

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

分级方法在适用研究堆 安全要求中的使用

特定安全导则

第 SSG-22 (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。

分级方法在适用研究堆安全要求中的使用

国际原子能机构成员国

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

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

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-22 (Rev.1) 号

分级方法在适用研究堆安全 要求中的使用

特定安全导则

国际原子能机构
2024 年·维也纳

版权说明

国际原子能机构的所有科学和技术出版物均受 1952 年（日内瓦）通过并于 1971 年（巴黎）修订的《世界版权公约》之条款的保护。自那时以来，世界知识产权组织（日内瓦）已将版权的范围扩大到包括电子形式和虚拟形式的知识产权。可以获得许可使用国际原子能机构印刷形式或电子形式出版物中所载全部或部分内容。请见 www.iaea.org/publications/rights-and-permissions 了解详情。垂询可致函：

Publishing Section

International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre

PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

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

© 国际原子能机构，2024 年

国际原子能机构印刷

2024 年 8 月 · 奥地利

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，奥地利，2024 年 8 月

STI/PUB/2035

ISBN 978-92-0-534823-0（简装书：碱性纸）

978-92-0-534623-6（pdf 格式）

EPUB 978-92-0-534723-3

ISSN 1020-5853

前 言

拉斐尔·马里亚诺·格罗西总干事

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

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

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

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

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

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

国际原子能机构安全标准

背景

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准

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

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

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

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

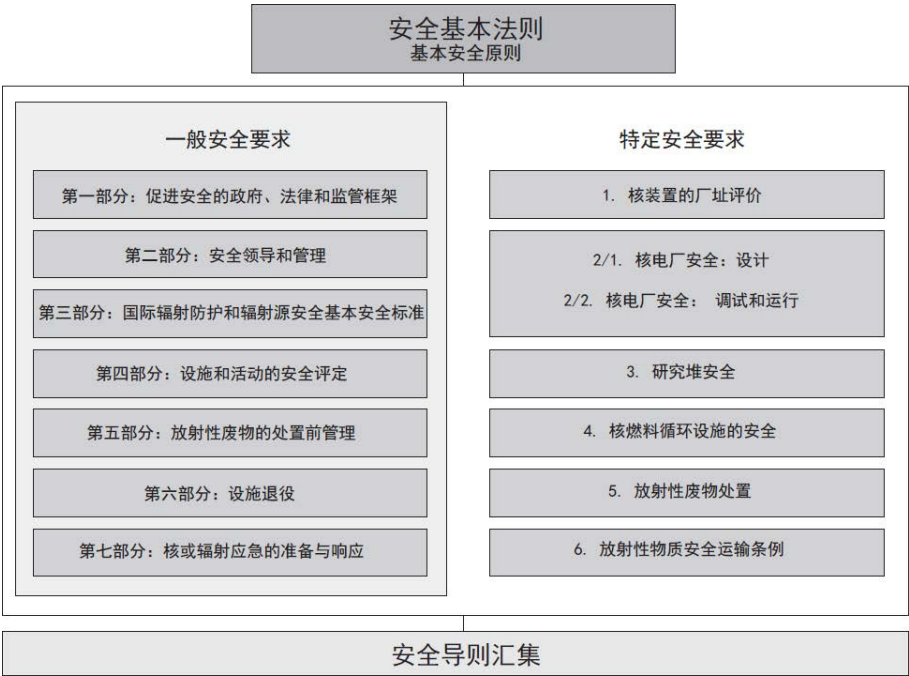


图 1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

原子能机构安全标准的适用

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准的制定过程

编写和审查安全标准的工作涉及原子能机构秘书处及分别负责应急准备和响应（应急准备和响应标准委员会）、核安全（核安全标准委员会）、辐射安全（辐射安全标准委员会）、放射性废物安全（废物安全标准委员会）和放射性物质安全运输（运输安全标准委员会）的五个安全标准分委员会以及一个负责监督原子能机构安全标准计划的安全标准委员会（安全标准委员会）（见图 2）。

原子能机构所有成员国均可指定专家参加安全标准分委员会的工作，并可就标准草案提出意见。安全标准委员会的成员由总干事任命，并包括负责制订国家标准的政府高级官员。

已经为原子能机构安全标准的规划、制订、审查、修订和最终确立过程确定了一套管理系统。该系统阐明了原子能机构的任务；今后适用安全标准、政策和战略的思路以及相应的职责。

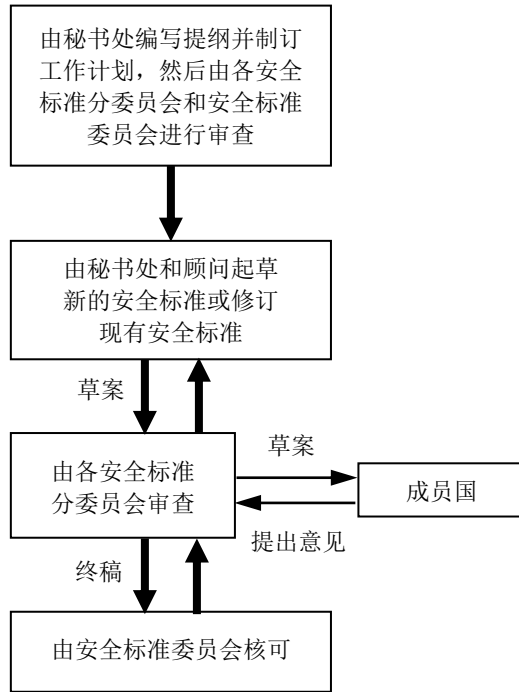


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

与其他国际组织的合作关系

在制定原子能机构安全标准的过程中考虑了联合国原子辐射效应科学委员会的结论和国际专家机构特别是国际放射防护委员会的建议。一些标准的制定是在联合国系统的其他机构或其他专门机构的合作下进行的，这些机构包括联合国粮食及农业组织、联合国环境规划署、国际劳工组织、经合组织核能机构、泛美卫生组织和世界卫生组织。

文本的解释

安全和核安保相关术语应理解为《国际原子能机构核安全和核安保术语》（见 <https://www.iaea.org/resources/publications/iaea-nuclear-safety-and-security-glossary>）中的术语。就“安全导则”而言，英文文本系权威性文本。

原子能机构《安全标准丛书》中每一标准的背景和范畴及其目的、范围和结构均在每一出版物第一章“导言”中加以说明。

在正文中没有适当位置的资料（例如对正文起辅助作用或独立于正文的资料；为支持正文中的陈述而列入的资料；或叙述计算方法、程序或限值和条件的资料）以附录或附件的形式列出。

如列有附录，该附录被视为安全标准的一个不可分割的组成部分。附录中所列资料具有与正文相同的地位，而且原子能机构承认其作者身份。正文中如列有附件和脚注，这些附件和脚注则被用来提供实例或补充资料或解释。附件和脚注不是正文不可分割的组成部分。原子能机构发表的附件资料并不一定以作者身份印发；列于其他作者名下的资料可以安全标准附件的形式列出。必要时将摘录和改编附件中所列外来资料，以使其更具通用性。

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1-1.5).....	1
目的 (1.6-1.8).....	2
范围 (1.9-1.11).....	2
结构 (1.12).....	3
2. 研究堆分级方法的基本要素	3
研究堆使用分级方法的一般考虑 (2.1-2.5).....	3
研究堆安全要求使用分级方法的说明 (2.6-2.15).....	4
3. 使用分级方法研究堆的监管 (3.1).....	7
分级方法在研究堆法律和监管基础结构中的使用 (3.2, 3.3).....	7
分级方法在研究堆监管机构组织和功能中的使用 (3.4-3.6).....	8
分级方法在研究堆授权过程中的使用 (3.7-3.13).....	9
分级方法在研究堆视察和执行中的使用 (3.14-3.17).....	11
4. 分级方法在管理和核实研究堆的安全方面的使用 (4.1).....	12
研究堆安全管理责任的分级方法 (4.2, 4.3).....	12
研究堆的安全政策 (4.4, 4.5).....	13
分级方法在研究堆管理系统要求中的使用 (4.6-4.11).....	13
分级方法在研究堆安全核实中的使用 (4.12-4.16).....	15
5. 分级方法在研究堆场址评价中的使用 (5.1-5.7)	16
6. 分级方法在研究堆设计中的使用 (6.1).....	18
分级方法在设计研究堆主要技术要求中的使用 (6.2-6.16).....	18
分级方法在研究堆设计一般要求中的使用 (6.17-6.84).....	22
分级方法在研究堆设计特定要求中的使用 (6.85-6.105).....	36
分级方法在研究堆仪器仪表和控制系统中的使用 (6.106-6.132).....	40
分级方法在研究堆支持和辅助系统中的使用 (6.133-6.142).....	46
7. 分级方法在研究堆运行中的使用	49
分级方法在研究堆组织规定中的使用 (7.1-7.15).....	49
分级方法在研究堆运行限值和条件中的使用 (7.16-7.25).....	52
分级方法在研究堆安全相关活动中的使用 (7.26-7.28).....	54
分级方法在研究堆调试中的使用 (7.29-7.34).....	54
分级方法在研究堆运行中的使用 (7.35-7.94).....	55

8. 分级方法在在研究堆退役准备工作中的使用 (8.1-8.4)	67
9. 分级方法在研究堆安全与安保接口中的使用 (9.1-9.3)	68
参考文献	69
参与起草和审订人员	73

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”提供了在使用这些安全要求时使用分级方法的建议。

1.2. 就本“安全导则”而言，分级方法是使用与研究堆相关风险相称的安全要求。使用分级方法的目的是确保必要的分析、记录和措施水平与研究堆的性质和特征、设施寿期和任何辐射风险的程度相称。

