

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

研究堆的利用和改造安全

特定安全导则

第 SSG-24 (Rev.1) 号



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准和相关出版物

国际原子能机构安全标准

根据《国际原子能机构规约》第三条的规定，国际原子能机构受权制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并规定适用这些标准。

国际原子能机构借以制定标准的出版物以国际原子能机构《安全标准丛书》的形式印发。该丛书涵盖核安全、辐射安全、运输安全和废物安全。该丛书出版物的分类是安全基本法则、安全要求和安全导则。

有关国际原子能机构安全标准计划的资料可访问以下国际原子能机构因特网网站：

www.iaea.org/zh/shu-ju-ku/an-quan-biao-zhun

该网站提供已出版安全标准和安全标准草案的英文文本。以阿拉伯文、中文、法文、俄文和西班牙文印发的安全标准文本；国际原子能机构安全术语以及正在制订中的安全标准状况报告也在该网站提供使用。欲求进一步的信息，请与国际原子能机构联系（Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria）。

敬请国际原子能机构安全标准的所有用户将使用这些安全标准的经验（例如作为国家监管、安全评审和培训班课程的依据）通知国际原子能机构，以确保这些安全标准继续满足用户需求。资料可以通过国际原子能机构因特网网站提供或按上述地址邮寄或通过电子邮件发至 Official.Mail@iaea.org。

相关出版物

国际原子能机构规定适用这些标准，并按照《国际原子能机构规约》第三条和第八条 C 款之规定，提供和促进有关和平核活动的信息交流并为此目的充任成员国的居间人。

核活动的安全报告以《安全报告》的形式印发，《安全报告》提供能够用以支持安全标准的实例和详细方法。

国际原子能机构其他安全相关出版物以《应急准备和响应》出版物、《放射学评定报告》、国际核安全组的《核安全组报告》、《技术报告》和《技术文件》的形式印发。国际原子能机构还印发放射性事故报告、培训手册和实用手册以及其他特别安全相关出版物。

安保相关出版物以国际原子能机构《核安保丛书》的形式印发。

国际原子能机构《核能丛书》由旨在鼓励和援助和平利用原子能的研究、发展和实际应用的资料性出版物组成。它包括关于核电、核燃料循环、放射性废物管理和退役领域技术状况和进展以及经验、良好实践和实例的报告和导则。

研究堆的利用和改造安全

国际原子能机构的成员国

阿富汗
阿尔巴尼亚
阿尔及利亚
安哥拉
安提瓜和巴布达
阿根廷
亚美尼亚
澳大利亚
奥地利
阿塞拜疆
巴哈马
巴林
孟加拉国
巴巴多斯
白俄罗斯
比利时
伯利兹
贝宁
多民族玻利维亚国
波斯尼亚和黑塞哥维那
博茨瓦纳
巴西
文莱达鲁萨兰国
保加利亚
布基纳法索
佛得角
布隆迪
柬埔寨
喀麦隆
加拿大
中非共和国
乍得
智利
中国
哥伦比亚
科摩罗
刚果
哥斯达黎加
科特迪瓦
克罗地亚
古巴
塞浦路斯
捷克共和国
刚果民主共和国
丹麦
吉布提
多米尼克
多米尼加共和国
厄瓜多尔
埃及
萨尔瓦多
厄立特里亚
爱沙尼亚
科威特
埃塞俄比亚
斐济
芬兰
法国
加蓬
冈比亚

格鲁吉亚
德国
加纳
希腊
格林纳达
危地马拉
几内亚
圭亚那
海地
教廷
洪都拉斯
匈牙利
冰岛
印度
印度尼西亚
伊朗伊斯兰共和国
伊拉克
爱尔兰
以色列
意大利
牙买加
日本
约旦
哈萨克斯坦
肯尼亚
大韩民国
科威特
吉尔吉斯斯坦
老挝人民民主共和国
拉脱维亚
黎巴嫩
莱索托
利比里亚
利比亚
列支敦士登
立陶宛
卢森堡
马达加斯加
马拉维
马来西亚
马里
马耳他
马绍尔群岛
毛里塔尼亚
毛里求斯
墨西哥
摩纳哥
蒙古
黑山
摩洛哥
莫桑比克
缅甸
纳米比亚
尼泊尔
荷兰王国
新西兰
尼加拉瓜
尼日尔
尼日利亚
北马其顿

挪威
阿曼
巴基斯坦
帕劳
巴拿马
巴布亚新几内亚
巴拉圭
秘鲁
菲律宾
波兰
葡萄牙
卡塔尔
摩尔多瓦共和国
罗马尼亚
俄罗斯联邦
卢旺达
圣基茨和尼维斯
圣卢西亚
圣文森特和格林纳丁斯
萨摩亚
圣马力诺
沙特阿拉伯
塞内加尔
塞尔维亚
塞舌尔
塞拉利昂
新加坡
斯洛伐克
斯洛文尼亚
南非
西班牙
斯里兰卡
苏丹
瑞典
瑞士
阿拉伯叙利亚共和国
塔吉克斯坦
泰国
多哥
汤加
特立尼达和多巴哥
突尼斯
土耳其
土库曼斯坦
乌干达
乌克兰
阿拉伯联合酋长国
大不列颠及北爱尔兰联合王国
坦桑尼亚联合共和国
美利坚合众国
乌拉圭
乌兹别克斯坦
瓦努阿图
委内瑞拉玻利瓦尔共和国
越南
也门
赞比亚
津巴布韦

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-24 (Rev.1) 号

研究堆的利用和改造安全

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（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內容。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处：

Marketing and Sales Unit,
Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Vienna, Austria
传真：+43 1 2600 22529
电话：+43 1 2600 22417
电子信箱：sales.publications@iaea.org
<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 4 月·奥地利

研究堆的利用和改造安全

国际原子能机构，奥地利，2024 年 4 月
STI/PUB/1982
ISBN 978-92-0-523523-3（简装书：碱性纸）
978-92-0-523323-9（pdf 格式）
EPUB 978-92-0-523423-6
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 environment 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防护行动。各国可以将这些安全标准作为制订有关设施和活动的国家法规的参考。

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

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

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

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

原子能机构安全标准的制定过程

编写和审查安全标准的工作涉及原子能机构秘书处及分别负责应急准备和响应（应急准备和响应标准委员会）（从2016年起）、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四个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。

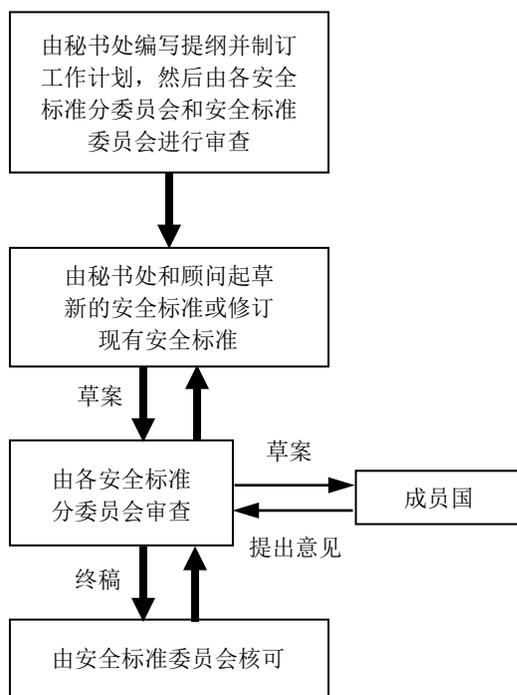


图2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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

安全相关术语应按照《国际原子能机构安全术语》（见 <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>）中的定义进行解释。否则，则采用具有最新版《简明牛津词典》所赋予之拼写和含义的词语。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示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 (1.1-1.3).....	1
目的 (1.4, 1.5).....	2
范围 (1.6-1.14).....	2
结构 (1.15).....	3
2. 研究堆利用与改造管理系统	4
概述 (2.1-2.4).....	4
管理责任 (2.5, 2.6).....	5
资源管理 (2.7-2.10).....	6
利用或改造项目的实施 (2.11-2.14).....	6
测量、评定和改进 (2.15-2.17).....	7
项目经理的职责 (2.18-2.22).....	8
反应堆经理的职责 (2.23, 2.24).....	8
3. 实验或改造的分类、安全评定和核准 (3.1-3.6)	9
分级方法 (3.7-3.34).....	10
核安全的实验或改造与核安保之间的接口 (3.35-3.40).....	13
4. 实验或改造的设计安全	15
一般考虑因素 (4.1-4.7).....	15
特定考虑因素 (4.8-4.34).....	16
5. 利用或改造项目的实施前阶段	21
概述 (5.1-5.5).....	21
项目的提出 (5.6, 5.7).....	22
项目的确定 (5.8-5.18).....	23
设计 (5.19-5.31).....	24
6. 利用或改造项目的实施阶段	27
概述 (6.1-6.3).....	27
制造 (6.4-6.7).....	27
更新安全文件 (6.8, 6.9).....	28
安装 (6.10-6.18).....	28
调试 (6.19-6.25).....	30

7. 利用或改造项目的实施后阶段.....	31
实施后的安全评价和常规运行的核准 (7.1, 7.2).....	31
修订安全文件 (7.3, 7.4).....	31
特别监视 (7.5).....	31
8. 研究堆实验的运行安全 (8.1).....	32
辐射防护 (8.2-8.5).....	32
实验安全所需要的资料 (8.6-8.10).....	33
实验人员与运行人员的配合 (8.11-8.13).....	33
实验运行变化 (8.14).....	34
实验安全操作的责任 (8.15-8.19).....	34
9. 实验设备的装卸、拆除、辐照后检测和处置中需要考虑的安全问题.....	35
一般要求 (9.1-9.7).....	35
特定要求 (9.8-9.10).....	36
10. 堆芯外装置的安全方面 (10.1-10.5).....	36
11. 营运组织的变革.....	37
组织变革 (11.1-11.5).....	37
组织变革的实施 (11.6-11.9).....	38
参考文献.....	39
附件 I 研究堆中的实验或改造分类的清单示例.....	43
附件 II 研究堆实验安全分析报告内容示例.....	48
附件 III 可影响安全与核安保界面的改造示例.....	55
附件 IV 用于评定研究堆改造的安全重点问题和核安保重点问题的示例.....	56
附件 V 研究堆改造原因的示例.....	58
参与起草和审订人员.....	61

1. 引言

背景

1.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-3 号《研究堆的安全》[1]规定了研究堆的安全要求，特别强调其设计和运行。本“安全导则”提供了关于研究堆的利用和改造的建议。本“安全导则”是与关于研究堆安全的其他几个安全导则同时制定的，内容如下：

- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-20 (Rev.1) 号《研究堆安全评定和安全分析报告的编写》[2]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-80 号《研究堆的调试》[3]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-81 号《研究堆的维护、定期试验和视察》[4]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-82 号《研究堆堆芯管理和燃料装卸》[5]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-83 号《研究堆的运行限值和条件及运行程序》[6]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-84 号《研究堆营运组织和人员招聘、培训与资格》[7]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-85 号《研究堆设计和运行中的辐射防护和放射性废物管理》[8]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-10 (Rev.1) 号《研究堆老化管理》[9]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-37 (Rev.1) 号《研究堆安全重要仪器仪表和控制系统与软件》[10]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-22 (Rev.1) 号《分级方法在适用研究堆安全要求中的使用》[11]。

1.2. 本“安全导则”中使用的术语应按照原子能机构《安全术语》[12]定义和解释加以理解。

1.3. 本“安全导则”取代原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-24 号《研究堆的利用和改造安全》¹。

目的

1.4. 本“安全导则”的目的是就研究堆的利用和改造提供建议，以满足 SSR-3[1]相关要求。

1.5. 本“安全导则”中提供的建议适用于研究堆的营运组织和监管机构，也适用于研究堆的外部用户（即实验者）、技术支持组织和参与利用和改造项目的其他人员。

范围

1.6. 本“安全导则”主要用于额定功率高达几十兆瓦的异质热谱研究堆。更大功率的研究堆、专用反应堆（如均匀反应堆、快谱反应堆）和具有专用设施的反应堆（如热或冷中子源、高压和高温回路）可能需要额外的指导。对于这类研究堆，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-71 号《核电厂改造》[13]提出的建议可能更为合适。

