合组织核能机构: Lazo, T.; 泛美卫生组织: Jimenez, P.; 联合国原子辐射效应科学委员会: Gentner, N.; 世界卫生组织: Carr, Z.

运输安全标准委员会

阿根廷: López Vietri, J.; 澳大利亚: Colgan, P.; *白俄罗斯: Zaitsev, S.; 比利时: Cottens, E.; 巴西: Mezrahi, A.; 保加利亚: Bakalova, A.; 加拿大: Viglasky, T.; 中国: Pu, Y.; *丹麦: Hannibal, L.; 埃及: El-Shinawy, R.M.K.; 法国: Aguilar, J.; 德国: Rein, H.; 匈牙利: Sáfár, J.; 印度: Nandakumar, A.N.; 爱尔兰: Duffy, J.; 以色列: Koch, J.; 意大利: Trivelloni, S.; 日本: Saito, T.; 大韩民国: Kwon, S.-G.; 荷兰: Van Halem, H.; 挪威: Hornkjøl, S.; *秘鲁:

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

Regalado Campaña, S.; 罗马尼亚: Vieru, G.; 俄罗斯联邦: Ershov, V.N.; 南非: Jutle, K.; 西班牙: Zamora Martin, F.; 瑞典: Pettersson, B.G.; 瑞士: Knecht, B.; *泰国: Jerachanchai, S.; 土耳其: Köksal, M.E.; 英国: Young, C.N. (主席); 美利坚合众国: Brach, W.E.; McGuire, R.; 欧洲委员会: Rossi, L.; 国际空运协会: Abouchaar, J.; 原子能机构: Wangler, M.E. (协调员); 国际民用航空组织: Rooney, K.; 国际民航驾驶员协会联合会: Tisdall, A.; 国际海事组织: Rahim, I.; 国际标准化组织: Malesys, P.; 联合国欧洲经济委员会: Kervella, O.; 世界核运输协会: Lesage, M.

废物安全标准委员会

阿根廷: Siraky, G.; 澳大利亚: Williams, G.; *白俄罗斯: Rozdyalovskaya, L.; 比利时: Baekelandt, L. (主席); Brazil: Xavier, A.; *保加利亚: Simeonov, G.; 加拿大: Ferch, R.; 中国: Fan, Z.; 古巴: Benitez, J.; *丹麦: Øhlenschlaeger, M.; *埃及: Al Adham, K.; Al Sorogi, M.; 芬兰: Ruokola, E.; 法国: Averous, J.; 德国: von Dobschütz, P.; 匈牙利: Czoch, I.; 印度: Raj, K.; 爱尔兰: Pollard, D.; 以色列: Avraham, D.; 意大利: Dionisi, M.; 日本: Irie, K.; 大韩民国: Song, W.; *马达加斯加: Andriambololona, R.; 墨西哥: Aguirre Gómez, J.; Delgado Guardado, J.; 荷兰: Selling, H.; *挪威: Sorlie, A.; 巴基斯坦: Hussain, M.; *秘鲁: Gutierrez, M.; 俄罗斯联邦: Poluektov, P.P.; 斯洛伐克: Konecny, L.; 南非: Pather, T.; 西班牙: López de la Higuera, J.; Ruiz López, C.; 瑞典: Wingefors, S.; 瑞士: Zurkinden, A.; *泰国: Wangcharoenroong, B.; 土耳其: Osmanlioglu, A.; 英国: Wilson, C.; 美利坚合众国: Greeves, J.; Wallo, A.; 欧洲委员会: Taylor, D.; 原子能机构: Hioki, K. (协调员); 国际放射防护委员会: Valentin, J.; 国际标准化组织: Hutson, G.; 经合组织核能机构: Riotte, H.

该出版物已被第 SSR-3 号取代。

通过国际标准实现安全

基本安全目标是保护人类和环境免于电离辐射的有害影响。

这一保护人类（个人和集体）与环境的基本安全目标必须在对引起辐射危险的设施运行或活动的开展不存在不当限制的情况下实现。

——《基本安全原则》
国际原子能机构《安全标准丛书》
“安全基本法则”第 SF-1号(2006 年)

国际原子能机构
维也纳
ISBN 978-92-0-509710-7
ISSN 1020-5853