1.3. 本“安全导则”是与其他十份关于研究堆安全的安全导则一起编写的，内容如下：

- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-80 号《研究堆的调试》[2]；
- 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》[3]；
- 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》[4]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-83 号《研究堆运行限值和条件及运行程序》[5]；
- 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》[6]；
- 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》[7]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-10 (Rev.1) 号《研究堆老化管理》[8]；
- 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及软件》[9]；
- 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》[10]；

— 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》[11]。

1.4. 本“安全导则”使用的术语，包括分级方法的定义，应理解为原子能机构《核安全和安保术语》[12]定义。

1.5. 本“安全导则”替代原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-22 号《分级方法在适用研究堆安全要求中的使用》¹。

目的

1.6. 本“安全导则”提供了在不影响安全的情况下，在应用 SSR-3[1]为研究堆（包括临界组件和次临界组件）建立的安全要求时使用分级方法的建议。

1.7. 所有安全要求适用于所有类型的研究堆并不能免除(SSR-3[1]第 6.18 段)。本“安全导则”提供的建议是关于分级方法是否以及如何应用于 SSR-3[1]建立的特定要求。

1.8. 本“安全导则”旨在供监管机构、营运组织和参与研究堆场址评价、设计、建造、调试、运行和退役准备的其他组织使用。

范围

1.9. 本“安全导则”考虑了在研究堆的整个寿命期间（场址评价、设计、建造、调试、运行和退役准备）使用分级方法，包括作为研究堆运行特定特点的利用和实验。本“安全导则”的一个主要方面涉及在应用研究堆设计和运行的安全要求，以实现保护人类和环境免受电离辐射有害影响的基本安全目标（见 SSR-3[1]第 2.2 段和第 2.3 段）。

1.10. 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。对于更高功率的研究堆、专用反应堆（如快谱反应堆）和具有专用设施的反

¹ 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 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。

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。均相反应堆和加速器驱动系统不在本出版物的范围内。

1.11. 虽然本“安全导则”主要适用于新设计和建造的反应堆，但在可行的情况下，它也可适用于现有的研究堆。

结构

1.12. 第 2 部分描述了分级方法的基本要素及其使用；其余各部分提供了对监管要求使用分级方法的建议（第 3 部分）；安全管理和核实（第 4 部分）；场址评价（第 5 部分）；设计（第 6 部分）；运行（第 7 部分）和退役准备工作（第 8 部分）；第 9 部分提供了关于安全和安保之间接口的建议。第 3—9 部分的结构类似于 SSR-3[1]相应部分。

2. 研究堆分级方法的基本要素

研究堆使用分级方法的一般考虑

2.1. SSR-3[1]要求 12 规定：

“在应用研究堆的安全要求时，分级方法的使用应与该设施的潜在危害相称，并应以安全分析和管理要求为基础。”

在应用 SSR-3[1]研究堆安全要求时使用分级方法，在研究堆寿命的所有阶段都有效。

2.2. SSR-3[1]第 2.15 段指出：

“研究堆用于各种特殊目的，如研究、培训、教育、放射性同位素生产、中子射线照相和材料试验。这些目的要求不同的设计特点和不同的运行机制。研究堆的设计和运行特征可能会有很大差异，因为实验设备的使用可能会影响反应堆的性能。此外，由于需要灵活使用，需要采取不同的方法来实现和管理安全。”

2.3. 由于设计、运行工况、放射性库存和利用活动范围广泛，SSR-3[1]建立的研究堆安全要求并不适用于每个研究堆。例如，适用于多用途、高功率

研究堆要求的方式可能与适用于功率非常低，对工作人员、人类和环境的相关辐射风险非常低研究堆的要求方式非常不同（见 SSR-3[1]第 2.15 段）。

2.4. 在研究堆的寿命期间，在使用安全要求时应使用分级方法，使安全功能和运行限值 and 条件得以保留，不会对工作人员、人类和环境造成不必要的放射性危害。

2.5. 分级方法的使用应基于安全分析和监管要求，并得到专家判断的支持。专家判断意味着考虑了结构、系统和部件（SSC）的安全功能以及未能履行这些功能的后果，并意味着判断被记录在案，并通过管理系统流程进行适当的评审和批准。规范性监管方法² 导致非常详细的监管要求，可能会限制营运组织在某些安全要求方面使用分级方法。使用分级方法时要考虑的其他因素是技术的复杂性和成熟度，与活动相关的运行经验以及研究堆寿命的阶段。

研究堆安全要求使用分级方法的说明

2.6. 在使用安全要求时使用分级方法的结果应是根据研究堆的特征和潜在危害，决定应付出的适当努力和遵守每项安全要求的适当方式。

2.7. 确定分级方法使用程度的总体方法可以是定性、定量或两者的结合。本“安全导则”介绍的方法有两个步骤。第一是根据研究堆的潜在危害对其进行定性分类（见 SSR-3[1]第 2.16 段）；第二是考虑 SSR-3[1]特定安全要求，以及对与该要求相关的任何活动和/或结构、系统和部件进行定量和/或定性分析。

步骤 1：根据潜在危害对研究堆进行分类

2.8. 应根据潜在的放射性危害对研究堆进行定性分类，特定如下：

(a) 极有可能产生场外放射性危害的设施：此类设施包括运行功率高的研究堆、大量放射性库存或高压实验设备。这些设施被归类为高潜在危害；

² 国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-16 (Rev.1) 号[13]第 2.80 段描述了规范性和基于绩效的监管方法，建立核电计划的安全基础结构。

- (b) 仅具有现场放射性危害潜力的设施：此类设施包括运行功率高达几兆瓦的研究堆，有限的放射性库存或没有高压实验设备。这些设施被归类为中潜在危害；
- (c) 在研究堆厂房和相关的束管或相连的实验设施区域之外没有潜在放射性危害的设施：此类设施包括运行功率低，不需要散热系统或放射性库存小的设施。这些设施被归类为低潜在危害。

SSG-85[7] 第 3 部分提供了评价与研究堆相关放射性危害的进一步建议。

2.9. 根据研究堆的潜在危害对其进行分类时需要考虑的其他建议见 SSR-3[1]第 2.17 段指出：

“在决定某些规定的使用……是否可以分级时要考虑的因素包括：

- (a) 反应堆功率；
- (b) 潜在源项；
- (c) 易裂变和可裂变材料的数量和浓缩程度；
- (d) 乏燃料元件、高压系统、加热系统和可能影响反应堆安全的易燃材料的贮存；
- (e) 燃料元件的类型；
- (f) 慢化剂、反射器和冷却剂的类型和质量；
- (g) 可引入的反应性量及其引入率、反应性控制以及固有和附加的安全特点（包括防止意外临界）；
- (h) 安全壳结构或其他密封手段的质量；
- (i) 反应堆的利用（实验设备、试验和反应堆物理实验）；
- (j) 场址评价，包括与场址相关的外部危害以及与人口群体的接近程度；
- (k) 改变³整体结构的难易程度。”

根据这些特征，加上运用专家判断和考虑可能影响潜在危害的任何其他因素，研究堆应被归类为高、中或低潜在危害。

³ 改造和实验是研究堆设计和运行的一个重要方面。特定建议见第 6.140—6.142 段和第 7.70 段。

步骤 2：分级方法的分析和使用

2.10. 在步骤 1 中对设施进行分类后，应进行分析以确定使用分级方法满足特定安全要求的适当方式。安全要求可以针对特定的结构、系统和部件或管理系统的某个要素。在这种情况下，每个结构、系统和部件或管理系统要素（包括结构、系统和部件和与实验相关的要素）的安全重要性可以通过步骤 2 分析来确定。SSR-3[1]要求 16 规定：“对研究堆设施的安全具有重要意义所有物项均应予以识别，并应根据其安全功能和安全意义进行分类。”

2.11. 在这一步骤中，根据活动或结构、系统和部件对安全的重要性，确定对活动和/或结构、系统和部件使用要求的详细程度。例如，详细程度应包括要进行的分析的严格程度、试验和预防性维护等活动的频率、所需批准的严格程度以及对活动的监督程度。

2.12. 结构、系统和部件的安全重要性应通过进行安全评定来确定（参见 SSG-20 (Rev.1) [10]），分析所考虑的结构、系统和部件执行的预期安全功能失效的后果。根据安全等级，应分配适当的设计要求，以满足 SSR-3[1] 第 6.32 段的要求。

2.13. 关于分析管理系统要素的安全重要性，使用分级方法来满足原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[14]第 4.15 段指出：

“管理系统的开发和使用的分级标准应记录在管理系统中。应考虑以下因素：

- (a) 组织、设施运行或活动开展的安全重要性和复杂性；
- (b) 与每项设施或活动的安全、健康、环境、安保、质量和经济要素相关的危害和潜在影响（风险）的程度[15—18]；
- (c) 如果发生故障或意外事件，或者如果某项活动计划不充分或执行不当，可能对安全造成的后果。”

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》[19]第 2.37—2.40 段就如何评定管理系统的要素以支持管理系统要求使用的分级方法提出了建议。

2.14. 步骤 2 中确定如何满足与结构、系统和部件和管理系统要素相关的要求的分析应考虑步骤 1 中设施的总体分类，以及受影响的结构、系统和部件或管理系统要素的安全重要性。从这种分析中，应该确定满足需求所需的适当努力水平，以及满足需求的方式。来自专家判断的洞察力（来自单一专家或多学科小组，视情况而定）可以在该分析结果可用后引入决策过程。

2.15. 第 3—9 部分提供了在使用 SSR-3[1] 每项安全要求时使用分级方法的特定建议。给出了具有高、中或低潜在危害的研究堆要求的分级使用示例。

3. 使用分级方法研究堆的监管

3.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 (Rev.1) 号《促进安全的政府、法律和监管框架》[20]规定了设施和活动的法律和监管基础结构的一般要求，其中包括在监管机构的责任和功能方面使用分级方法的要求。原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-13 号《安全监管机构的功能和程序》[21]就堆芯监管功能和程序提出了建议，包括使用分级方法（见 GSG-13[21]第 2 部分），适用于以下方面：