1.7. 具有低危害潜力、额定功率高达几十千瓦的研究堆以及临界组件和次临界组件可能需要比这里概述的更少的全面改造和利用计划。虽然本“安全导则”中的所有建议都将予以考虑，但有些建议可能不适用于发生危害可能性较低的研究堆（见第 2.15—2.17 段和 SSR-3[1]和 SSG-22（Rev.1）[11]要求 12）。然而，在所有情况下，准备和实施一个项目的利用或改造应遵循本“安全导则”中概述的逻辑顺序。在小型项目中，单一阶段可能非常简单，但任何一个阶段都不能疏忽。

1.8. 在本“安全导则”中，仅当特定的建议对次临界装置不相关或不适用时，才单独介绍次临界装置。

¹ 国际原子能机构《研究堆的利用和改造安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-24 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。

1.9. 本“安全导则”不包括在原型动力反应堆中开展的实验或在运行或退役的核电厂中开展的实验。

1.10. 本“安全导则”还涉及实验和改造的其他方面，如调试和辐射防护规定。关于这些事项的详细建议见 SSG-80[3]和 SSG-85[8]。

1.11. 在本“安全导则”中，“利用”是指在反应堆运行期间利用研究堆或实验或实验设备。实验或实验设备可以位于反应堆堆芯、反应堆反射器、屏蔽或与反应堆相连的实验设备²中，也可以位于生物屏蔽外或反应堆厂房外。

1.12. 在本“安全导则”的上下文中，“改造”³是对现有反应堆、结构、系统、部件或安全重要软件物项、或实验或实验设备的故意改造或增加。改造还可能涉及安全系统、与安全相关物项、安全文件（包括运行限值、条件和运行程序）以及研究堆和实验的运行工况的改变。组织变革被认为是改造，因为这种变革会影响安全。

1.13. 对与核安全⁴相关的结构、系统和部件的改造也将遵守安保要求。本安全导则未提供关于核安保事项的建议导则；但是，提供了关于管理改造项目中核安全与安保之间接口的建议。

1.14. 如果改造仅涉及对文件的修订，第6部分提出的建议并不完全适用。对于此类改造，应酌情考虑并遵循 SSG-20 (Rev.1) [2]提供的补充指导。

结构

1.15. 第2部分就研究堆的利用和改造的管理系统提出建议，包括组织变革。对实验或改造进行分类，为选择评审和核准路线提供依据；关于这些主题的建议见第3部分；关于实验设计或改造的建议在第4部分中提供；

² 实验设施包括安装在反应堆内或周围，利用反应堆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任何装置。

³ 过去已核准的实验和实验设施或作为安全分析报告的一部分进行分析的，在本“安全导则”中不被视为改造。

⁴ 历史上，“实物保护”术语被用来描述现在被称为核材料和核设施的核安保。本出版物使用了“核安保”术语。

第 5—7 部分提供了在典型的利用或改造项目的各个阶段应该考虑活动的建议；第 8 部分涵盖了实验运行安全的其他建议；第 9 部分提供了关于实验设备的装卸、拆除、辐照后检测和处置的建议；第 10 部分提供了关于堆芯外实验设备和改造的安全建议；第 11 部分涉及组织变革与安全相关的方面。附件 I 提供了一个实验或改造分类清单的示例；附件 II 介绍了研究堆实验安全分析报告的内容；附件 III 示例说明了可能影响安全与核安保界面的改造；附件 IV 示例说明了以安全为重点的问题和以核安保为重点的问题，以用于评定改造的影响；附件 V 提供了在研究堆进行改造理由的示例。

2. 研究堆利用与改造管理系统

概述

2.1 SSR-3[1]和原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[14]规定了管理系统的要求。SSR-3[1]要求 4 规定：

“研究堆设施的营运组织应当建立、实施、评定和持续改进综合管理系统。”

此外，GSR Part 2[14]要求 6 规定：

“管理系统应整合其要素，包括安全、健康、环境、安保、质量、人力和组织因素、社会和经济因素，以确保安全不受损害。”

管理系统的文件应描述控制研究堆整个寿期内所有活动计划和实施的系统，包括利用和改造项目。可能需要监管机构核准管理系统（或其部分）。要求管理系统基于四个职能类别：管理责任、资源管理、过程实施以及测量、评定和改进。一般而言，这些类别包括以下内容：

- 管理责任包括管理层为实现营运组织的目标所必需的支持和承诺；
- 资源管理包括必要的措施，以确保确定和提供执行策略和实现营运组织目标所必需的资源；
- 过程实施包括实现组织目标所必需的活动和任务；

- 测量和评定提供了管理过程和工作绩效与目标或基准。正是通过测量和评定来确定改进的机会。

进一步的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理系统的适用》[15]和第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[16]。原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-13 号《安全监管机构的职能和程序》[17]提出了关于监管机构在评审和核准营运组织管理系统方面职能的建议。

2.2. 应作为管理系统的一部分建立利用和改造过程。这些过程应包括设计、评审、评定和核准、制造、试验和利用或改造项目的实施。在利用或改造项目的早期，营运组织应实施描述过程的相关程序。管理系统应涵盖安全重要所有结构、系统、部件和过程，并应包括对利用和改造活动建立控制的手段，从而使人们相信利用与改造活动是按照既定安全要求进行的。管理系统还应包括规定，以确保有效沟通和明确分配责任的方式计划、执行和控制利用和改造活动。在建立管理系统时，要求应用基于每个物项或过程对安全相对重要性的分级方法（见 GSR Part 2[14]）。

2.3. 管理系统的目标是确保研究堆满足以下安全要求：

- 国家法律法规；
- 监管要求；
- 设计要求和假设；
- 安全分析报告；
- 运行限值和条件；
- 研究堆管理部门制定的管理要求。

2.4. 管理系统应支持在改造项目和利用计划的所有方面开发、实施和加强强有力的安全文化。

管理责任

2.5. 管理层有责任确保利用和改造程序说明如何评定、管理、授权和执行这些活动，以确保达到实验或改造的目标，确保研究堆的安全运行和安全利用。用于利用和改造的管理系统文件应包括对评定、管理、授权、执行、控

制和监督这些活动的人员的组织机构、职能责任、权力级别和接口的说明。它还应涵盖其他管理措施，包括活动的计划和调度、资源分配和人为因素。

2.6. 营运组织负责编写和发布研究堆利用和改造的规范和程序。反应堆经理⁵应积极参与利用和改造活动的实施和评价。反应堆经理的详细职责见第 2.23 段和第 2.24 段，项目经理的详细职责见第 2.18—2.22 段。

资源管理

2.7. 营运组织应提供足够的资源来执行以下利用或改造：

- 确定所需的能力，并酌情提供定期培训，以确保营运组织的人员能够胜任其分配的工作；
- 监督外部人员（包括供应商）执行安全相关活动，并确保这些人员是经过适当的培训是合格的。

2.8. 不直接参与研究堆工作的人员和参与利用或改造项目的合同单位人员应经过适当培训，并具备所从事工作的资格。这些外部人员应与反应堆工作人员进行同等的控制，并具备同等的工作标准。反应堆主管应在准备工作期间、在工作现场执行工作期间以及在验收试验和视察期间检查这些外部人员的工作。

2.9. 营运组织的管理系统应扩展到供应商。营运组织应确保供应商、制造商和设计者有一个有效的管理系统。营运组织应通过监查，确保所分配的活动是按照管理系统进行的。

2.10. 应确定、提供、检查、核实和维护以安全方式进行工作并确保满足要求所必需的设备、工具、材料、硬件和软件。

利用或改造项目的实施

2.11. 与研究堆利用或改造相关的活动应按照核准的程序和指示进行和记录。

⁵ 反应堆经理是反应堆管理人员的成员，由营运组织赋予其反应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。

2.12. 为了成功实施一个利用或改造项目，应考虑以下方面：

- 工作的计划和优先次序；
- 符合所有相关监管要求，并证明总体安全水平不会降低；
- 符合运行限值和条件的要求；
- 评价来自类似利用或改造项目的运行经验反馈；
- 解决实验或改造后的系统或部件的维护要求；
- 确保有具备适当技能的合格人员；
- 建立适当的运行程序，包括评定和纠正不合格物项的程序；
- 执行并记录所需的视察和试验，包括委托进行实验或改造所需的视察和试验；
- 执行并记录所需的培训和指导。

2.13. 管理系统应包括控制记录的措施，这些记录对利用和改造活动的执行和核实至关重要，包括通过记录的识别、核准、评审、归档、检索和处置系统对此类活动进行正当性说明和安全评定。

2.14. 应控制利用和改造项目的程序、规范和图纸等文件，包括运行程序。特别是，应为其编写、确定、评审、更新和必要的验证以及核准、发布、分发、修订和存档制定措施。

测量、评定和改进

2.15. 应制定评定、评审和核实措施，以确定并确保利用和改造活动是否按照设计中的规定完成。此类措施应包括以下内容：

- 评审设计和设计程序；
- 通过视察和见证核实活动的执行情况；
- 评审和核实与研究堆的设计、项目实施和运行相关的记录、结果和报告，包括关于不符合情况和纠正行动的记录、结果和报告；
- 对相关过程、程序和文件的监查；
- 跟踪纠正行动的充分性和及时性。

2.16. 研究堆的利用和改造管理系统的有效实施应由不直接参与这些活动的合格人员进行评定。

2.17. 营运组织应评价这种独立评定的结果，并应确定和采取必要的行动来执行改进的建议和意见。实验的运行安全应接受反应堆安全委员会的定期评审。

项目经理的职责

2.18. 营运组织应指派一个人，通常是了解研究堆和适用的管理框架的专职项目经理，负责实现利用或改造项目的目标。这些责任应包括制定项目定义，确定确保遵守既定安全标准的措施，评价备选计划，以及管理详细设计、项目实施、投产和退役（如果相关）。

2.19. 项目经理应负责确定项目对现有安全分析报告和运行限值及条件的影响。这包括就实验或改造的分类提出建议并提供安全文件，以便营运组织在必要时将项目提交安全委员会或监管机构评审和核准。可寻求外部专家和顾问的建议，以支持项目经理履行这些职责。

2.20. 项目经理应确保参与准备或实施利用或改造项目的任何承包商或供应商了解并遵守适当的要求和法规。

2.21. 项目经理应负责确保适当的预防措施到位，以防止在项目期间或项目结果中可能出现的辐射风险和其他危害。

2.22. 项目经理应考虑和分析正在实施或拟议不同利用或改造项目之间可能的相互作用。

反应堆经理的职责

2.23. 反应堆经理对反应堆运行的安全方面负有直接责任。在这方面，反应堆经理应确保任何关于利用或改造反应堆的建议都已证明是安全的，并且如有需要，在项目开始实施之前，已由适当的机构⁶进行额外的评审和核准。

⁶ 适当的机构可以是相关专业领域的专家、安全委员会或监管机构。

2.24. 反应堆经理应负责确保利用或改造项目实施的计划不影响安全。

3. 实验或改造的分类、安全评定和核准

3.1. 所有利用和改造项目，包括组织变革，都应经过筛选过程，以确定它们对安全的影响以及实验或改造的相关安全级别。筛选过程应记录在案，安全级别的选择应是正当的。

3.2. 实验或改造的安全级别应为确定安全分析和评审的细部分和范围提供基础。安全级别还应为利用或改造项目应遵循的评审和核准路线提供依据。清单可以辅助分级方法。附件 I 提供了这类清单的示例。

3.3. 对于改造项目，相关结构、系统和部件的安全级别（按照 SSR-3[1]要求 16 的要求）应作为安全分级的第一步，以确定改造的安全影响。第 3.7—3.34 段对此作了说明。

3.4. 对于利用项目，还要求根据其安全功能和安全重要性对相关实验设施和设备进行分级（见 SSR-3[1]要求 16）。这个安全分级也应该用作利用项目安全分级的第一步。在开发一个利用项目的安全分级系统时，对主要安全功能的潜在影响和挑战安全的潜在影响应考虑功能。此外，至少应考虑到以下方面：

- 临界方面；
- 反应性方面；
- 堆芯内和堆芯外辐照；
- 在生物屏蔽或安全壳内或外进行实验；
- 部件的实物条件和性能；
- 化学条件和成分的行为；
- 热的产生和热特征；
- 部件的机械和热应力及性能；
- 对现场人员的潜在剂量很大；
- 对场外公众的潜在剂量很大。