- (a) 法规和导则；
- (b) 通知和授权；
- (c) 评审和评定设施和活动；
- (d) 视察设施和活动；
- (e) 强制执行；
- (f) 应急准备和响应；
- (g) 与相关各方的沟通和磋商。

分级方法在研究堆法律和监管基础结构中的使用

3.2. GSR Part 1 (Rev.1) [20]对法律基础结构的要求是由政府（例如，通过法律将主要安全责任分配给营运组织并建立监管机构）和监管机构（例如，建立法规，从而形成对设施和活动的监管控制以及法规执行的授权系统）提出的。关于这些要求的适用，SSR3[1]第 3.2 段指出：“采用与设施潜在危害相称的分级方法至关重要，并用于确定和适用适当的安全要求”。

3.3. 一国法律和监管框架的特定方面可能会影响分级方法的使用程度。在一个最危险的核装置只是一个较低潜在危害的单一研究堆的国家（见第 2.8 段），为了执行国家安全政策和战略，可以使用分级方法，与拥有大量和多样化核基础结构的国家相比，政策机制和内部资源不太一样。对一个国家的法律和监管基础结构⁴的要求使用分级方法，应包括对与设施和活动相关辐射风险的分析，并考虑政府为实现基本安全目标所必需的下列规定：

- (a) 人力和财务资源；
- (b) 授权流程的类型；
- (c) 监管评审的规定；
- (d) 适当的视察和执行法规；
- (e) 与相关各方的沟通和磋商。

另请参见 GSR Part 1 (Rev.1) [20]关于建立国家安全政策、战略和框架的要求 1 和 2。

分级方法在研究堆监管机构组织和功能中的使用

3.4. GSR Part 1 (Rev.1) [20]第 4.3 段指出：

“监管功能的目标是核实和评定符合监管要求的安全。管理功能的履行应按照分级方法，与设施和活动的辐射风险相称。”

如第 2.8 段所述，监管功能的履行应与研究堆的分类相称。

3.5. 要求为监管机构提供足够的权力、足够数量的有经验的工作人员和财务资源，以履行其指定的职责（见 GSR Part 1 (Rev.1) [20]要求 3）。这个监管机构的职责包括制定法规、评审和评定安全相关信息（例如来自研究堆的安全分析报告；参见 SSR-3[1]要求 1）、签发授权、执行视察、采取执法行动以及向其他主管当局和公众提供信息。

3.6. 使用分级方法可以满足监管机构安全要求的示例有：人员配备，内部技术支持资源，视察，授权、规章和导则的内容和细节，以及许可证持有人提交设施安全文件所需的详细信息，包括安全分析报告（见 GSR Part 1

⁴ 对国家法律和监管基础结构使用分级方法的一些示例见参考文献[22]。

(Rev.1) [20]第 4 部分)。原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-12 号《安全监管机构的组织、管理和人员配备》[23]和 GSG-13[21]分别提供了关于对监管机构的组织和监管功能履行使用分级方法的建议。监管要求还应考虑限制设施对这些要求使用分级方法能力的可能性，以及分级方法对监管机构本身使用要求的范围。

分级方法在研究堆授权过程中的使用

3.7. 授权过程通常在研究堆寿命的各个阶段分步骤进行。SSR-3[1]第 3.4 段指出（脚注略）：

“各国的授权程序可能有所不同，但核研究堆授权程序的主要阶段应包括以下几个方面：

- (a) 场址评价；
- (b) 设计；
- (c) 建造；
- (d) 调试；
- (e) 运行，包括利用和改造；
- (f) 退役；
- (g) 解除监管控制。”

在这些阶段的每一个阶段，通常都要进行监管评审和评定，并签发授权或批准。在某些情况下，根据研究堆的性质和监管要求，这些阶段中的一些可以合并。

3.8. 监管机构利用授权程序在研究堆寿命的所有阶段进行控制。这种控制是通过以下方式实现的：

- (a) 为进行授权确定明确的权限；
- (b) 评审和评定所有与安全相关的文件，特别是安全分析报告；
- (c) 为各个阶段发放许可和许可证；
- (d) 实施视察、评审和评定的待检点；
- (e) 评审、评定及批准运行限值和条件；

- (f) 授权建造；
- (g) 授权调试；
- (h) 授权运行；
- (i) 授权运行人员；
- (j) 授权退役。

3.9. 授权过程中的步骤适用于所有研究堆寿命的所有阶段，并应根据其对安全的重要性适用于实验和改造（见 SSG-24 (Rev.1) [11]）。然而，在授权过程的每一步，监管机构在使用安全要求时可使用分级方法，这取决于与研究堆寿期或实验或改造相关的潜在危害。例如，这可能包括授权申请所需的详细程度、评审的深度和监管机构在评审授权申请时部署的资源，以及签发授权时的期限。

安全分析报告

3.10. SSR-3[1]要求 1 规定：

“研究堆设施的营运组织应编写安全分析报告。安全分析报告应提供场址和设计的正当性，并为研究堆的安全运行提供依据。安全分析报告应在研究堆物项被授权进入下一阶段之前，由监管机构进行评审和评定。安全分析报告应在研究堆的运行寿命期间定期更新，以反映对设施所作的改造，并根据经验和监管要求。”

3.11. 监管机构的职责包括评审和评定安全分析报告中的安全相关信息，作为研究堆授权程序的一部分（见 SSR-3[1]第 3.5 段、第 3.10 段和第 3.11 段）。此评审和评定需要使用分级方法（见 GSR Part 1 (Rev.1) [16]要求 26 和 SSR-3[1]第 3.10 段）。

3.12. SSR-3[1]第 3.8 段指出：

“安全分析报告中提供的信息的详细程度应使用分级方法确定。对于高功率水平的反应堆，安全分析报告通常需要更详细的讨论，如反应堆设计和事故假想方案。对于某些反应堆（例如具有低潜在危害的研究堆、临界或次临界组件），对安全分析报告内容的要求可能要少得多。”

证明符合验收标准所需的详细程度应与研究堆的潜在危害相称。对于较低潜在危害的设施，由于设计中的安全裕度较大，安全分析可包括边界分析，

以证明研究堆可以安全运行。对于具有较高潜在危害的研究堆，通常需要更详细的分析来证明运行状态和事故工况下的安全，较少使用大型边界分析。

3.13. 在适当的情况下，可进行补充概率安全评定，以补充确定性安全分析（见 SSR-3[1]要求 5），这是安全分析报告要求的另一个要素，可根据设施的潜在危害而变化。SSG-20（Rev.1）[10]附录提供了关于研究堆安全评定和安全分析报告的建议，包括使用与潜在危害程度相称的分级方法。

分级方法在研究堆视察和执行中的使用

3.14. GSR Part 1（Rev.1）[20]要求 27—31 确立了视察和执行的一般安全要求，SSR-3[1]第 3.13—3.16 段确立了研究堆的特定要求。关于对视察使用分级方法，GSR Part 1（Rev.1）[20]第 4.50 段指出：

“监管机构应制定和执行一项设施和活动视察计划，以确认是否符合管理要求和授权规定的任何条件。在这一计划中，它应特定说明监管视察的类型（包括定期视察和突击视察），并应按照分级方法规定视察的频率以及要视察的领域和计划。”

一般来说，与较高潜在危害研究堆相比，较低潜在危害研究堆的视察和待检点可能较少。

3.15. 强制执行行动必须与不遵守行为对安全的重要性相称（见 GSR Part 1（Rev.1）[20]第 4.54 段）。监管机构应以与不遵守情况的严重程度相称的方式分配资源并采取执法行动或方法，并在必要时增加执法行动或方法，以实现对要求的遵守。

3.16. 在确定适当的执法行动水平时应考虑的因素如下（另见 GSG-13[21]第 3.308 段）：

- (a) 不遵守或违反监管要求的安全意义；
- (b) 不遵守或违反行为是否再次发生；
- (c) 是否存在故意违反；
- (d) 被授权方是否发现和/或报告了不遵守或违规行为；
- (e) 不遵守或违规行为是否影响监管机构履行其监管监督功能的能力；

- (f) 授权方过去的的安全表现和表现趋势（注意过去的良好表现不会缓解强制执行）；
- (g) 在处理授权方时需要一致性和公开性。

3.17. 针对故意违反监管要求的执法行动应当严重。

4. 分级方法在管理和核实研究堆的安全方面的使用

4.1. GSR Part 2[14]规定了设施（包括研究堆）营运组织的管理系统要求。GSR Part 2[14]要求 7 规定：“管理系统应使用分级方法开发和应用。”SSR-3[1]要求 2—6 规定了研究堆管理系统的附加要求。

研究堆安全管理责任的分级方法

4.2. SSR-3[1]要求 2 规定了研究堆安全管理的责任要求。SSR-3[1]第 4.1 段指出（脚注略）：

“为了确保各级工作人员严格彻底地实现和维护安全，营运组织：

- (a) 应制定和实施安全政策，并确保安全事项得到最高优先考虑；
- (b) 应通过相应的权限和沟通明确职责和责任；
- (c) 应确保在各级有足够的具有适当资格和受过适当培训的工作人员；
- (d) 应为所有可能影响安全的活动制定并严格遵守合理的程序，确保经理和主管促进和支持良好的安全实践，同时纠正不良的安全实践；
- (e) 应定期评审、监控和监查所有安全相关事项，并在必要时采取适当的纠正措施；
- (f) 应发展和保持强大的安全文化，并应编写一份安全政策和安全目标声明，并向所有员工传播和理解。”