3.5. 利用项目的评审和核准路线应以为试验确定的安全级别为基础。在确定安全级别时，应考虑到实验的性质，即是新实验、重复实验⁷还是同位素生产（关于重复实验的建议，另见第3.29段和第3.30段）。

3.6. 利用和改造项目的计划分级方法，包括计划评审和核准路线，应提交安全委员会评审。在反应堆经理核准后，建议书应按照法规要求提交监管机构进行评审和核准。

分级方法

3.7. 对于可能影响安全的实验或改造，应进行详细和全面的安全分析。详细安全分析的结果应表明其安全重要性的程度（见第3.11—3.34段）。每项实验的安全分析结果应纳入研究堆的安全分析报告，或在单独的文件（即实验的安全分析报告）中加以说明。一个实验的安全分析报告内容的示例见附件II。

3.8. 改造和新的实验应遵循本“安全导则”中描述的分级方法。

3.9. 对于重复的实验，应该证明他们可以使用根据管理系统的要求进行的先前核准的安全分析。

3.10. 在确定对安全的潜在影响时，应考虑到每个实验或改造对反应堆本身的后果以及与其他系统的相互作用。

3.11. 在确定利用或改造项目的安全级别、进行的安全分析和准备的文件时，应考虑下列所定义的每项实验或改造的安全重要性，以及设计错误或项目不正确实施的可能性：

- 对安全有重大影响：可能影响设计功能或结构、系统或部件执行安全分析中描述的预期安全功能的能力的实验或改造；超出许可

⁷ 重复实验是指先前已核准的实验，与初始的实验相比仅有微小的变化，不会影响初始进行的安全分析。在核可的最大中子通量范围内，使用具有相同物理和化学行为的目标材料和使用相同的辐照设施生产同位素也将被视为重复实验。

证条件或超出现有（即认可）安全分析的⁸；或者这可能会带来以前没有解决的危害；

- 对安全有重大影响：在核准的许可证条件和安全分析范围内的实验或改造；必须改变运行限值和条件，但不能改变安全分析报告的其余章节；这可能会大大降低临界边际；或者需要改变运行程序。SSG-83[6]提供了关于研究堆运行限值和条件的建议；
- 对安全的轻微影响：在核准的许可证条件、安全分析和运行限值和条件范围内的实验或改造；仍有显著安全裕度且对安全系统设置无影响的；这并不需要改变运行程序；
- 对安全无影响：没有危害和对安全无影响的实验或改造。

3.12. 对安全有影响的实验和改造的分级方法应详细记录，并说明拟议安全级别的正当性。

对安全有主要影响的实验或改造

3.13. 对安全有主要影响的实验或改造应进行安全分析，并遵循适用于研究堆本身的相同设计、建造和调试程序，以确保此类实验或改造符合与现有结构、系统和部件或现有实验设施相同的要求。

3.14. 应准备在项目期间或项目结果中对现场人员的辐射照射的评定。应为所有设施状态（即正常运行、预计运行事件和事故工况）确定基于防护和安全最优化原则的减少照射的措施，并应确定任何可能必要的缓解措施。SSG-85[8]提供了应用防护和安全最优化原则的建议。

3.15. 项目的安全文件应包括运行人员、实验人员和其他参与项目的人员的责任和义务。

3.16. 安全文件中应包括所有安全重要新的或改造的物项及其安全级别的列表。还应界定事故分析和在事故工况下确定缓解措施所需的信息。

3.17. 项目的安全文件应由反应堆经理就安全、可运行性和与研究堆内或在研究堆内的其他实验以及与反应堆系统的兼容性进行评审。

⁸ 超出许可证条件或经核准的安全分析的改造也隐含地超出运行限值和条件。

3.18. 对安全有主要影响的实验和改造应由安全委员会评审。在安全委员会评审之后，实验或改造应按照适用于研究堆本身的相同程序提交监管机构评审和核准。

3.19. 如果实验或改造将影响研究堆的运行授权或授权文件，则应采用适当的再许可程序或改造授权程序。

3.20. 应评审运行程序，包括应急程序，以确定它们是否需要作为实验或改造的结果而改造，如有必要，应酌情改造、评审和获得核准。

对安全有重大影响的实验或改造

3.21. 对安全有重大影响的实验或改造的安全文件 — 包括复杂的试验、试验设施和改造 — 应包括对实验或改造及其设计和构造全面和详细的描述。

3.22. 安全分析应涵盖所有设施状态（即正常运行、预计运行状态和事故工况）。分析应证明许可证条件和原来的安全限值不会受到影响，而实验或改造的放射性后果在可接受的限值范围内。

3.23. 应准备项目期间或项目结果对现场人员的预期辐射照射的评定。应说明所有设施状态根据防护和安全最优化原则减少辐射照射的措施，并应确定任何可能必要的缓解措施。

3.24. 项目的安全文件应包括运行人员、实验人员和其他参与项目的人员的责任和义务。

3.25. 安全文件中应包括安全重要所有新的或改造的项目及其安全级别的列表。还应界定事故分析和在事故工况下确定缓解措施所需的信息。

3.26. 应评审项目的安全文件，并在安全、可运行性和与反应堆内其他实验和反应堆系统的兼容性方面得到反应堆经理的核准。

3.27. 对安全有重大影响的试验和改造，应当经安委会评审后，按照监管要求报监管机构评审核准。

3.28. 应评审运行程序，包括应急程序，以确定是否因利用或改造而需要修订，如有必要，应酌情修订、评审并经核准。

对安全无影响的实验或改造

3.29. 许多实验和改造被认为对安全影响不大。这种改造包括对结构、系统或部件的小改造。就研究堆性质而言，经常用于重复样品辐照或进行微小变化的重复实验。应界定重复实验、同位素生产或仅对原设计作微小改动的改造的标准，对此，经反应堆经理核准即可，无需重新提交安全委员会或监管机构。第 5—7 部分中提供的建议应采用分级方法。

3.30. 明确的标准应界定哪些辐照可视为重复实验。应规定用于同位素生产或活化分析的样品的类型和数量，并规定辐照设施和辐照位置（即最大允许中子通量）。为支持进行辐照实验的请求而准备的信息和文件，以及评审和核准路线也应特定说明。对于进行实验或实施对安全无影响的改造，本拟议应用方法应提交安全委员会评审。

3.31. 安全委员会应定期评审反应堆经理核准的对安全有轻微影响的实验和改造记录，以确保对核准标准的解释没有分歧，并且实验或改造的原始安全级别没有因例如老化而改变。

对安全无影响的实验或改造

3.32. 在将其归类为对安全无影响的实验或改造之前，应仔细考虑任何计划改造。这样考虑应基于对实验或改造的描述以及对其影响的评定，并应提交反应堆经理核准。

3.33. 应保留所有此类核准的记录以及相关文件。

3.34. 安全委员会应定期评审对安全无影响的实验和改造记录，以确保在核准标准的解释上没有分歧。

核安全的实验或改造与核安保之间的接口

3.35. 营运组织应确保核安全与核安保之间的界面得到适当考虑，并在实验或改造的范围内加以管理。作为第 2 部分所述综合管理系统的一部分，所有实验或改造的设计和进行都应适当注意核安全事项。附件 III 提供了安全与核安保之间可能有接口的改造示例。关于安全与核安保之间的联系的进一步资料见参考文献[18]。

3.36. 应根据相关国家安全监管部门的要求和原子能机构《核安保丛书》出版物（见参考文献[19—27]）提供的指导，改造保护场址和研究堆免受破坏和未经授权转移核材料和其他放射性物质的系统。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》[19]提供了关于对研究堆安全重要仪器仪表和控制系统及软件的改造的安保方面的指导。

3.37. 对任何设备，包括安全重要结构、系统和部件，以及对核安保系统进行的改造，都应进行筛选和评定，以确定对安全和核安保的潜在影响。结果可能需要在一份单独的文件中描述并保密。

3.38. 可能需要制定核安保措施，允许外部工人和人员进入现场或研究堆。为了允许这种访问，可能需要事先进行可信度检查和其他措施，并且应该分配适当的时间来执行这些检查和措施。不应低估这些检查和措施的重要性，因为它们旨在应对内部威胁，这是一个主要考虑，尤其是在核研究方面。原子能机构《核安保丛书》第 8-G (Rev.1) 号《防范和保护内部威胁的措施》[22]提供了进一步的指导。

3.39. 反应堆经理应确保负责提供研究堆核安保的组织参与改造项目。反应堆经理还应确保有效的沟通和协调，以确保安全措施和核安保措施不会相互妥协，并处理与安全和核安保之间的接口相关的潜在问题。在实验或改造的实施的的所有阶段都应该这样做。

3.40. 应评审计划实验或改造，以评定对研究堆的安全和核安保的潜在不利影响。在评审一项改造时，还应结合下列要素，考虑通过设计加强安全和核安保的可能性：

- 研究堆的实物布置；
- 研究堆中围绕潜在盗窃或破坏目标的核安保层，包括出入控制点；
- 研究堆中安全重要结构、系统和部件以及核安保重要系统和设备的配置和用途；
- 管理系统和质量保证程序的要求；
- 研究堆的运行程序；
- 核安保计划和程序；
- 研究堆的运行计划；

- 安全分析及运行限值和条件；
- 许可证条件及授权程序；
- 应急计划和应急预案；
- 辐射防护和废物管理计划；
- 工程学；
- 维护；
- 工作管理（包括控制和计划）；
- 人员的培训和资格；
- 消防；
- 环境保护；
- 与所有职业危害和风险相关的健康和安​​全（包括化学品安全）。

4. 实验或改造的设计安全

一般考虑因素

4.1. 实验或改造的设计应证明以下内容：

- 实验或改造可以完成它所要完成的任务；
- 实验或改造可以在不损害研究堆安全的情况下建造和运行；
- 可以在不损害研究堆安全的情况下移除或退役实验或改造；
- 在所有运行状态下，现场人员和公众的辐射照射将保持在剂量限值范围内，此外，应适用防护最优化原则；
- 任何设备在其寿期内均可安全存储，退役后可安全处置；
- 在可能的范围内限制放射性废物的数量，例如通过适当选择材料。

4.2. 实验或改造的设计应尽量减少对反应堆停堆系统的附加要求。在进行实验的情况下，应该考虑提供不用反应堆停堆系统而将实验置于安全状态下的方法。

4.3. 除了启动、稳态或瞬态运行和停堆等反应堆运行外，还应考虑其他反应堆工况对实验或改造的影响。这些情况包括非计划停堆继之以立即启动、维护、延长停堆时间、换料、堆芯布置的变更以及电源和其他公用设备的故障。研究堆设计中考虑的运行状态和事故工况也应考虑到它们对实验或改造的影响。同样，应考虑实验或改造的所有状态对反应堆的影响。

4.4. 利用或改造项目的设计要求应在项目的早期确定，并应根据项目的安全重要性进行选择。

4.5. 营运组织关于改造的安全政策应持续改进，并应定期评审。对于每一项改造，都应避免对放射性排放屏障的保护、纵深防御级别的独立性和每个级别的可靠性提出挑战的不利影响。在设计实验和改造时，应考虑人力和组织因素对一个、几个或所有屏障和纵深防御水平的影响。

4.6. 为了不断提高核安全而进行的改造，例如对包括非永久性设备在内的设计扩展工况的安全特点设计的改造，应按照核准的改造程序和改造的安全评定进行。

4.7. 在设计过程中应考虑安全与核安保之间的接口。在考虑这些界面时，应从设计阶段就考虑到安全措施对核安保的影响和核安保措施对安全的影响，而不是相互妥协。

特定考虑因素

反应性

4.8. 如果实验设备或改造的系统或其故障可能导致反应堆堆芯的反应性增加，则应设计实验或改造，以便将正反应性影响限制在反应堆控制系统和反应堆停堆系统能够安全地适应的影响范围内。

4.9. 如果有必要对反应堆控制系统或反应堆停堆系统进行任何改造，以适应反应堆堆芯反应性的增加，那么这种改造应被视为对安全有重大影响的单独改造，并应在初始拟议实验或改造实施之前实施。