这一要求中有一些内容是无法分级的，例如，营运组织对研究堆的安全负有主要责任，以及发展和维持强大的安全文化的要求。

4.3. 分配给研究堆管理的资源应根据设施的潜在危害、复杂性和规模而有所不同。例如，在具有高潜在危害的研究堆中，需要足够的工作人员（见 SSR-3[1]第 7.14 段）可能会导致一个大型营运组织能够日夜连续运行，并提供维护和技术支持。在一些低潜在危害研究堆以及临界和次临界组件等设施中，对足够工作人员的需求可能导致营运组织规模较小，尽管仍受过运行、维护和确保研究堆安全的必要培训。营运组织的组织机构和最低人员配置也需要考虑到应对事故工况所需的人员（见 SSR-3[1]第 7.14 段）。

研究堆的安全政策

4.4. SSR-3[1]要求 3 规定：“研究堆设施的营运组织应制定并实施安全政策，将安全置于最高优先地位。”

4.5. 无论设施的潜在危害如何，建立和实施安全政策的要求的适用方式都是相同的。安全政策是任何核设施管理系统的堆芯组成部分，以确保营运组织内的所有活动都将安全置于最高优先地位。

分级方法在研究堆管理系统要求中的使用

4.6. SSR-3[1]要求 4 中确立了研究堆管理系统的要求。根据 SSR-3[1]第 4.7 段指出，特定研究堆和相关实验设施管理系统的复杂性与反应堆和实验设施的潜在危害相称。它还应符合监管机构的要求，要求 7 和 GSR Part 2[14]第 4.15 段规定了编写和实施分级管理系统的要求。

4.7. 一般而言，对于故障或不符合项具有最高潜在危害的物项和服务，管理系统流程应更加严格。对于其他物项和服务，管理系统流程可能不太严格。以下是管理系统要素的示例，在这些要素中，可以使用分级方法使用这一要求：

- (a) 培训的类型、持续时间和内容；
- (b) 运行程序的详细程度以及评审和批准的程度；
- (c) 视察计划的需要和细节；
- (d) 运行安全评审和控制的范围、深度和频率，包括内部和独立监督；
- (e) 安全评定的类型和频率；

- (f) 要生成和保留的记录；
- (g) 报告不符合及纠正措施的级别及权限；
- (h) 维护、定期试验和视察活动；
- (i) 包含在电厂配置控制中的设备；
- (j) 对备件的贮存和记录进行控制；
- (k) 需要分析事件和设备故障数据。

4.8. 研究堆的运行程序（见 SSR-3[1]要求 74）应接受与其安全重要性相称的评审和批准。具有低安全意义的非活动系统中部件的简单维护任务程序可以由有经验的运行人员编写，并由维护主管评审。在控制室中使用的启动反应堆的程序应该在详细程度和评审范围上更加严格。对于具有低潜在危害的研究堆，编写和评审新程序所需的专门知识可能并不总是存在于营运组织内，并且可能涉及反应堆设计人员或其他具有适当知识外部组织的专家。程序的评审水平也应与其安全意义相称。

4.9. 程序的批准是反应堆经理的责任（见 SSG-83[5]第 5.14—5.18 段）。在每个研究堆中，无论潜在危害如何，管理系统中的每个程序都应由反应堆经理或指定人员定期评审，以便能够确定改进之处。

4.10. GS-G-3.1[19]第 2.37—2.44 段还就使用管理系统控制要求的分级方法提出了建议。

4.11. SSR-3[1]第 4.20 段关于评定和改进研究堆管理系统的要求，可使用分级方法，根据其安全重要性和设施的潜在危害来识别和纠正弱点。例如，对于具有高潜在危害的研究堆，营运组织可能很大，管理系统可能包括大量流程以确保安全地进行运行、利用和维护活动。营运组织内的一组人员应实施一个流程，每周确定管理系统中的弱点和改进，以便反应堆管理层根据安全重要性设定优先级。与此同时，管理系统应成为定期外部评定的对象以确定可以改进的地方。对于较低潜在危害的研究堆，管理系统可以由相对较少的流程和程序组成，管理系统的监查可以作为定期安全评审或监管机构授权更新的一部分。

分级方法在研究堆安全核实中的使用

安全评定

4.12. SSR-3[1]要求 5 规定了核实研究堆设计充分性的安全评定要求。这些要求可使用分级方法，例如，在确定安全评定（如自评定、独立评定）的频率和范围时，考虑到研究堆的潜在危害这些评定的频率和范围应与设施的潜在危害、最近的运行经验、与研究堆改造相关的潜在危害（见本“安全导则”第 7.70—7.74 段）或以前定期安全评审的结果（见 SSR-3[1]第 4.25 段）。

4.13. 使用安全评定技术核实设计充分性的要求，可以根据设施的潜在危害和安全重要结构、系统和部件数量，使用分级方法来使用，如第 6.6 段所述。关于在研究堆设计的安全分析中使用分级方法的进一步建议见第 6.78—6.84 段。

反应堆安全委员会

4.14. SSR-3[1]要求 6 规定：“应建立一个独立于反应堆经理的安全委员会（或咨询组），就研究堆的所有安全方面向营运组织提供建议。”这一要求的主要内容不能分级（即所有研究堆都需要建立一个反应堆安全委员会）。SSR-3[1]第 4.27 段提供了要求反应堆安全委员会评审的最低物项清单。（另见本“安全导则”第 7.9 段和第 7.10 段）。

4.15. 该要求的某些方面可以使用分级方法来应用，这包括反应堆安全委员会会议的次数、规模和频率，以及委员会的成员。

4.16. 在具有高潜在危害的研究堆中，反应堆安全委员会的工作日程可能很繁忙，包括频繁开会评审具有安全意义的拟议实验、安全文件、人员接受的辐射剂量报告以及向监管机构提交的报告。在这种研究堆中，反应堆安全委员会可以指定具有特定专业知识的小组委员会，就临界状态安全或辐射防护等特定技术领域提供意见或建议，以减少反应堆安全委员会其他成员的工作量。反应堆安全委员会（和任何小组委员会）的组成应包括所有运行技术领域的专门知识。具有高潜在危害的研究堆的营运组织通常可以使用内部人员组成反应堆安全委员会。在具有低潜在危害的研究堆中，反应堆安全委员会可以不那么频繁地开会，以评审研究堆的安全并向反应堆经理提供建议，而增加会议仅在必要时安排。这种研究堆的营运组织通常规模较小，反应堆安全委员会可包括一些在其他设施具有适当技术领域经验的外部人员。

5. 分级方法在研究堆场址评价中的使用

5.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号《核装置场址评价》[24]规定了研究堆场址评价的要求。SSR-1[24]要求 3 涉及场址评价的范围，包括对核电厂以外的装置使用分级方法。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-35 号《核装置场址勘查和选址》[25]第 6 部分提供了使用分级方法将这些要求应用于研究堆的建议。

5.2. SSR-3[1]第 5.1 段指出：

“评价研究堆场址的主要安全目标是保护人类和环境免受放射性物质正常和意外排放的放射性后果”。

为了满足这一要求，有必要评定该场址可能影响研究堆安全的那些特征，以确定该场址是否存在缺陷，以及这些缺陷是否可以通过适当的设计特点、场址保护措施和/或行政程序来缓解。为了对场址评价使用分级方法，场址评价研究和评定的范围和深度应与研究堆相关的潜在辐射风险相称。如果营运组织出于设计目的采用保守的参数，以缓解发生事故时场内和场外后果的可能性，场址评价的范围和细节也可能减少，这可能是研究堆的首选方法。例如，对特定的结构、系统和部件使用保守的设计，这很容易适应整体设计，可以简化场址评价。

5.3. SSR-1[24]第 4.1—4.5 段为场址评价过程使用分级方法奠定了基础，以确保其与研究堆的潜在危害相称。SSR-1[24]第 4.5 段指出：

“对于核电厂以外的核装置的场址评价，在使用分级方法时应考虑到下列因素：

- (a) 场址内放射性库存的数量、类型和状况（例如，场址内的放射性物质是否为固态、液态和/或气态形式，以及放射性物质是否正在核装置内加工或贮存在场址内）；
- (b) 与核装置发生物理和化学过程相关的内在危害；
- (c) 对于研究堆，热功率；
- (d) 核装置中放射源的分布和位置；
- (e) 为实验设计装置的结构和布局，以及这些装置在未来可能如何改变；
- (f) 需要能动系统和/或运行人员行动来预防事故和缓解事故后果；

(g) 发生事故时场内和场外的潜在后果。”

5.4. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 (Rev.1) 号《核装置场址评价中地震危害》[26]第 9 部分提供了关于使用 SSR-1[24]要求 15 评定核电厂以外的核装置地震危害分级方法的建议。该方法基于装置的复杂性和潜在的放射性危害,包括其他物质(如易燃、易爆或有毒物质的存在)造成的危害。地震危害评定最初应采用保守的筛选程序,其中假设研究堆的全部放射性库存是由地震事件引发的事故排放的。如果这种排放不会给工作人员、公众或环境带来不可接受的后果,研究堆可能会被排除在进一步的地震危害评定之外。如果保守筛选过程的结果显示此类排放的潜在后果可能很严重,则需要根据 SSR-3[1]第 5 部分和 SSG-9 (Rev.1) [26]第 9.7 段进行地震危害评定。

5.5. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-21 号《核装置场址评价中火山危害》[27]第 7 部分就使用 SSR-1[24]关于场址评价中火山危害要求 17 的分级方法提出了建议。火山危害评定最初应采用保守的筛选程序,其中假设装置的全部放射性库存是由火山事件引发的事故排放的。如果这种排放不会对工作人员、公众或环境造成不可接受的后果,该装置可能会被排除在进一步的火山危害评定之外。如果保守筛选过程的结果显示此类排放的潜在后果可能很严重,则应根据 SSR-3[1]第 5 部分进行更详细的火山危害评定,使用 SSG-21[27]推荐的分级方法对装置进行分类,以进行火山危害评定。

5.6. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-18 号《核装置场址评价中气象和水文危害》[28]提供了关于使用 SSR-1[24]关于场址评价中气象和水文危害评价的要求 18—20 分级方法的建议。为了评价包括洪水在内的气象和水文危害,应根据研究堆的复杂性、潜在的放射性危害和其他材料(如易燃、易爆或有毒材料的存在)造成的危害对场址进行筛选。如果保守筛选过程的结果显示潜在排放的后果可能很严重,则应根据 SSR-3[1]第 5 部分,使用 SSG-18[28]第 10 部分推荐的分级方法,对研究堆进行详细的气象和水文危害评定。

5.7. 不能使用与其他外部事件相同的方法将人为事件包括在场址评价中。因为人类诱发的事件是离散的,并且没有频率和严重程度范围表征,所以在设计基准上,每个事件只考虑一个强度水平。原子能机构《安全标准丛书》

第 SSG-79 号《核装置场址评价中与人为外部事件相关危害》[29]中提供了关于筛选和分析与人为事件相关危害的建议。

6. 分级方法在研究堆设计中的使用

6.1. SSR-3[1]第 6 部分规定了三类研究堆的设计要求：

- (a) 主要技术要求：本“安全导则”第 6.2—6.16 段提供了在使用 SSR-3[1]要求 7—15 时使用分级方法的建议；
- (b) 设计的一般要求：本“安全导则”的第 6.17—6.84 段提供了在使用 SSR-3[1]要求 16—41 时使用分级方法的建议；
- (c) 设计的特定要求：本“安全导则”的第 6.85—6.142 段提供了在使用 SSR-3[1]要求 42—66 时使用分级方法的建议。

分级方法在设计研究堆主要技术要求中的使用

主要安全功能

6.2. SSR-3[1]要求 7 规定：

“研究堆设施的设计应确保研究堆在设施的所有状态下都能实现下列主要安全功能：(i) 反应性控制；(ii) 从反应堆和燃料贮存中排出热量；(iii) 限制放射性物质、屏蔽辐射和控制计划的放射性排放，以及限制意外的放射性排放。”

分级方法的使用应导致设计特点完全满足这一要求，并适合于研究堆的潜在危害。放射性排放的控制（见 SSR-3[1]要求 59 和 64）对于保护人类和环境以及满足监管要求是必要的，这一要求的使用方式无法分级。

6.3. 在主要安全功能的 SSR-3[1]要求 7 的一些要素使用中，可使用分级方法，如下所示：

- (a) 反应性控制：
 - (i) 必要时关闭反应堆的能力是所有研究堆的要求，尽管可用的次临界裕度的大小和停堆系统的响应速度可能根据反应堆设计而变化；

- (ii) 一些研究堆可能具有固有的自限制功率水平和/或系统，从物理上限制可以插入堆芯的正反应性的量。该特性可用于停堆系统设计中的分级方法。
- (b) 从反应堆和燃料贮存中排出热量：
- (i) 对于一些研究堆（通常具有中或高潜在危害和较高功率），在所有运行状态和事故工况下，为了满足设计的验收标准，可能需要强制对流冷却系统来消除裂变热，而对于冷却需求要求较低的研究堆，如一些临界组件和次临界组件，裂变热可以以足够低的水平产生，从而可以在不需要工程系统的情况下充分消除裂变热；
 - (ii) 同样，为了消除停堆后的衰变热，在冷却系统的设计中，可以根据研究堆的功率、裂变产物的最大水平和燃料的传热特征等因素，使用分级方法。对于冷却需求要求较低的研究堆，在运行过程中不需要散热系统，不需要专用设备来去除衰变热；
 - (iii) 冷却剂系统的范围和必要性（见 SSR-3[1]要求 47），包括在冷却剂丧失事故中补充反应堆冷却剂库存的应急堆芯冷却系统（见 SSR-3[1]要求 48），应通过对研究堆的安全分析进行核实，该分析要求证明在所有运行状态和事故工况下，排热的主要安全功能都已实现。
- (c) 放射性物质的限制、辐射屏蔽和计划的放射性排放的控制以及意外放射性排放的限制：
- (i) 在结构、系统和部件的设计中，为了发挥屏障或保持功能，将放射性物质密封在运行状态和事故工况下，可以使用分级方法。该方法可以基于研究堆的潜在危害、裂变产物库存、燃料特征和安全结果对研究堆的分析（另见第 6.8 段关于第 4 级纵深防御的说明）；
 - (ii) 辐射屏蔽的设计应基于为研究堆中运行人员在运行状态和事故工况下必须采取行动的每个位置以及研究堆外的适当位置计算的放射性危害程度。然后，可在设计中包括与危害相称的适当屏蔽材料和厚度；
 - (iii) 所有研究堆都必须控制计划的放射性排放，无论其潜在危害如何（见第 6.2 段）。

辐射防护

6.4. SSR-3[1]要求 8 规定了研究堆设计中的辐射防护要求。设计要求确保反应堆人员和公众的剂量不超过既定的剂量限值，并保持在合理可达尽量低水平，这必然意味着使用分级方法，其中还考虑到研究堆的潜在危害及其特性，如裂变产物的库存和靠近人口中心的情况。对于具有较高潜在危害的研究堆，包括在设计中保护反应堆人员和公众免受辐射的特定设计规定或结构、系统和部件（如应急过滤系统）可能更大和/或更复杂。

设计

6.5. SSR-3[1]要求 9 确立了研究堆的设计要求。在使用这一要求时，分级方法的使用应基于研究堆的潜在危害和第 2.9 段列出的因素。

6.6. SSR-3[1]第 6.9 段要求为运行、未来改造和退役提供足够的设计信息。这一要求可根据研究堆的潜在危害、安全重要结构、系统和部件数量以及研究堆中具有相关放射性危害的结构、系统和部件数量，使用分级方法实施。足以使具有高潜在危害的研究堆退役的信息量应该比具有较低潜在危害的研究堆（例如，一些低功率研究堆、临界组件、次临界组件）的信息量范围更大。

纵深防御概念的应用

6.7. SSR-3[1]要求 10 规定了将纵深防御概念应用于研究堆设计的要求。SSR-3[1]第 2.12 段描述了防止或控制正常运行中的偏差、防止事故和缓解事故放射性后果的五个纵深防御级别。

6.8. 纵深防御是所有研究堆都需要的一项重要设计原则，不管潜在危害如何。设计中应包括前四级纵深防御。在工程安全特点的设计能力中，可以使用分级方法。例如，对于具有低或中潜在危害或临界或次临界组件的设施，衰变热负载可能较小，通常需要限制或缓解比具有高潜在危害的研究堆更小的裂变产物库存。应该认识到，对于低潜在危害研究堆以及一些临界组件和次临界组件，第四级或第五级纵深防御旨在应对的事故类型在物理上可能是不可能的。

安全与安保的接口以及国家核材料衡算和控制制度

6.9. SSR-3[1]要求 11 规定：

“研究堆核材料的安全措施、核安保措施和国家衡算和控制制度的安排，应当以综合的方式设计和实施，不得相互损害。”

这一要求是专门为综合措施和安排而提出的，因此不能对其适用方式进行分级。⁵

行之有效的工程实践

6.10. SSR-3[1]要求 13 规定：“**对研究堆的安全重要物项应按照相关的国家和国际规则 and 标准进行设计。**”

6.11. 对于没有既定规则或标准的结构、系统和部件，SSR-3[1]第 6.22 段允许使用相关标准或经验、试验或分析的结果，并要求这种方法有正当理由。根据设施的潜在危害、结构、系统和部件的安全分级以及相关规则和标准的可用性，如核电厂或其他行业的规则和标准，在使用这一要求时可以使用分级方法。在使用这种方法时，专家判断是必要的，这应作为书面理由的一部分记录下来，并应根据管理系统的流程进行批准。

6.12. 如果设计过程不遵循既定的工程实践，SSR-3[1]第 6.23 段指出：“应在管理系统下建立一个程序，以确保安全得到证明”。根据结构、系统和部件的安全分级、其可靠性要求以及安全分析中确定的故障后果，可在使用该要求时使用分级方法。开发新工艺所需的努力及其范围和详细程度应与研究堆的危害类别和结构、系统和部件的安全分级相称。在所有情况下，SSR-3[1]第 6.23 段要求在运行中对结构、系统和部件进行监控，以核实研究堆是否按设计运行。

建造准备

6.13. SSR-3[1]要求 14 规定：

“对研究堆设施的安全重要物项，其设计应使其能够按照确保达到设计规范和所需安全水平的既定流程进行制造、建造、组装、安装和架设。”

⁵ 关于这一主题的实用导则见参考文献[30]。

这种安全重要物项按照设计规范运行的要求的使用方式不能分级，这些结构、系统和部件按设计运行的能力不能因制造、建造和安装过程而受到损坏。

促进放射性废物管理和退役的特点

6.14. SSR-3[1]要求 15 中确立了促进放射性废物管理和退役的特点要求，并可使用分级方法进行使用。

6.15. 研究堆设计中所用材料的选择应涉及工程判断，以平衡设施的利用需求与废物管理相关的需求以及长寿命活化产品在退役过程中造成的危害。为最大限度减少研究堆运行或退役期间产生的放射性废物，并对产生的废物进行管理，设计措施的努力和范围应与研究堆的潜在危害和产生活化产物的可能性相称。对于具有高潜在危害的研究堆，消除产生长寿命活化产物的材料可能不可行，然而，尽可能减少它们将减少退役过程的整体潜在危害。在运行寿命和研究堆退役期间如何管理活化材料或废物的计划应包括辐射防护考虑因素，并可包括防止人员过度辐射的特定技术或实践。例如，可能有必要包括特殊的处理和贮存设施，以管理运行过程中产生的废物。此外，该设施的设计可以使任何高度活化的材料在退役期间都可以容易地评定和移出，以最大限度地减少照射。对于具有低潜在危害的研究堆，例如一些临界和次临界组件，活化产物可能不会产生重大危害。