4.10. 应针对所有情况（例如，将实验插入反应堆堆芯、拆除实验、潜在的故障模式）确定实验或改造的反应性值。应检查计算或以其他方式确定的反应性值，通常通过测量、进行临界实验或采用等效方法。

4.11. 对于次临界组件，应在设计扩展工况中考虑由于实验的反应性价值而导致的任何潜在临界，并应评定这些条件，以确定现有的安全规定是否仍然有效，或需要实施设计扩展工况的额外安全特点，以防止或缓解此类事件的后果。

辐射防护

4.12. 实验或改造不应显著影响研究堆的辐射防护计划。研究堆的初始设计，包括实验设备，通常是基于屏蔽、通风、过滤和衰变的结合，以减少放射性排放，并对辐射和气载放射性物质、所有运行状态和事故工况进行相关监控。如果实验或改造会影响辐射防护措施，则应采取额外措施，根据防护和安全最优化的原则，在安装项目、运行、装卸和拆除实验或实施改造项目期间，将现场人员和公众的照射降低到合理可达尽量低水平。这些措施可包括清除产生高辐射场的源、提供额外的屏蔽、提供远程处理装置以及控制或缓解事故工况后果的措施。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》[28]规定了辐射防护的要求。

4.13. 如果实验设备或改造系统的故障可能导致能阻挡放射性物质排放的原系统或附加系统性能下降，在设计实验或改造时应考虑此类事故的影响。

4.14. 应限制放射性物质不受控制地排放，并应通过使用衰变桶、惰性吹扫气体、过滤器或再循环等措施，最大限度地减少此类物质的排放量。这适用于项目的所有阶段（包括安装、建造、调试、运行和退役）；所有设施状态（即正常运行、预计运行事件和事故工况）；以及用于实验设备或改造系统的移除、存储和装运。

安全设备

4.15. 只要有可能，在设计实验和改造时应考虑使用固有的安全特点、非能动系统和故障安全设计。

4.16. 如果安全设备与反应堆保护系统相互连接，它们的设计应能保持反应堆保护系统的质量和有效性。应评定与反应堆保护系统发生有害相互作用的可能性，并证明其是可以接受的。

4.17. 如果实验可能对研究堆或人员造成危害，则应将实验的保护和控制系統连接到反应堆系統，以便在实验设备发生故障时降低反应堆功率水平或关闭反应堆。实施这种连接的方法应受到特别注意，这种连接应被归类和定性为安全系統。当达到实验的安全系統设置时，应在控制室提供单独的警报器或其他设备，以通知运行人员何时启动安全行动。反应堆系統不应用于控制实验，也不应提供实验进展的指示。

4.18. 如果安全设备仅用于防护实验本身，或者实验设备的故障不会危及反应堆或工作人员，那么安全设备可以被分配到较低的安全级别。此类安全设备不应连接到反应堆控制系统或反应堆保护系統。

4.19. 警报器应在低于实验参数安全限值的警报水平下工作，以便运行人员采取预定义的措施来纠正这种情况。

热量的产生和冷却

4.20. 应特别考虑影响反应堆堆芯散热能力的实验或改造的可能性。

4.21. 许多辐照实验失败的一个主要原因是产生过多的热量或冷却不足。因此，在实验设计和研究堆本身设计中考虑的所有工况下充分的散热应该是实验安全分析的主要方面之一。此外，应仔细考虑有无实验设备对反应堆堆芯功率分布的影响，因为这可能影响研究堆的安全裕度。在计算实验设备中的功率分布时应特别注意，在计算中应考虑各种材料的组成以及中子和 γ 的热沉积。应该对所有运行状态执行这样的计算。应提供足够的冷却，使温度保持在可接受的限值内。为了避免在任何情况下温度过高，应提供将实验置于安全配置中的方法。如第4.8—4.10段和第4.17段所述，应分析和确保降低反应堆功率或关闭反应堆的方法。

4.22. 除上述考虑外，还应特别考虑易裂变材料或慢化材料的辐照可能造成意外的临界，以及辐照期间和之后的冷却措施，以防止目标材料过热。

压力

4.23. 应评定实验设备或改造系统中的高或低压力对反应堆的可能影响，并确保采取适当的手段将压力保持在可接受的限值内。

4.24. 在设计辐照材料（包括其外壳）的实验时，应采取特别的预防措施。这种材料容易分解或以其他方式改变状态，或因其化学活性增强而产生超压或易燃、易爆气体。应确保外壳内的压力和目标材料的化学浓度不会对反应堆、人员或实验的安全产生不利影响。

材料的选择

4.25. 在实验设计中，材料的选择应考虑材料相容性，腐蚀，辐照引起材料性能的变化（如蠕变、脆化、辐解、活化），包括材料的嬗变，差热膨胀，老化效应，以及易于去污、拆卸和最终处置。

4.26. 在实验设计中，应特别考虑辐照材料的选择。例如：

- 如铜和镉等材料不应使用无包层；
- 对其腐蚀性能可能因辐照而增强的材料（如汞、铯、镁）的辐照应特别考虑其性能；
- 塑料和其他有机或合成化合物在辐照下会崩解；
- 镉、铍、银、钴、硼化合物（如 B_4C ）和含有这些材料的合金，由于它们的中子特性，应极其谨慎地使用；
- 在辐照下分解并产生废气的化合物应谨慎使用；
- 爆炸性化学品和材料的使用应极其谨慎，数量有限；
- 还应考虑电偶效应，特别是由于水和铝之间的相互作用而产生的电偶效应；
- 含铝成分的研究堆应排除汞的使用，因为这些元素之间的相互作用具有极强的腐蚀性。

4.27. 在实验设计中，应特别考虑某些活化腐蚀产物（如银），因为它们倾向于在冷却回路表面镀覆（即形成涂层），从而在处理和维持过程中产生污染和潜在的辐射照射。

4.28. 在设计实验时，应特别考虑设置额外的屏障，以容纳如果排放可能造成危害的有毒物质；例如，铍如果被摄入，毒性特别大。

中子通量扰动

4.29. 应考虑来自实验或改造系统与堆芯部件、燃料或其他试验的中子相互作用。应当评价中子通量的扰动，特别是在安全重要设备（例如中子探测器）附近。如果在反应堆处于功率状态时可以插入、抽出或以其他方式重新安置实验，则应仔细评定对燃料组件中的功率分布和对反应性变化的可控性的影响。

外部和内部危害的防护

4.30. 在项目的每个阶段，实验或改造的设计应包括为研究堆考虑到的承受或缓解外部和内部事件（如地震、洪水、火灾、爆炸）影响的措施。实验和改造的设计应使在外部事件超设计基准的情况下，设计有足够的裕度来避免事件序列导致不可接受的放射性排放。设计应由适当的专家评审，并应记录所提拟议执行情况。

4.31. 如果在实验或改造的建造和安装阶段使用临时设备，则应采取适当措施保护研究堆的结构、系统和部件以及临时设备免受外部和内部危害，例如将其锚固或提供消防措施。

实验与反应堆的力学相互作用

4.32. 应考虑由于冷却剂流动而可能引起的实验设备或改造部件的振动。应特别考虑避免共振频率下的振动。

可试验性和老化管理

4.33. 在设计实验或改造时，应特别考虑实验或改造在调试和运行期间的适当可试验性。如有必要成功执行调试计划，应提供特殊的测量和试验规定，以确保改造后的系统或实验可用于测量。

4.34. 应特别考虑提供适当的功能，以支持与原始系统相同程度的老化管理和在役检查，同时考虑到利用或改造项目的寿命。

5. 利用或改造项目的实施前阶段

概述

5.1. 第 5 部分、第 6 部分和第 7 部分为典型的利用或改造项目的各个阶段提供了详细的建议。对于对安全有重大影响的项目，应遵循这些建议。对于安全无影响的项目，建议应采用分级方法。图 1 显示了一个对安全有重大影响的项目的流程图，以及在整个项目执行过程中营运组织和监管机构之间的关系。其他组织（如设计组织、分包商）也可参与利用或改造项目。对于改造的设计，营运组织应尽可能咨询设计者。然而，总体责任仍由营运组织承担。

5.2. 安全委员会和监管机构的参与程度应取决于实验或改造的安全级别；第 3 部分提供了确定安全级别的建议。GSG-13[17]提供了关于营运组织和监管机构之间互动的进一步建议。

5.3. 对安全有重大影响或对安全有轻微影响的项目的实施应遵循相同的步骤，但应采用分级方法，特别是在安全分析的范围和细节、准备的文件以及应遵循的评审和核准路线方面。

5.4. 项目的每个阶段都应该明确定义，所有相关人员都应该理解。特别是，应该正式承认和记录阶段之间的过渡点。

5.5. 在项目的早期，应考虑开发一个模式的必要性，以便于开发项目实施程序和运行程序、运行人员培训和在受限空间内的可运行性，或确保利用或改造项目的可行性。

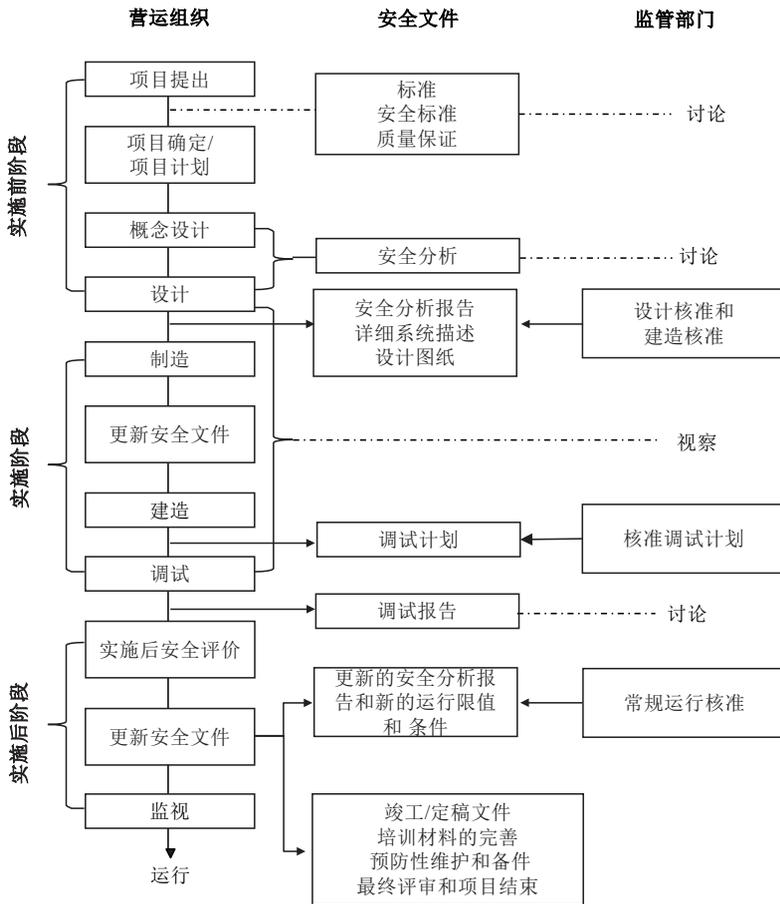


图 1. 安全主要影响的利用或改造项目的阶段。

项目的提出

5.6. 实验或改造的需要可能来自不同的人员群体，如反应堆经理、监管机构、实验人员或设备供应商。为了持续改进核安全，可能需要进行改造，包括改造安全系统、安全相关物项、运行限值和条件、程序、文件或反应堆和实验的运行工况。为了使研究堆适应不断变化的科学和研究需要，也可能需要进行改造（例如，高中子通量密度、新的辐照设施、经改造或新的实验设施）。无论实验或改造的原因是什么，总的概念应该在项目的早期由反应堆管理和监管机构讨论。还应包括其他团体，如安全委员会、实验人员、设备供应商和独立顾问。

5.7. 研究堆的实验和改造也可能出于各种考虑（见附件 V）。

项目的确定

5.8. 项目确定阶段涉及到特定目标的开发和计划实验或改造的范围，因此为技术设计提供了起点。在这一阶段还应制定实施项目的限值和条件、安全标准和质量要求。

5.9. 后续项目步骤的一般组织和行政安排也应在项目确定阶段处理。

实验或改造的分类以及安全法规和标准的选择

5.10. 第 3 部分中所述的实验或改造的分级方法应在这一阶段应用，以确定项目的安全影响以及将要应用的评审和核准路线。

5.11. 应评价相关的现有安全法规以及国家和国际标准对结构、系统和部件的适用性，在某些情况下，可能需要制定一些额外的法规和标准（见 SSR-3[1]要求 13）。