6.16. SSR-3[1]要求 15 也适用于研究堆运行期间进行的改造和新实验。在这种情况下，根据废物管理和退役带来的潜在危害，可以使用分级方法来选择新实验设备设计中使用的材料。

分级方法在研究堆设计一般要求中的使用

结构、系统和部件的安全分级

6.17. SSR-3[1]要求 16 中确立了结构、系统和部件的安全分级要求。当在使用其他要求时使用分级方法时，安全重要结构、系统和部件的分级是有用的输入。

6.18. 无论潜在危害如何，对所有研究堆的安全都很重要的结构、系统和部件都需要分级。确定结构、系统和部件安全意义的方法需要基于确定性方

法，由概率方法补充，并可能得到工程判断的支持（见 SSR-3[1]第 6.29 段）。具有较高潜在危害和重要堆芯实验设施（如回路）的研究堆通常包括更多安全等级较高的结构、系统和部件。

安全重要物项的设计基准

6.19. SSR-3[1]要求 17 确立了安全重要物项的设计基准要求。SSR-3[1]第 6.33 段证明和记录每个安全重要物项设计基准的要求使用分级方法。可根据研究堆的潜在危害和使营运组织能够安全运行研究堆所需的每个结构、系统和部件的详细程度。

6.20. SSR-3[1]第 6.34 段指出：“反应堆在其运行寿命期间可能面临的挑战应在设计过程中加以考虑。”虽然不可能对这一要求使用分级方法，但与高潜在危害设施相比，低潜在危害设施中安全重要物项的设计基准通常不太复杂，需要更少的分析来证明其性能符合验收标准。应根据结构、系统和部件对安全的重要性（见第 6.17 段和第 6.18 段）对结构、系统和部件进行分类，以确定在不超过授权限值的情况下承受事故工况的设计要求。

假想始发事件

6.21. SSR-3[1]要求 18 中确立了识别研究堆假想始发事件的要求。

6.22. 这种识别假想始发事件的要求的使用方式无法分级。无论潜在危害如何，研究堆的安全分析总是需要一套全面的假想始发事件，并需要根据工程判断、运行经验反馈（包括类似设施的运行经验）和确定性评定进行识别，并在适当和可用的情况下通过概率方法进行补充（见 SSR-3[1]第 6.36 段）。

6.23. 对一组假想始发事件的分析应与研究堆的潜在危害和复杂性相称。特别是，安全分析的范围和详细程度应与研究堆的设计特点和潜在危害（见第 6.78—6.84 段）。

内部危害与外部危害

6.24. SSR-3[1]要求 19 规定了识别和评价研究堆内部危害和外部危害的要求。

6.25. 适用于研究堆的内部危害（如源自研究堆内部的火灾、爆炸或水淹）和外部危害（如设施外部的地震活动、龙卷风或洪水）的识别应基于场址特

征和反应堆的设计。这一要求的使用不能分级。SSR-3[1]附录 I 包含了假设的内部和外部危害的详细列表。根据设计特点和设施的潜在危害，在使用使用安全分析评想内部危害和外部危害的影响的要求时，可以使用分级方法（见第 6.78—6.84 段）。

设计基准事故

6.26. SSR-3[1]要求 20 规定了识别和考虑研究堆设计基准事故的要求。

6.27. 根据假想始发事件（见第 6.21 段）确定一组设计基准事故要求的使用方式无法分级。因为假想始发事件将对应于研究堆的复杂程度和潜在危害，所以由此产生的设计基准事故也将反映设施设计。例如，不需要强制冷却流的临界组件或次临界组件可能不会出现与流量丧失相关的设计基准事故。

设计限值

6.28. SSR-3[1]要求 21 规定：

“应为所有运行状态和事故工况规定一套与研究堆每个安全重要物项的临界物理参数相一致的研究堆设计限值。”

设计限值是对临界物理参数的限值，如物项暴露的最大应力或温度，以确保屏障的完整性和安全功能的可靠性。还要求为实验设备规定设计限值（见第 SSR-3[1]第 6.63 段）。

6.29. SSR-3[1]要求 21 中可以使用分级方法使用的一个方面是设计限值中包含的保守程度。设计限值的规范应包括保守性，以确保限值是有效的，不被超过，并且设施将承受设计基准事故，而不超过可接受的辐射防护限值。稳健性可以根据研究堆的潜在危害和安全分析方法进行调整。例如，具有低潜在危害的研究堆可以使用保守的设计限值并简化安全分析，而具有较高潜在危害的研究堆可以使用较少的保守性，导致在更详细的安全分析中付出更大的努力。

设计扩展工况

6.30. SSR-3[1]要求 22 规定了研究堆设计扩展工况的推导和使用要求。在研究堆的安全分析中纳入设计扩展工况可以使用本“安全导则”第 6.78—6.84 段中描述的安全分析总体分级方法。

6.31. 在使用分级方法推导一组设计扩展工况时，应考虑研究堆的潜在危害、工程判断和设计基准事故的安全分析结果。根据 SSR-3[1]第 6.64 段，对这些设计扩展工况的分析可以产生额外的安全特点。在具有低潜在危害的研究堆中，例如一些临界和次临界组件具有很少安全重要结构、系统和部件，意外临界可能是设计扩展工况分析中包括的唯一事件。

工程安全特点

6.32. SSR-3[1]要求 23 确立了研究堆工程安全特点的要求。

6.33. 对于每一次设计基准事故，研究堆的安全分析应证明运行参数保持在通过使用非能动或工程安全功能来规定设计限值。如第 6.30 段所述，设计限值的要求可使用分级方法，这反过来会对工程安全特点的设计产生影响。

6.34. 通过对研究堆设计的安全分析，确定了对工程安全特点的需求。具有高潜在危害和大型冷却系统的研究堆可能需要特定的工程安全特点，以缓解由二回路冷却剂泄漏引起的内部溢流。此外，可能需要一个应急堆芯冷却系统（见 SSR-3[1]要求 48）来收集和再循环一回路冷却剂库存，以应对冷却剂丧失事故。对于具有低潜在危害的研究堆，例如一些临界组件，其中辐照燃料可以安全地贮存在空气中，安全分析可以证明在应对冷却剂丧失事故时，不需要工程安全特点来保持燃料完整性。

安全重要物项的可靠性

6.35. SSR-3[1]要求 24 规定了对研究堆安全重要物项的可靠性要求。

6.36. 在使用这一要求时使用分级方法应基于研究堆的潜在危害和安全分析中确定的设施特征。该分析应证明防止超设计限值的安全系统（见 SSR-3[1]第 6.59 段）以足够的可靠性运行。根据分级方法，安全系统的设计可以使用三重冗余通道，以确保高可靠性，如果需要更高的可靠性，设计可以包括使用不同技术的第二个系统。

6.37. 在需要自动或非能动执行安全功能或使用固有安全功能的情况下，应建立并保持相关结构、系统和部件的最低可靠性水平。要求在设计中纳入至少一个反应堆自动停堆系统（见 SSR-3[1]第 6.150 段）。根据研究堆的设计基准，下列安全功能的执行也可能需要自动化：

- (a) 启动应急堆芯冷却；
- (b) 放射性物质的密封。

6.38. 为确保对研究堆安全重要物项的必要可靠性，应酌情适用下列一项或多项设计原则：

- (a) 单一故障标准；
- (b) 常见原因故障的设计；
- (c) 实物分隔和独立；
- (d) 故障安全设计；
- (e) 安全重要物项的鉴定。

第 6.39—6.46 段提供了根据分级方法将这些原则在研究堆使用的建议。

单一故障标准

6.39. SSR-3[1]要求 25 规定：“单一故障标准应适用于研究堆设计中的每个安全组。”

6.40. 分级方法不能使用于任何单一故障都不能阻止安全组中的结构、系统和部件执行主要安全功能的要求。对于所有研究堆，提供任何一种主要安全功能的设备组都需要设计有适当的冗余、独立性和多样性，以确保高可靠性。然而，所需的冗余程度可以分级，对于较低潜在危害的设施，可能会更低。

常见原因故障

6.41. SSR-3[1]要求 26 规定：

“研究堆设施的设备设计应适当考虑到安全重要物项的共同原因故障的可能性，以确定如何使用多样性、冗余、实物分隔和功能独立的概念来实现必要的可靠性。”

因为目标是达到确保安全运行所需的可靠性水平，所以可以使用分级方法使用该要求，例如，在应急通风系统的设计中。对于具有高潜在危害的研究堆，当设计基准事故与故障相结合时应急通风可能导致场外放射性后果，为了满足安全分析的验收标准，应急通风系统的设计可以通过使用多样性、冗

余和物理隔离来排除低概率的常见原因故障，而对于具有低潜在危害的研究堆，可以使用基于结构、系统和部件简单冗余的设计来满足验收标准。

安全系统的实物分隔和独立性

6.42. SSR-3[1]要求 27 确立了研究堆安全系统的实物分隔和独立性要求，并可使用分级方法进行使用。

6.43. 实物分隔可以在不同程度上融入设计中，例如，在具有高潜在危害的研究堆中，用于两个独立停堆系统的系统电缆串可以安装在设施的不同楼层，以防止故障导致一个系统中的火灾影响第二个系统。在较低潜在危害的设施中，电缆通道可以位于不同的房间中，或者在同一房间内彼此分开，并且仍然满足系统安全分析中所要求的可靠性。