数据收集

5.12. 在设计阶段使用相关性能、材料性能和加工特征的技术数据和信息作为输入，对于确保实验和改造的质量和重要。第 4.20—4.28 段所述的考虑因素也应构成此类设计投入的一部分。

5.13. 应提供研究堆、部件或软件的现有文件，包括所有改造，以建立设计前数据库。应评审此文件，以核实其是否是最新的。这可能需要视察受实验或改造影响的设备，并评价该设备的运行和维护历史，以核实文件是否最新，现有设备是否能够发挥其预期功能。

5.14. 建立设计前数据库可能还需要对相关反应堆系统进行特定测量或试验，以便完成或更新信息。可能需要对历史数据进行核实，并且应该仔细地数据身份证实。还应收集相关重复故障或一般共因故障的历史信息。

5.15. 列入关于在其他研究堆进行的类似实验或改造的信息，可为设计前数据库作出重要贡献。还应收集运行经验，包括关于老化影响的信息。

设计前评估

5.16. 设计过程通常是一个迭代过程。对于每个实验或改造，应评价几个技术选项。这一评价将为随后评价实验或改造的安全、技术和财务可行性以及为所选计划的正当性提供依据。对备选计划的评定不仅应涵盖实验或改造的硬件（即设备和材料），还应涵盖实施和运行方面，包括监控要求，以及退役和处置方面。对这些方面的审议应包括对实验或改造在正常运行下对研究堆影响的估计、预计运行事件和事故工况、所需的辐射防护措施和预计将产生的放射性废物数量，并将支持对项目的安全、有效性和成本的评定。每种计划都应提供一份技术说明和一份初始安全分析。用于在可用计划之间进行比较和选择最佳解决计划的监查计划应记录在案。拒绝其他选择的理由也应记录在案。

5.17. 根据实验或改造的安全级别，设计前估计应与监管机构讨论，如果适用，为项目选定的安全规范和设计标准应提交监管机构评定和评审。相关的时间表也应在设计前阶段与监管机构讨论。

5.18. 在设计前估计的基础上，营运组织应决定是否进行实验或改造。

设计

5.19. 在设计阶段，选择的选项应该发展成一个完整的文件和正当的设计，用于实验或改造。因此，在这一阶段应准备项目计划、规范、设计评定、安全分析、实验或改造的制造和安装的详细图纸以及所有相关文件。还应在设计阶段确定调试和实施后安全评定和监督的要求（见第 7.2 段和第 7.5 段）。

5.20. 应建立和实施设计控制和持续改进的管理系统标准，涵盖设计的各个方面，包括检验和试验方法，以及建造。应制定措施并形成文件，以确保适用的规范、标准和法规要求正确地纳入安全重要物项的设计文件。还应提供验证设计充分性的措施。此验证应由开发原始设计的人以外的合格个人执行。第 2 部分提出了进一步的建议。

5.21. 对潜在危害应进行必要的详细安全分析。分析应能够证明设计是安全的，特别是能够表明以下情况：

- 任何新的系统或部件都符合所有相关的安全标准，并在所有运行状态下能安全运行；
- 新系统不会对任何运行状态下其他安全重要物项的安全特点产生不利影响，也不会影响研究堆的安全相关特征；
- 实验或改造可以在不显著增加对现场人员或公众成员的剂量的情况下进行；这应根据防护最优化的原则并考虑到事故的风险来确定；
- 实验或改造可以在不对反应堆运行安全产生不利影响的情况下进行；
- 实验或改造引入的任何新危害都可以在项目的任何阶段得到安全管理。

在这些分析中应注意使用最新的安全文件和数据。

5.22. 应证明并记录以下内容：

- 新系统的采用不会对任何正在运作的国家造成放射性危害或其他危害方面的任何后果产生不利影响；
- 新系统的故障不会导致任何风险显著增加的新事件假想方案（可能必须考虑不同的故障模式）。

5.23. 应针对研究堆安全分析报告中考虑的每一个事故序列，评价计划改造系统或实验的技术和运行影响。应该分析实验或改造对潜在事故及其后果管理的影响。

5.24. 此外，改造后系统的每个可信的故障模式都应被视为一个新事件假想方案的假想始发事件，并应采用适当的评价方法对其后果进行分析。应注意在评价中不仅包括对研究堆的直接影响，而且包括对安全重要物项的影响，如预防事故和缓解事故后果的系统。

5.25. 在分析结束时，应编写研究堆安全文件的更新版本，其中可包括安全分析报告的更新以及运行限值和条件。

5.26. 应根据 SSR-3[1]规定的要求和 SSG-20 (Rev.1) [2]规定的建议编写和维护安全文件。应注意必要时评审和更新涉及设计、运行限值和条件以及

运行程序的文件和其他安全文件，作为核准实验或改造的研究堆正常运行的基础。

5.27. 应考虑在实验设备和设备安装在研究堆之前对其进行试验。试验应该作为设计和实验或改造的委托的一部分进行计划。

5.28. 设计阶段的输出还应包括以下内容：

- 要达到的目标的陈述；
- 为项目设立的组织机构的详细情况和所涉各方的责任；
- 拟采用的活动、技术和程序，包括实施计划的活动、技术和程序的说明；
- 对将要使用的特定程序和技术的安全评定；
- 对研究堆在项目各个阶段的预期状态的描述；
- 完整工程所需的设计计算、图纸和规范；
- 使人员能在项目实施期间适当非正常运行的人员培训计划；（现场人员还应被告知在项目的各个阶段适用的特殊安全考虑和规定。）
- 文件，如研究堆改造状态的程序，包括任何新的或临时的应急程序和相关的培训计划；
- 为验证设计目标已经实现而进行调试的计划；
- 初始退役计划；
- 一项特别监控计划，包括必要时的老化管理和在役检查要求（见第 7.5 段）。这种监视应用于证明研究堆系统的持续安全；
- 在实施利用或改造项目之前，需要提供的对安全重要备件的概述。

5.29. 对于老化管理，应遵循 SSG-10 (Rev.1) [9]相关建议。

5.30. 对于反应堆主要部件的退役、拆除和移走，应遵循原子能机构《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》[29]相关建议。

5.31. 在这一阶段应考虑是否需要核准试验、核准设计和核准改造的建造，或是否需要第 3.18 段和第 3.19 段所述的正式授权。

6. 利用或改造项目的实施阶段

概述

- 6.1. 本部分涵盖利用或改造项目实施阶段的制造、安装和调试阶段。对一些人来说并不是所有的建议都是相关的，例如，在项目只涉及对程序的改造的情况下。
- 6.2. 在某一特定阶段遇到的违规行为应立即处理，而不是在随后的阶段处理。
- 6.3. 如果某一阶段的结果可能对下一阶段造成限制，则应制定程序，以确保这些限制得到满足。

制造

- 6.4. 对于工程的制造阶段，应制定材料采购控制措施，用于文件和图纸的开发、修改和使用，用于材料的加工，并用于检查此类活动。
- 6.5. 必须改造的新部件或现有部件通常由供应商根据设计阶段制定的详细规范制造或改造。在选择供应商之前，项目经理应确保供应商具备必要的工作经验，并了解项目的所有特定限制因素，包括管理系统标准（见第 5.20 段）。应对潜在供应商进行初步访问以核实这一点。
- 6.6. 项目经理还应确保所涉及的供应商有适当的管理系统。
- 6.7. 在制造过程中，应进行技术与质量上的监查，以验证制造的所有方面，并识别与规范、质量控制、时间表或截止日期的任何偏差。在与监管机构讨论后，营运组织应确定在制造期间将进行哪些检查，以验证其符合适用的要求、规范和标准。特别是对于在安装过程中不能彻底检查的设备，应在制造过程中进行法规检查。

更新安全文件

6.8. 如第 5.26 段所述，修订安全文件。应在适当的情况下进行，包括实验或改造的竣工描述。项目经理应对此类改造负责。根据法规要求，修订文件的时间表应由反应堆经理核准。

6.9. 如果安全文件已经修订，则应根据实验或改造的安全意义，按照核准的程序核准和分发该文件。这可能需要安全委员会的参与，并酌情由监管机构进行评审和核准。过时的安全文件应停止使用并存档。

安装

6.10. 应制定措施控制设备的安装，并应考虑到任何潜在的危害 — 例如辐射、化学和工业危害。

6.11. 实验的改造或安装应在获得所有核准和参与安装的相关现场人员得到良好的培训后方可开始。

6.12. 安装实验或改造的时间表应与反应堆经理协商，以确保研究堆在开始活动前处于安全状态。

管理

6.13. 项目安装阶段的管理至少应包括以下内容：

- 明确规定所有责任，包括与管理系统程序和辐射防护相关的责任；
- 经常举行会议，提供相关进展的信息，并与所有现场人员（即技术和运行人员以及辐射防护人员）和参与项目或受项目影响的相关各方交流信息；
- 与研究堆安保人员协调，以确定任何额外的安保措施或在安装期间或之后对现有安保措施的任何潜在影响；
- 相关控制（即报告、评审和处置）与认可的方法和规范书或与预期行为的偏差的明确程序；
- 明确程序，确保改造周围区域无异物（如装配或安装工具、设备）；

- 系统建成后的全部特征的测量和记录，这是更新相关技术文件、图纸和程序所必需的；
- 培训运行人员和外部人员，并向他们提供相关试验的改造或进行、使用的方法、安全方面和安全工作实践的信息；
- 项目计划中的意外情况，以应对可能需要修订工作惯例和项目计划的不可预见的事件和运行偏差。

安全方面

6.14. 设计者应对安装过程进行足够详细的安全评价。这种评价应以详细的安装计划为基础，该计划描述了在安装活动期间为最大限度地减少风险而应采取的活动、方法、危害和临时规定，以及技术或行政措施或预防措施。

6.15. 如果必须安装临时设备，则在设计和安装临时设备时应考虑到研究堆所考虑的外部 and 内部事件（另见第 4.31 段）。

6.16. 安装阶段应考虑的特有安全问题如下：

- 查明危害以及为控制危害而采取的步骤，以便最大限度地减少对人员、研究堆及其系统和环境的危害；
- 放射性废物的管理，酌情包括运输、去污和拆除方面；
- 外照射辐射；
- 为防止污染扩散和内照射辐射所需的规定；
- 应急准备和响应，其安全要求见原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[30]；
- 改造期间燃料、放射性物质和其他辐射源及化学品的安全存储；
- 工业危害，如高电压、真空、在高处或密闭空间工作、火灾、局部洪水以及使用化学品和潜在危害工具。

6.17. 实施实验或改造所必需的所有临时调整（例如连接、程序、安排）都应记录在案，并应在应用前得到反应堆经理的核准。

6.18. 在发现与实验设备或研究堆的改造相关的潜在危害情况时，应按要求起草特别临时安全规定或程序，并经核准和执行（见第 5.28 段）。一旦安装完成，应正式撤回这些临时程序（另见第 6.23 段）。

调试

6.19. 核准的使用或改造项目的委托，其中可包括第 5.27 段所述实验设备和设备的安装前调试。应旨在展示项目的功能和安全。SSG-80[3]提供了关于调试过程和大型改造调试各个阶段的额外建议。

6.20. 反应堆经理应负责确保按照既定程序对调试计划进行评审。

6.21. 要实施的实验或改造的安全应通过在实施实验或改造之前和期间进行试验、检查、测量和评定的调试计划来验证。SSR-3[1]要求 73 也适用于实验或改造的委托。在与监管机构讨论后，营运组织应确定适当的证人。

6.22. 应根据下列目标评审每项实验或改造的调试计划是否充分：

- 确定（通过在正常运行中遇到的实际工况下和尽可能在预计运行事件中进行测量）与改造后的系统的安全相关的所有反应堆特征；
- 证明研究堆的结构、系统和部件（特别是所有安全重要物项）没有受到损害；
- （根据测量数据）核实相关安全参数和所有安全功能的适当性能；
- 提供调试过程中的补充信息和数据，以更新安全文件、技术文件和运行程序；
- 为运行和维护人员提供熟悉和培训的机会和时间；
- 受实验或改造影响反应堆系统的调整，以获得最佳性能。

6.23. 在整个调试过程中，必要时应制定和执行特殊的临时安全规定或程序。

6.24. 调试过程的完成应包括一项检查，以确认实施所需的所有临时调整（例如连接、程序、安排）已被移除或取消，研究堆已恢复到全面运行状态。

6.25. 营运组织应将调试结果提交监管机构，以获得正式核准，并根据许可证条件的要求，允许运行实验或使用经改造的系统。

7. 利用或改造项目的实施后阶段

实施后的安全评价和常规运行的核准

7.1 对常规运行的实验或改造的最终核准的基础应是所有调试阶段的成功完成以及所有信息和经验与设计规定要求的核实。调试试验的结果和竣工图纸和文件应根据现有程序进行评审，以证明实验或改造是以符合核准规范的方式进行的，并确保安全运行。

7.2. 最后的调试报告应提出并评定调试结果。报告应按照既定程序获得核准。

修订安全文件

7.3. 修订安全文件和安全分析报告，如第 5.26 段所述，应酌情包括利用或改造的竣工说明，并考虑到调试过程的结果。项目经理应对此类改造负责。根据法规要求，修订文件的时间表应由反应堆经理核准。

7.4. 如果对安全文件进行了修订，则应根据实验或改造的安全意义，按照核准的程序对文件进行核准和分发。这可能需要安全委员会的参与，并酌情由监管机构进行评审和核准。过时的安全文件应从及时更新。

特别监视

7.5. 某些实验或改造的正当性可能取决于技术或材料特征，这些特征在反应堆长期运行中可能受到辐照脆化、腐蚀或其他老化效应的影响。如果根据以前的经验或分析无法足够准确地预测这种影响，则应确定一个安全监视计划，以监控相关特征的行为。在设计阶段确定的任何特殊监视要求（见第 5.16 段和第 5.28 段）都应得予以实施。

8. 研究堆实验的运行安全

8.1. 虽然以下各段中提出的建议原则上既适用于实验，也适用于改造，但对于重大改造和利用项目，应酌情遵循关于新研究堆的建议（见参考文献[2、3、6—9、11]）。

辐射防护

8.2. 研究堆的实验可能对进行实验人员、运行人员，以及在某些情况下对其他现场人员和公众造成严重的放射性危害。除了设计应尽量减少放射性危害并得到调试过程的支持外，实验人员和参与实验运行的人员应接受培训，并应遵守执行其任务的核准程序。

8.3. 每个实验都应该使用核准的运行程序来进行，这些程序描述了参与实验人的责任，并包括实验的运行指导。

8.4. 除辐射防护方面的一般培训外，还应为所有实验提供特定培训。此类特定培训应包括以下内容：

- 实验操作程序；
- 与实验性能相关的辐射防护规则和说明；
- 应急计划和程序。

8.5. 在研究堆运行期间和反应堆关闭期间可能存在强放射性水平的区域—例如靠近开放束流管、反应堆回路或辐照材料的区域—应在反应堆启动前确定。这类区域应根据其潜在危害归类为辐射防护区域（见 SSR-3[1]和 GSR Part 3[28]要求 34）。反应堆启动后，应进行 α 、 γ 和中子辐射的调查，特别是对实验周围的区域进行调查。应测量、显示实际辐射场，并在适当的情况下记录。如有需要，该等区域应设置警戒线或实际安全，以防止无意或未经授权的进入，并应展示适当的辐射警告标志。

实验安全所需要的资料

8.6. 除了安全分析报告中的资料外，实验人员还应为运行人员准备以下资料：实验设备的详细说明；试验可能造成的可信危害清单；实验运行的边界条件；以及可能导致研究堆关闭的所有反应堆保护系统连接的列表。

8.7. 反应堆经理应负责进行实验所需的协调（例如，考虑到维护所需的反应堆停堆时间）。

8.8. 对于每一项实验，运行人员和实验人员都应掌握安全进行实验所必需的资料，以及在发生与安全相关的问题或操作困难时可能需要的资料。该资料应包括实验的一切运行限值和条件，如最高温度和压力。在接近或超过这些限值的情况下应采取的行动应在书面指示中明确说明。应主要以运行状态和应急状态的程序的形式提供这些行动。应提供与实验相关的预计放射性水平或其他危害的列表，以及允许进行实验的人员名单实验和那些与实验相关的人，如果出现困难，他们可以被要求提供建议。应定期评审和更新这些信息。

8.9. 反应堆和实验安全运行的限值条件，以及实验的处理和运行程序，应得到反应堆经理的核准。应特别考虑安全运行限值条件的核准和与启动反应堆或实验相关的程序，以及运行人员对预计运行事件和设计基准事故的反应。

8.10. 应保存插入反应堆堆芯的材料、样品、设备和装置的记录，并应在辐照结束时取回和说明这些物项。这些记录还应包括每个物项的测量或估计活动。

实验人员与运行人员的配合

8.11. 为了保证实验设备的安全运行，实验人员和运行人员需要密切合作。研究堆或实验设备的启动应考虑特殊安排，如运行人员或实验人员必须进行的任何特殊处理，或实验设备或研究堆正常时间表之外的运行。应准备程序，经核准并实施，以确保实验人员和运行人员之间的充分沟通。对于这些程序应考虑以下方面：

- 需要通过公共广播系统宣布反应堆正在启动或实验即将开始；

- 要求反应堆经理检查所有实验的安全进行和所有实验人员位置的必要性；
- 在实验区使用警示灯、其他可见标志或可听见指示，以表明反应堆正在运行；
- 使用专门的通信规定；
- 如需要采取特别行动，可在工作时间内后联络的人员的详细联系方式。

除了设计中提供的任何联锁或其他安全设备外，还应考虑此类通信需求。

8.12. 在常规运行中，实验人员和运行人员的活动也应协调一致。如果一项实验涉及可能影响反应堆参数的运行（例如燃料试验台的移位），实验人员和运行人员之间应始终采用直接的声音交流方法，并且运行人员应始终了解实验的实际状况。除设计规定外，这些规定也应到位。

8.13. 运行说明应明确规定运行人员和实验人员的任务和责任，避免实验进展与实验安全进行或研究堆安全运行之间的利益冲突。这些责任应由安全委员会评审，并经反应堆经理核准。

实验运行变化

8.14. 对于某些实验，可能需要以某种方式改变运行条件，如改变实验设置、实验的安全系统设置或实验初始核准时同意的运行顺序。此类拟议改造应视为改造，并应遵循本“安全导则”中提供的建议。

实验安全操作的责任

8.15. 反应堆主管对反应堆运行的安全负有直接责任。因此，应授权反应堆主管或被委派的人员可以控制实验设备的任何必要运行，以确保研究堆和人员的安全，包括停止反应堆主管认为危害的任何实验，并将实验置于安全状态。第 2.23 段和第 2.24 段提供了关于反应堆经理责任的进一步建议。

8.16. 实验人员应及时向运行人员直接报告其实验的任何偏离正常运行的情况。

8.17. 如有必要，反应堆经理应执行任何安全规则或对实验的任何限制，以确保实验和研究堆的安全运行，并确保运行人员和实验人员的安全。

8.18. 在核准的程序和核准的实验运行范围内，实验人员应对其实验设备的安全运行承担责任。

8.19. 应明确规定运行人员和实验人员的职责，并经反应堆经理核准。

9. 实验设备的装卸、拆除、辐照后检测和处置中需要考虑的安全问题

一般要求

9.1. 需要贮存和最终处置的实验设备或其他辐照设备的搬运、拆除和处置，应当按照核准的程序进行。

9.2. 这些程序应考虑到与装卸、拆除、辐照后检测、运输和存储或处置辐照设备相关的所有运行的安全评定。应在下列两种假设下，预先评价受辐照设备的活性和污染：

- 最可能的实验过程；
- 由于组织和人因造成的设备故障和故障的最坏可能组合。

9.3. 应针对所有相关条件评定放射性危害。辐射防护措施（例如屏蔽、清洁空气、去污程序、使用可移动的设施，例如屏蔽和通风设施，以便利处理运行）应证明足以应对可能出现的最坏情况。

9.4. 应当事先采购和试验装卸、拆除和安全存储或处置辐照材料和装置的设备。

9.5. 对运行的计划应使人员的照射尽可能低，并将排放放射性物质的数量减至最低。应制定和落实防止设备和人员污染的必要措施。

9.6. 如果受辐照的设备可能引起空气污染，则应制定和实施防止这种情况的处理程序（例如，将设备保存在密封容器中，提供负压和过滤器系统）。安全重要物项的标准（例如，冗余，单一故障标准，确保没有单一故障或单

一维护操作或任何其他单一人为运行可能使安全功能故障)应用于计划这样的过程。与这些标准相关的要求见 SSR-3[1]。

9.7. 应该为所有可能被实验污染的表面制定去污计划。应确保所用去污剂的安全存储或处置。

特定要求

培训

9.8. 所有描述运行顺序和设备运行说明的文件均应为运行人员所知, 并应在装卸、拆除、辐照后检测和存储辐照设备或部件直至其解除监管、进一步使用或处置期间提供。

9.9. 对装卸、拆除、辐照后检测和存储实验设备的人员, 在开始使用辐照物体之前, 应在这些运行的所有方面接受必要的培训 — 必要时包括使用模拟物的练习。应制定一种确定培训有效性的方法。

存储

9.10. 如果拆除的实验、实验设施或系统的辐照设备要存储在现场, 则应评价所存储材料的容积和特征, 包括其测量或估计的活动, 并应证明此种设备的安全存储。

10. 堆芯外装置的安全方面

10.1. 堆外实验设备或改造(装置)包括两类: (i) 利用反应堆堆芯产生的辐射但位于反应堆(生物)屏蔽之外的装置(例如中子谱仪); 和 (ii) 位于反应堆堆芯或堆芯附近、不利用反应堆堆芯产生的辐射、但构成潜在危害的设施(例如含有液氮的低温恒温器、含有氢或氘的冷中子源)。

10.2. 这两组装置都应按照第 3.7—3.34 段所述的分类程序进行。

10.3. 对于构成潜在危害的堆芯外设施, 除了对“常规”安全(例如火灾、爆炸、化学危害)进行分析外, 还应进行分析, 以确定潜在危害, 并确定为尽可能减少危害而实施的安全规定。

10.4. 除了安全委员会的评审外，如果适当，安全分析还应由适当的专家（如职业危害、化学危害和电气危害领域的专家）根据管理系统程序进行评审。

10.5. 堆芯外装置的建议—包括其实施的安全分析—应得到反应堆经理的核准。根据其安全重要性（即对安全的主要影响、重大影响、轻微影响或无影响），建议应提交给安全委员会和监管机构，以便酌情评审和核准分析。

11. 营运组织的变革

组织变革

11.1. 营运组织应在开始运行前为研究堆的安全运行建立其组织机构。

11.2. SSR-3[1]第 7.11 段指出：

“对结构和相关安排提出的可能安全重要组织变革，应由营运组织事先进行分析，并提交监管机构核准。”

营运组织的变革应被视为改造，并应根据其安全重要性进行分类。它们还应遵循研究堆建立的相同分类程序。对相关其他核设施和其他工业的组织变革操作经验反馈的基准和分析应用于支持这一过程，以促进组织发展和安全的持续改进。其他建议见 SSG-71[13]。

11.3. 对营运组织变革应仔细评价。应避免频繁变革组织机构，以免影响组织的稳定性。无论何时在任何级别进行组织机构调整，变革后的机构都应确保继续履行 SSR-3[1]所界定营运组织的所有职责。

11.4. 如果组织变革对安全产生影响，还应进行独立的内部评审，以核实安全管理的规定，包括适当控制和监督的规定不会受到损害。如果有必要，在提交监管机构评审和评定之前，拟议组织变革应由安全委员会评审。

11.5. 应特别注意评审和必要时修订所有现场人员和指定外部人员的培训计划，以确保他们事先了解新的任务和职能这将跟随组织变革。特别是，应确保作出充分的规定，在所有安全重要领域保持训练有素和合格的人员，并确保新的组织机构有明确和充分理解的作用、责任和接口。所有再培训的需