故障安全设计

6.44. SSR-3[1]要求 28 规定：“**故障安全设计的概念应酌情纳入对研究堆安全重要系统和部件的设计中。**”

6.45. 就使用分级方法而言，应使用工程判断，考虑研究堆设计的安全分析中使用的验收标准，以评定安全重要系统和部件中故障安全设计特点的适当程度，确保安全功能在响应始发事件时足够可靠，以防止和缓解设计基准事故和选定的设计扩展工况。

安全重要物项的鉴定

6.46. SSR-3[1]要求 29 规定：

“应为研究堆设施实施鉴定计划，以核实安全重要物项在必要时能够发挥其预定功能，并在在整个设计寿命期间的主要环境条件，并在维护和试验期间适当考虑反应堆工况。”

就使用分级方法而言，安全供应链的鉴定水平应与其安全分级相一致（见第 6.17 段和第 6.18 段）。

调试设计

6.47. SSR-3[1]要求 30 规定了研究堆的设计要求以方便调试。这就要求“必要时”在设计中包括便于调试流程的特点。SSG-80[2]提供了在使用研究堆调试要求时使用分级方法的建议，包括实验设备和改造。

校准、试验、维护、维修、更换、视察和监控安全重要物项

6.48. SSR-3[1]要求 31 规定了设计要求，以适应对研究堆安全重要物项的校准、试验、维护、维修、更换、视察和监控。

6.49. 研究堆的设计需要确保维护、定期试验和视察活动的进行不会导致运行人员过度辐射照射（见 SSR-3[1]第 6.88 段）。无论设施的潜在危害如何，这方面的要求都是一样的。

6.50. 在设计研究堆以方便运行期间部件的维护和试验时，应考虑部件的可靠性（符合制造商的建议和运行历史）及其安全意义，以及设施的潜在危害。例如，对于具有高潜在危害的研究堆，反应堆保护系统中的部件可能需要比停堆期间更频繁地进行试验。在这种情况下，设计应包含特定的特点，以便能够在不损害安全功能实现的情况下试验系统内的部件或通道。在较低潜在危害的设施中，反应堆保护系统中结构、系统和部件的可靠性能可以通过在定期停堆期间进行的试验来充分证明。

6.51. 分级方法可以使用于备件的贮存和使用，以维护安全重要物项，同时仍然满足监管要求和适用的国家规则 and 标准（如允许的维修时间），这些规则和标准在研究堆的授权和运行限值和条件规定。例如，对于具有高潜在危害的研究堆，一些安全重要结构、系统和部件的备件可能需要符合核电厂的国家标准，包括采购和贮存的要求。

6.52. 在确定研究堆的维护、定期试验和视察规定时，有两个步骤，如下：

- (1) 首先，应确定视察、试验和维护活动的类型和频率，考虑到结构、系统和部件对安全的重要性及其所需的可靠性，以及可能导致结构、系统和部件逐渐退化的所有影响；
- (2) 其次，在考虑到视察、试验或维护活动的频率、辐射防护影响和复杂性的情况下，应特定规定设计中应包括哪些规定，以便利进行这些视察、试验和维护活动。这些规定可包括无障碍、辐射屏蔽、远程处理和现场

视察、电气和电子系统及软件中的自检电路，以及便于去污和无损检测的规定。

应急准备和响应设计

6.53. SSR-3[1]要求 32 规定：

“为应急准备和响应目的，研究堆设施的设计应提供：

- (a) 足够数量的逃生路线，清楚和持久地标明，并配有可靠的应急照明、通风和安全利用这些逃生路线所必需的其他服务；
- (b) 整个设施的有效通信手段，在所有假想始发事件之后和事故工况下使用。”

6.54. 为满足国家应急准备要求而对逃生路线这一要求的适用方式无法分级。然而，可以对逃生路线的数量、大小和类型使用分级方法，这应基于设施的布局和大小、人员数量以及研究堆各个区域的潜在危害。对于具有高潜在危害和大量运行人员的研究堆，逃生路线的设计可能相对通用，人员集合的位置可能需要特定的设计特点，以保护人员在紧急情况下免受危害。对于具有低潜在危害的研究堆，如具有少量运行人员的临界组件或次临界组件，与设施相关的所有结构、系统和部件可以位于一个或两个房间内，应急路线可以具有相应的简单设计。

6.55. 在具有高潜在危害的研究堆中使用的厂房系统通信，具有几个楼层和房间来容纳设施系统、大量运行人员和一些位置设备的高噪声水平，可能涉及复杂的设计，包括通过扬声器与厂房内的特定房间或区域通信的能力，以及远程面板和控制室之间的双向通信能力。系统设计还可以包括各种技术，如有线和无线设备，以提高其在紧急情况下的可用性。在具有低潜在危害和少量运行人员的研究堆中，所有设施系统都包含在一个或两个房间中，通信系统可以具有简单的设计，以允许控制室人员在紧急情况下提供警告和指令。

退役设计

6.56. SSR-3[1]要求 33 规定了支持研究堆退役的设计要求。这一要求也适用于整个研究堆寿命期间的设计活动，包括改造和新实验设备的设计以及为退役做准备的设计活动。

6.57. 在选择保护工作人员、人类和环境的设计特点时，可使用分级方法，例如：

- (a) 具有易于移动和包装的小堆芯的低潜在危害研究堆可能需要最小限度的堆芯移动和包装特殊规定。对高放射性废物处置设施的需求可能会很小；
- (b) 池式研究堆允许在水下处理堆芯部件，可能涉及拆卸水下反应堆。贮存和处置放射性废物设施将是一个重要的考虑因素。

6.58. 设计中允许退役过程的规定应基于研究堆的潜在危害，堆芯部件的功率水平、运行持续时间和相关的激活水平，具有放射性危害的其他结构、系统和部件的预测数量和特征（例如一回路冷却剂净化系统中的部件），以及反应堆厂房和反应堆结构中的材料体积。在具有低潜在危害的研究堆中，与具有高潜在危害的研究堆相比，使用过的燃料和堆芯部件可能需要更少的额外屏蔽或运输和贮存专用设备。

辐射防护设计

6.59. SSR-3[1]要求 34 确立了研究堆辐射防护的设计要求。这一要求可以使用分级方法来实施，例如，在将剂量维持在既定剂量限值以下并尽可能低的必要工程特点方面，或者在监控和控制进入研究堆及其实验设备的设备方面。

6.60. SSR-3[1]第 6.94 段要求在研究堆的设计中为屏蔽、通风、过滤和衰减系统提供足够的设施。对于通风系统的设计，可以根据潜在的放射性危害以及在运行状态和事故工况下房间的必要占用情况，使用分级方法。对于具有低或中潜在危害的研究堆，与具有高潜在危害的研究堆相比，设施内需要通风系统来缓解放射性危害的位置通常较少。

6.61. 可以使用分级方法来使用监控和控制进入对工作人员造成放射性危害的结构、系统和部件的设计规定。根据研究堆厂房中有放射性危害需要出入控制的区域数量、进入频率和人员数量，研究堆的出入控制可以使用一系列设计特点来实施，从带有出入卡的电子锁到控制室管理的一套受控钥匙，与研究堆的潜在危害和设计的复杂性相称。

6.62. 研究堆的辐射防护（见第 6.4 段）和放射性废物管理（见第 6.14—6.16 段）的其他要求也可以使用分级方法，有助于确保剂量不超过既定剂量

限值并尽可能低。SSG-85[7]提供了关于在使用研究堆辐射防护和放射性废物管理要求时使用分级方法的进一步建议。

优化运行人员绩效的设计

6.63. SSR-3[1]要求 35 确立了研究堆优化运行人员绩效的设计要求。这些要求可以使用分级方法使用于人因和人类工程学方面，例如在控制室显示器和安全重要参数声音信号的设计中，以及作为防止人为错误工具的运行程序开发中。

6.64. 控制室中人机界面的设计可以使用分级方法，基于研究堆的潜在危害、安全重要结构、系统和部件的数量以及需要监控的安全重要相应参数的数量。人机界面的深度分析也可以采用分级方法。在所有情况下，对人机界面的分析应考虑所有正常运行状态、假想始发事件、设计基准事故和选定但包含的设计扩展工况，以确保控制室中的警报和指示的组合是明确的。

6.65. 对于具有低潜在危害的研究堆，与具有高潜在危害的研究堆相比，结构、系统和部件的数量通常更少，运行和维护程序更少。程序的开发涉及人因方面的专业知识，以评定人机界面和结构、系统和部件之间可能的相互作用。这还应包括根据研究堆的规模和复杂程度，安全重要结构、系统和部件数量以及运行或维护过程中出现错误的潜在后果来使用分级方法。SSG-83[5]提供了关于研究堆运行程序的开发、使用和改进的进一步建议。

安全利用和改造规定

6.66. SSR-3[1]要求 36 确立了研究堆安全利用和改造的设计要求。要求管理系统包括新实验和改造的程序，以确保对研究堆的变化采取系统的方法（见 SSR-3[1]第 4.16—4.19 段）。研究堆设计中利用和改造的主要要求如下：

- (a) 要求在任何时候都知道反应堆的配置（见 SSR-3[1]第 6.108 段）。这种使用方式无法分级。配置管理是设计过程的一个重要部分（见原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[30]第 5.86 段）；
- (b) 新的利用和改造物项，包括对安全有主要或重大影响的实验，必须按照适用于反应堆的相同原则进行设计（见 SSR-3[1]第 6.109 段）。这包括安全分析（另见第 6.78 段）和设计建造、调试和退役程序，这些程序与研究堆本身所使用的程序相当。对于不太重要的改造和实验，可

以根据研究堆的潜在危害和拟议改造的潜在危害，使用分级方法使用要求的这一要素；

- (c) 当实验设备贯穿反应堆容器或反应堆堆芯边界时，其设计必须保留密封和反应堆屏蔽手段（见 SSR-3[1]第 6.110 段）。这一要求的使用方式无法分级；
- (d) 实验保护系统的设计必须保护实验和反应堆（见第 6.110 段）。SSR-3[1]第 6.110 段）。这一要求的使用方式无法分级。