求都应通过分析任何新角色的培训需求，以及在必要时计划人员的再培训来确定。

组织变革的实施

11.6. 在组织变革期间，应保持充分的安全安排。应明确界定计划组织变革，并对其安全影响进行评定。组织变革应该提前做好适当的计划。

11.7. 在组织变革的整个实施过程中，应保持可接受的安全水平，从现有的组织机构开始，直到新的组织安排完全建立。应考虑在实施组织变革期间可能需要额外资源以应付任何增加的工作量。

11.8. 应在早期阶段考虑人员参与任何变革进程，以避免对计划中的组织变革产生不应有的不确定性和担忧。

11.9. 如果适当的话，大型组织变革应该逐步实施。应监控每一步骤的执行情况，以评定变革目标的实现情况。

参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《研究堆的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-3 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [2] 国际原子能机构《研究堆安全评定和安全分析报告的编写》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-20 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [3] 国际原子能机构《研究堆的调试》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-80 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [4] 国际原子能机构《研究堆的维护、定期试验和视察》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-81 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [5] 国际原子能机构《研究堆堆芯管理和燃料装卸》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-82 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [6] 国际原子能机构《研究堆运行限值和条件及运行程序》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-83 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [7] 国际原子能机构《研究堆的营运组织和人员招聘、培训与资格》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-84 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [8] 国际原子能机构《研究堆设计与运行中的辐射防护与放射性废物管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-85 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [9] 国际原子能机构《研究堆的老化管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-10 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [10] 国际原子能机构《研究堆安全重要仪器仪表和控制系统与软件》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-37 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。

- [11] 国际原子能机构《分级方法在适用研究堆安全要求中的使用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-22 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [12] 国际原子能机构《国际原子能机构核安全和辐射防护安全术语》（2018 年版），国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [13] 国际原子能机构《核电厂改造》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-71 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [14] 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）。
- [15] 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）。
- [16] 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）。
- [17] 国际原子能机构《核安全监管机构的职能和程序》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-13 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [18] 国际核安全咨询组《核电厂安全与安保的接口》，《国际核安全咨询组丛书》第 24 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [19] 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）。
- [20] 国际原子能机构《保护核电厂免受破坏的工程安保问题》，国际原子能机构《核安保丛书》第 4 号，国际原子能机构，维也纳（2007 年）。
- [21] 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）。
- [22] 国际原子能机构《内部威胁的预防和保护措施》，国际原子能机构《核安保丛书》第 8-G (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。
- [23] 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）。

- [24] 《核材料实物保护公约》，国际原子能机构《情况通报》第 INFCIRC/274/Rev.1 号，国际原子能机构，维也纳（1980 年）。
- [25] 《核材料实物保护公约》（修订版），《情况通报》第 INFCIRC/274/Rev.1/Mod.1 号（修订版），国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [26] 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）。
- [27] 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）。
- [28] 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）。
- [29] 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）。
- [30] 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）。

附件 I

研究堆中的实验或改造分类的清单示例

I.1. 本附件提供了一个清单的示例，用于对研究堆的实验或改造进行分类。

由指定项目经理填写的表格				
文件编号		版次		
第一部分 — 实验或改造的描述				
描述实验或改造 描述将要进行的实验或改造，或参考其他文件， 例如项目启动文件。				
第 2 部分 — 安全筛选				
筛选问题（在适当的方框内打勾）				
序号	问题	回答		备注
1	所拟议实验或改造是否涉及对结构、系统或部件的改变或影响，从而可能影响其设计功能或其执行安全分析报告中描述的设计功能的能力？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	
2	所拟议实验或改造是否涉及程序的变更，从而影响安全分析报告中描述的结构、系统和部件的设计功能的执行或控制？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	
3	所拟议实验或改造是否涉及修订或替换安全分析报告中描述用于建立设计基准或用于安全分析的评价方法？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	

4	所拟议实验或改造是否涉及安全分析报告中没有描述的试验、实验或活动，其中结构、系统或部件的使用或控制方式超出了该结构、系统或部件的设计参考限值，或者实验或改造与安全分析中的分析或描述不一致？	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
5	除编辑或印刷改造外，计划改造是否需要下列任何一项进行改造： — 许可证？ — 安全分析报告？ — 运行限值和条件？ — 安全相关运行程序？	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	

安全检查的结果（在适当的方框内打勾）

1	所有的问题都得到了“不”的回答。		<input type="checkbox"/>
	1A	如果拟议实验或改造属于最低的安全级别，那么安全级别 4“对安全无影响”是推荐的。转到第 4 部分，安全分级。	<input type="checkbox"/>
	1B	如果拟议实验或改造属于较高的安全级别，那么安全级别 3“对安全轻微影响”是推荐的。转到第 4 部分，安全分级。	<input type="checkbox"/>
2	至少有一个问题得到了“是”的回答。安全评定（第 3 部分）是在分配安全级别之前对项目的安全影响进行评价的必要条件。转到第 3 部分，安全评定。		<input type="checkbox"/>

第 3 部分 — 安全评价

评价问题（在适当框中打勾）
与安全分析报告中预评价的事故和故障相关的影响

序号	问题	回答		备注
1	拟议改变是否会影响安全分析报告中预评价的事故工况的发生频率？	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	

2	拟议改变是否会影响安全分析报告中预评价的事故工况的后果？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	
3	拟议改变是否影响以前在安全分析报告中评价的安全重要结构、系统或部件的故障？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	
4	拟议改造是否影响以前在安全分析报告中评价过的安全重要结构、系统或部件？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	

未评价的新型事件发生的可能性

5	拟议改造是否会产生与安全分析报告中预评价的事故类型不同的可能性？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	
6	拟议改造是否会导致安全重要结构、系统或部件，其结果与以前在安全分析报告中评价的结果不同？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	

安全分析报告中所述的对裂变产物屏障的影响

序号	问题	回答		备注
7	拟议改变是否会导致安全中描述的裂变产物屏障的设计基准限制分析报告被超出或改造？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	

对安全分析报告中描述的评价方法的影响

序号	问题	回答		备注
8	拟议改造是否导致偏离安全分析报告中描述的用于建立设计基准或安全分析的评价方法？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	
9	拟议改造是否要求对安全分析报告进行改造，以不影响安全案例的方式在以上问题 1—8 中考虑（哪一个不是简单的编辑修改或印刷更正）？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	

安全文件的改造				
序号	问题	回答		备注
10	拟议改造是否需要改造运行限值和条件，而不是编辑或印刷改造？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	
11	拟议改造是否要求改造许可基础文件，以不影响安全情况的方式在以上问题 1—8 中考虑（哪一个不是简单的编辑修改或印刷更正）？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	
12	拟议修订是否要求修订反应堆程序，以不影响安全情况的方式在以上问题 1—8 中考虑到（和哪一个不是简单的编辑修改或排版更正）？	<input type="checkbox"/> 是	<input type="checkbox"/> 否	
安全评价结果（在适当的方框内打勾）				
所有的问题都得到了“不”的回答。 拟议改造将有重大的影响安全。安全级别 2 建议“对安全有重大影响”。转到第 4 部分，安全分级。				<input type="checkbox"/>
至少有一个问题得到了“是”的回答。 计划改变将对安全产生重大影响。建议安全级别 1 “对安全有重大影响”。转到第 4 部分，安全分级。				<input type="checkbox"/>
第 4 部分 — 安全分级				
请求类别 (在适当类别中打勾)	<input type="checkbox"/> 1 对安全起 主要影响	<input type="checkbox"/> 2 对安全有 显著影响	<input type="checkbox"/> 3 对安全有 轻微影响	<input type="checkbox"/> 4 对安全 无影响
正当性				
参考文献				

第 5 部分 — 评审及核准

由（项目经理）准备

姓名		签名		日期	
----	--	----	--	----	--

反应堆经理核准

姓名		签名		日期	
----	--	----	--	----	--

须经监管机构审核批准 是 否

认可的安全级别 (在适当类别中打勾)	1 <input type="checkbox"/>	2 <input type="checkbox"/>	3 <input type="checkbox"/>	4 <input type="checkbox"/>
-----------------------	-------------------------------	-------------------------------	-------------------------------	-------------------------------

评论意见

姓名		签名		日期	
----	--	----	--	----	--

保留在项目文件中的原件

附件 II

研究堆实验安全分析报告内容示例

概述

II.1. 下面的主题列表列出了一个实验的安全分析报告所必需的最小内容。这些主题将使用基于实验安全级别的分级方法来解决，如第 3 部分所定义的。与利用项目安全分析报告无关的主题，可注明“不适用”。可根据研究堆的类型和用途改造主题清单。

II.2. 安全分析报告的结构是这样的，主要章节只包含技术说明、所用计算和分析方法的总结、主要结果和结论。如有必要，附有详细描述和计算的评价可纳入附录。

II.3. 此外，使用项目的安全分析报告将包括显示总体尺寸、质量、温度和压力的数字、草图和/或流程图。所有使用的计算机代码都必须经过验证、确认和基准试验，以确定其特定应用，并提供有效的参考文献。必须在安全分析报告的开头提供摘要。

安全分析报告的结构

第一章：导言

以下内容的简短说明：

- 利用项目的目的；
- 辐照目标的一般性质；
- 辐照设施的一般性质；
- 如果适用，参考早期实验或定期评审使用项目的安全分析报告。

第二章：实验需求

以下规范：

- 核条件（如注量、辐射加热、线性功率）；
- 加工条件（如目标环境、温度分布、压力特征）；

- 在线测量；
- 离线测量或检验的可能性。

第三章：辐照目标

- 详细说明（如材料、组成、尺寸、特殊特点）；
- 适用的守则和标准；
- 热学和力学特征；
- 设计图；
- 制造方法和质量控制程序。¹

第四章：辐照设备

当使用标准辐照设备进行辐照时，简单的描述就足够了，并通过参考其中详细描述该设备的一个或多个文件来补充。

4.1. 堆芯内和堆芯外辐照

- 实验设施和所有堆芯内和堆芯外部件（如热电偶、加热器）的功能说明；
- 显示垂直和水平横截面的草图；
- 详细的装配图（包括零件清单、所用材料清单和材料规范）。

4.2. 辐射屏蔽

- 关于辐射屏蔽的说明，包括计算（考虑到防护的最优化和正当性）、屏蔽材料、厚度、剂量率、草图和图纸；
- 辐射屏蔽装置的安装和维护程序说明；
- 对辐射屏蔽装置的安装和有效性进行核实；
- 说明实验完成后拆卸辐射屏蔽罩的程序。

4.3. 外部系统

- 所有部件的功能描述，分类为子系统，如冷却系统和气体供应和循环系统；

¹ 必须详细说明含有易裂变材料、锕系元素或其他潜在危害物质的辐照靶材所适用的质量控制程序，以确保这些靶材的制造符合规范并符合验收标准。必须规定对确定安全分析中的不确定因素很重要的材料和尺寸的验收标准（即公差）。

- 外部系统的流程和模块计划；
- 主要部件（如泵、阀）的功能特征和设计要求。

4.4. 仪器仪表

4.4.1. 总则

- 对不同仪器仪表组的一般描述。

4.4.2. 安全仪器仪表（确保实验安全运行）

- 安全仪器仪表的设计；
- 与反应堆保护系统的连接或可能的干扰，以及互锁仪表；
- 与实验的联系；
- 部件和图表

4.4.3. 加工仪器仪表

- 加工仪器仪表化的目标；
- 部件和图表。

4.4.4. 科学仪器仪表

- 科学仪器仪表的目的；
- 部件和图表。

4.4.5. 附加实验仪器仪表

- 前几个类别未涵盖的检测。

4.5. 数据登记和控制系统

- 数据采集与评价系统的功能描述；
- 说明整个设置的块计划。

4.6. 服务和供应系统

与辐照设施有固定连接的所有外部供应系统的功能描述，细分如下：

- 4.6.1. 电力供应系统；
- 4.6.2. （补充）供水系统；
- 4.6.3. （服务）气体供应系统。

每一项说明都必须表明预期的消耗率（例如电力、水、空气和气体）。

4.7. 废物系统

永久连接到辐照设施的所有废物回收系统的功能说明，细分如下：

- 4.7.1. 废气系统；

4.7.2. 水处理系统。

每一项说明都必须说明实验产生的放射性废物的预期数量和类别，并说明存储或处置废物的计划以及为运行状态和事故工况处置的流出物的活动。

4.8. 屏蔽

运行状态和事故工况下预期放射性水平的屏蔽规定和规范的说明。

第五章：实验特征²

5.1. 核特征

- 预期注量值的说明。
- 为核实下列点的注量特征而进行的测量和/或计算的描述（或参考）：
 - (a) 辐照前；
 - (b) 在照射期间（剂量测定）。
- 对计算和应用的核数据的参考或总结。

5.2. 反应性和临界特征

以下各项的规范（基于计算和/或测量）：

- 临界方面；
- 实验的总反应性值；
- 非固定实验堆芯实验设备的反应性效应；
- 与泄漏时可充水的空隙相关联的反应性效应；
- 实验设备运动对反应性的影响；
- 对控制系统和安全系统反应性值的影响。

5.3. 放射性特征

产生的放射性同位素清单和产生的放射性核素总活度的计算：

- 辐照目标（如果可裂变，则规定所有惰性气体、卤素、铜系元素和其他危害核素）；
- 由于密封手段故障而可能逸出的气体或液体；

² 这是利用项目安全分析报告的主要部分，主要由各种计算的结果（包括表格和图表）组成。详细的计算报告在安全分析报告的附录中或单独的报告中，将参考这些报告。

- 桩内装配的结构部件。

所有计算都应预期辐照期结束相关：

- 计算在辐照结束时和辐照结束后 10 小时、10 天和 100 天，由于主要活度贡献者衰变而导致的活度下降。

5.4. 热工水力特征

- 计算所有核内材料的特定加热速率（由于核裂变和辐射加热）。
- 下列各项的计算：
 - 径向和轴向热流密度及温度分布；
 - 冷却剂的温度升高。
- 计算可用控制系统（加热器、混合气体系统）所能达到的温度控制裕度。
- 在最坏的运行工况下（即最大功率、最小冷却），应用所有相关的不确定性（热点）因素，计算热工水力临界现象的裕度。必须提供所使用相关性的正当性。

所有计算都要针对所有运行状态和冷却工况以及事故工况和反应堆停堆工况进行。

5.5. 机械和热应力特征

所有安全重要机械部件的计算方法和应用准则都将被描述。应列出拉伸应力、热应力和容许应力，并特别考虑以下因素：

- 瞬态行为；
- 安全壳盖；
- 低温材料性能；
- 标准供气压力。

第六章：设备的制造、装配和调试

6.1. 制造流程

6.2. 装配

6.3. 调试

质量计划的概要说明，包括进货检验、装配和最终检验期间的检验和试验，以及辐照设施在运行前将接受的试验。详细的管理系统计划应单独记录（即在质量保证或质量控制报告和调试报告中）。

第7章：运行、维护和定期试验

7.1. 总则

启动程序、运行程序、特殊测量程序和应急程序的概要。运行和装卸的详细程序将在单独的运行和装卸手册中规定。对定期试验和维护程序的特殊要求将被描述。如涉及广泛的计划，可参考另一份文件。

7.2. 运行经验

行可比辐照实验过程中获得的相关运行经验总结。要提到的方面是反应堆运行期间的行为、实验设备的装卸经验以及已经实施或可能引入的改进。

第八章：搬运、拆除、运输和处置

关于正常运行和预计运行事故（例如目标故障）的各种装卸程序的概要，并说明（或提及）必须使用的特殊工具或容器；用于在现场或现场外运输的运输容器和工具的规范；以及国家法律和国际条例所要求的特定集装箱标准摘要。

第九章：辐照后检测

对目标辐照后检测（即拆除方式、科学测量）和/或辐照设施的概述。关于辐照后检测是计划在研究堆本身进行还是在场外设施进行的规范。

第十章：安全分析

应提出实验的假想始发事件，并分析这些假想始发事件的后果—包括实验失败对研究堆的影响—对研究堆的所有运行状态和事故工况进行分析。实验的安全分析还需要包括对研究堆假想始发事件将对实验设备造成的损害和总体后果（即反应堆事故和由此导致的实验失败的综合后果）的分析。假想始发事件不限于实验设施；同时影响实验设施和研究堆的可能的内部和外部危害（例如内部水淹或地震事件）也应包括在内。此外，还考虑和分析了在其他研究堆进行类似实验的假想始发事件。

安全分析必须证明充分履行了安全职能，并证明实验的进行或任何故障都不会对现场人员或公众造成不可接受的常规危害或放射性危害，对反应堆或（其他）实验设施的运行造成重大干扰，对反应堆或实验设施造成损害，或减少进入反应堆、实验设施或反应堆厂房的机会。

对于设计基准事故，分析中应考虑应用于安全系统和安全相关系统的单一故障准则。对于设计扩展工况，可能会假设附加故障。

安全分析应至少包括以下主题：

- 目标故障；
- （某些）密封手段的故障；
- 冷却（系统）故障；
- 电力故障；
- 仪器仪表故障；
- 服务故障（例如电力供应）；
- （其他）部件故障；
- 运行失误；
- 装卸错误；
- 适用的内部和外部事件。

附件 III

可影响安全与核安保界面的改造示例

III-1. 以下清单并非详尽无遗，并提供了一些改造的示例，如果营运组织没有进行充分评审或适当管理，这些改造可能会对研究堆的安全或核安保产生不利影响：

- 可能导致安全或核安保所依赖的系统丧失电源的改造。
- 导致安装或拆除可能对安全、核安保、应急响应或应急响应产生不利影响屏障的改造。
- 涉及放置重型设备、材料或任何临时结构的改造，可做到以下任一目的：
 - 妨碍与侦测、评定或应对任何恶意行为相关的职能；
 - 协助或以其他方式向对手提供利益以完成恶意行为；
 - 增加安保人员对恶意行为的响应时间或参与应急响应人员的响应时间；
 - 防止运行人员接触安全重要物项，或防止运行人员及时完成安全分析中认为的手工运行；
 - 在紧急情况下，防止移动应急设备（如消防车、救护车）进入。
- 涉及安装与下列任何一项相邻或相交的化学品或危害物质工厂或存储设施的改造：
 - 安保中心警报站或其他保安站；
 - 受保护的响应位置；
 - 用于应急响应或应急响应的通路；
 - 安全重要物项；
 - 核安全重要设备。
- 与移除或降低实物屏障的改造相关的厂房活动，从而允许绕过既定的出入控制措施；
- 通过添加、移走或重新安置核材料或放射性物质或安全重要设备，对潜在的盗窃或破坏目标进行改造。

附件 IV

用于评定研究堆改造的安全重点问题 和核安保重点问题的示例

IV-1 以下是关于核安保系统计划改造安全关注问题的示例，以及关于对重要计划改造的安全关注问题的示例，用于评定研究堆的改造。

安全关注问题

- 计划改造是否会导致先前在研究堆安全分析中评价的事故发生频率的增加？
- 计划改造是否会导致先前在研究堆安全分析中评价的安全重要结构、系统或部件发生错误或故障的可能性增加？
- 计划改造是否会导致先前在研究堆安全分析中评价的事故后果的增加？
- 计划改造是否会导致先前在研究堆安全分析中评价的安全重要结构、系统或部件的故障后果增加？
- 计划改造是否可能造成与研究堆安全分析中预评价的任何类型不同的事故发生？
- 计划改造是否可能导致安全重要结构、系统或部件发生故障，其结果与研究堆安全分析中预评价的任何结果不同？
- 计划改造是否会导致超过或改变裂变产物屏障的设计基准限值（例如，改变旨在防止破坏燃料包壳、反应堆储罐、压力容器或密封结构的安全措施）？
- 计划改造是否会导致偏离在建立研究堆设计基准或安全分析中使用的评估方法？
- 计划改造是否会增加工作人员和公众照射的风险？
- 计划改造是否会妨碍运行人员或应急人员进行安全评定中给予信任的行动？
- 计划改造是否会导致或导致不符合安全监管要求？

核安保关注问题

- 计划改造是否会降低核安保系统的可靠性或履行其预期功能的可用性？
- 计划改造是否会增加核安保设备或系统发生错误或故障的可能性？
- 计划改造是否会降低场址或研究堆核安保计划的效力，或使场址或研究堆的保护策略故障（例如，通信、应急响应的时间表和准入路线、核安保设备和系统、防范潜在内部威胁的措施或受保护的响应位置）？
- 计划改造是否会干扰对未经授权进入的检测或评价（即内部和外部传感器、传感器或安保摄像机的检测区域和视野、警报通信、出入控制系统）？
- 计划改造会否增加安保人员的应变时间，例如安装人工或天然车辆屏障、通道屏障或车辆出入控制点？
- 计划改造是否可以减少对手的延误时间，例如安装人工或天然车辆屏障、通道屏障、车辆出入控制点、出入延误系统，或外部或内部延误屏障？
- 计划改造是否会增加盗窃和破坏目标的数量，改变它们的配置，或者创建一个以前评价中没有包括新的盗窃或破坏目标？
- 计划改造是否会导致或导致不遵守核安保监管要求？

附件 V

研究堆改造原因的示例

定期安全评审

V-1. 对运行的例行评审（包括对硬件和程序的改造、重大事件、运行经验、管理和人员能力）和重大安全事件后的特别评审是安全验证的主要手段。此外，还进行了系统的安全再评定，也称为定期安全评审，以评定系统、结构和部件老化、研究堆的改造、运行经验、技术发展和选址方面的累积影响。这种评审包括对照现行安全标准和实践对反应堆的设计和运行进行评定，以便考虑到知识的进步，其目标是确保在研究堆的整个运行寿期间保持高水平 and 不断改进的安全。它们是常规和特殊安全评审的补充，而不是取代它们。这种评审可能表明，有必要改造现有的反应堆系统或程序，以符合目前的安全标准。

其他设施的运行经验

V-2. 使用类似结构、系统、部件或流程的其他研究堆、核设施或其他工业设施的运行经验可适用于研究堆的设计或运行。除了在定期的安全评审中评定运行经验之外，可能还需要根据应急的安全考虑在较短的时间内进行改造。

老化

V-3. 结构、系统和部件或实验设施的老化、设备陈旧、与备件相关的问题或维护和运行经验可能需要对反应堆进行改造系统和运行程序。改进的另一个动机可能是新材料或改造部件的可用性。

升级改造

V-4. 反应堆系统或反应堆运行工况可以根据改善辐照工况、更大的实验能力或提高反应堆可用性的需要进行升级。

新实验

V-5. 改造的一个主要原因是需要适应新的实验或扩展现有的实验。这种改造可能会带来新的危害。

改造的其他原因

V-6. 出于对反应堆经济性、燃料供应、人因或反应堆核安全的考虑，也可能需要进行改造。

V-7. 对于一个特定的研究堆，这些或其他考虑因素的相关性将在很大程度上取决于反应堆的类型、年代和使用情况，以及国家安全标准。

参与起草和审订人员

Balazik, M.	美国核管制委员会
El-Shanawany, M.	英国伦敦皇家学院
Kennedy, W.	国际原子能机构
McIvor, A.	国际原子能机构
Naseer, F.	国际原子能机构
Rao, D.	国际原子能机构
Sears, D.	国际原子能机构
Shim, S.	国际原子能机构
Shokr, A.M.	国际原子能机构
Waldman, R.	顾问（阿根廷）

当地订购

国际原子能机构的定价出版物可从我们的主要经销商或当地主要书商处购买。
未定价出版物应直接向国际原子能机构发订单。

定价出版物订单

请联系您当地的首选供应商或我们的主要经销商：

Eurospan

1 Bedford Row
London WC1R 4BU
United Kingdom

交易订单和查询：

电话：+44 (0) 1235 465576

电子信箱：trade.orders@marston.co.uk

个人订单：

电话：+44 (0) 1235 465577

电子信箱：direct.orders@marston.co.uk

网址：www.eurospanbookstore.com/iaea

欲了解更多信息：

电话：+44 (0) 207 240 0856

电子信箱：info@eurospan.co.uk

网址：www.eurospan.co.uk

定价和未定价出版物的订单均可直接发送至：

Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

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

通过国际标准促进安全

国际原子能机构
维也纳