6.67. SSG-24 (Rev.1) [11]提供了关于在研究堆设计和实施新实验或改造的建议。特别是，SSG-24 (Rev.1) [11]第 3.7—3.12 段提供了关于使用分类过程来确定实验或改造安全重要性的建议，以及基于该分类分级方法的使用。对于被归类为“对安全有重大影响”的改造（见 SSG-24 (Rev.1) [11]第 3.13—3.20 段），营运组织应更新研究堆的安全分析，并在适用的情况下，寻求监管机构的授权。改造的分析应由反应堆安全委员会和监管机构。对于被归类为“对安全有重大影响”的改造（见 SSG-24 (Rev.1) [11]第 3.21—3.28 段），现有的安全分析和授权仍然有效，但需要改变研究堆的运行限值和条件。在这种情况下，应进行分析，以证明现有安全分析报告的有效性，并证明运行限值和条件的变化是正当的。在设计过程进行之前，该分析应由反应堆安全委员会评审，并由反应堆经理批准。在改造或新试验开始运行之前，新的或修订的运行限值和条件需要由监管机构评审和批准（见 SSR-3[1]第 7.33 段）。关于被归类为“对安全影响较小”或“对安全无影响”改造的建议见 SSG-24 (Rev.1) [11]第 3.29—3.34 段。

6.68. SSR-3[1]第 9.6 段包括变更控制流程的要求，以评价新的实验或改造以及变更可能对安全和安保产生的影响。参考文献[26]提供了关于管理研究堆核安全与安保之间接口的技术标准。

6.69. 核实改造的可接受性所需的调试试验是该要求的一个方面，可以使用分级方法进行使用。对于具有重大安全意义的改造和实验，需要正式的调试计划（见 SSR-3[1]第 6.110 段）。本“安全导则”第 7.29—7.34 段给出了在使用调试程序要求时使用分级方法的进一步建议。SSG 24 (Rev.1) [11]和 SSG 80[2]提供了关于研究堆改造调试计划的建议。

老化管理设计

6.70. SSR-3[1]要求 37 中确立了支持研究堆老化管理的设计要求，并可根据研究堆的潜在危害、利用率和预期寿命，使用分级方法进行使用。

6.71. 对于具有中或低潜在危害的研究堆，与具有高潜在危害的研究堆（即通常具有更多安全重要结构、系统和部件）的计划相比，设施运行阶段的老化管理计划应包括更少的监控物项和更少的老化管理活动。具有较难访问结构、系统和部件的设计也是可以接受的，前提是该计划能够核实安全重要所有物项的状况，并确保履行必要的安全功能。根据结构、系统和部件的安全分级和专家判断，在使用这一要求时可以使用分级方法。

6.72. 为了在研究堆的设计中考虑到老化管理，应考虑使用抗退化机制的材料，并有足够的设计裕度和试验、视察和更换的规定。根据结构、系统和部件的安全重要性及其更换的容易程度，可以使用分级方法来确定这在设计中的使用程度。

长期关闭准备

6.73. SSR-3[1]要求 38 规定了研究堆长期关闭的要求，分级方法可用于该要求的使用。

6.74. 研究堆设计通常包括确保关闭期间安全的规定，通常这些规定可以在长期关闭使用。对于所有安全重要且在长期关闭可能退化的结构、系统和部件，应制定保存计划，包括在关闭期间视察、试验、维护、拆卸和/或拆卸结构、系统和部件。作为对已安装设备实施保护计划的替代计划，拆除设备可能更实际；这个决定通常与研究堆的未来相关。对长期关闭的研究堆所做的所有改造也要遵守 SSR-3[1]要求 36 和 83，包括在适当的情况下，在实施前由监管机构进行评审、评定和批准。

6.75. 基于辐照燃料组件的数量、总裂变产物库存、产生的衰变热以及燃料组件的特定临界和腐蚀特征，可以使用分级方法来设计长期关闭的燃料贮存位置。对于具有高潜在危害的研究堆，设计可以包括一个单独的辐照燃料组件贮存水池，配备散热和净化系统。可以实施运行限值 and 条件（即在监管机构评审、评定和批准后，见 SSR-3[1]第 7.33 段），以防止临界安全事件，并将燃料组件保持在可以监控和维护其完整性的条件下。存储区的设计，包括冷却、净化和其他支持系统应基于安全分析，以确保这些系统足够可靠，

使用冗余概念和单一故障标准。对于具有低潜在危害的研究堆，例如一些具有含低裂变产物库存的辐照燃料的临界和次临界组件，不需要屏蔽或水冷，辐照燃料组件可以在长期关闭内贮存在设计相对简单的干式贮存区。

防止未经授权接触或干扰安全重要物项

6.76. SSR-3[1]要求 39 规定：“应防止未经授权接触或干扰对研究堆设施安全重要物项，包括计算机硬件和软件。”这一要求的适用方式不能分级，因为无论研究堆的规模或潜在危害如何，防止未经授权进入核设施都是必要的。运行人员和参与反应堆运行或利用的其他人员（如技术支持人员和实验人员）以及公众和应急工作人员都需要出入控制。除了防止破坏之外，出入控制的一个主要目标是防止未经授权移出核材料。即使是低潜在危害、辐照燃料组件中裂变产物库存低的研究堆，如一些临界和次临界组件，也应包括对这些燃料组件进行出入控制的特定设计特点，以满足安全和核安保的目标。

防止安全重要系统之间的破坏或不利的相互作用

6.77. SSR-3[1]要求 40 规定：

“应评价对研究堆设施的安全重要系统之间可能需要同时运行的破坏或不利相互作用的可能性，并应防止任何破坏或不利相互作用。”

这一要求的使用方式无法分级，因为无论潜在危害如何，这一评价对研究堆都是必要的。安全分析中包括防止系统之间破坏性或不利相互作用的设计特点，以证明安全重要系统能够可靠地响应所有适用的始发事件。然而，具有较低潜在危害的研究堆通常具有较少的安全重要系统，导致需要评价系统之间的不利相互作用较少。

设计的安全分析

6.78. SSR-3[1]要求 41 规定：

“应对研究堆设施的设计进行安全分析，其中应酌情采用确定性分析和补充概率分析的方法，以便能够对所有设施状态下的安全挑战进行评价和评定。”

6.79. SSR-3[1]第 6.119—6.125 段的支持性要求包括一些无法分级方面，例如如下：

- (a) 无论潜在危害如何，都需要对所有研究堆进行安全分析（见第 SSR-3[1]第 6.119 段）；
- (b) 所有研究堆还需要使用安全分析的结果来确定运行限值和条件，形成安全重要物项的设计基准，并在设计中展示足够的纵深防御（见 SSR-3[1]第 6.119 段、第 6.120 段和第 6.121 (f) 段）；
- (c) 无论潜在危害如何，所有研究堆都需要将安全分析结果与放射性验收标准进行比较（见 SSR-3[1]第 6.121 (c) 段）。

6.80. 安全分析也是证明建议设计的安全以支持许可证申请的基础，并用于确认在使用安全要求时使用分级方法是适当的。

6.81. 在安全分析中使用包络事件来包括一系列输入参数、初始条件、边界条件和假设，可以使用分级方法。对于具有高潜在危害的研究堆，如果包络事件太严重而不符合验收标准，则结合几种此类条件使用包络事件可能是不可行的。这种研究堆的安全分析通常有限地使用包络事件，因此包括大量的单一事件进行分析。对于较低潜在危害的研究堆，来自不同事件的条件可以组合成包络事件，尽管这些事件比任何特定设计基准事故都更严重，但可以证明符合验收标准。使用包络事件进行这些设施的安全分析简化了分析过程，并且需要来自营运组织的更少资源。

6.82. 如第 1.3 段和参考文献[31]附件 I 所述，安全分析的范围和深度应以设施的潜在危害为基础。SSG-20 (Rev.1) [10]附录提供了关于研究堆安全分析报告内容的建议，并指出了哪些元素可能不适用于次临界组件。原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号《设施和活动安全评定》[15]第 3.1—3.7 段，规定了安全评定分级方法的要求。GSR Part 4 (Rev.1) [15]第 3.3 段指出：“在使用分级方法时应考虑的主要因素是，安全评定应与设施或活动可能产生辐射风险的大小相一致。”

6.83. 对于具有相对较少数量的结构、系统和部件和假想始发事件设施的安全分析将比复杂设施的安全分析简单。使用分级方法的其他示例包括：

- (a) 安全分析可以证明，对于某些已确定的假想始发事件，从堆芯排放放射性物质的可能性在物理上是不可能的（或者可以高度有把握地认为是极不可能的），这将消除对广泛的工程安全特点和故障分析的需要；
- (b) 非能动或固有安全特点的存在和/或堆芯实验的缺乏也可能导致安全分析范围和深度的缩小；
- (c) 使用保守的方法和标准是简化安全分析的一种手段。保守标准可用于低潜在危害研究堆的安全分析。

6.84. 在更新安全评定时，需要使用分级方法（见 GSR Part 4 (Rev.1) [15] 第 3.7 段）。更新安全评定的频率和安全评定的详细程度应基于以下内容：

- (a) 对研究堆系统进行改造的次数和程度以及这些改造的安全意义；
- (b) 程序的变更；
- (c) 运行限值和条件的合规监控结果；
- (d) 部件老化的证据；
- (e) 研究成果或内部和外部运行经验；
- (f) 现场条件的变化；
- (g) 安全分析中使用的输入数据的变化；
- (h) 新的监管要求。

分级方法在研究堆设计特定要求中的使用

厂房及构筑物

6.85. SSR-3[1]要求 42 规定了研究堆的厂房和构筑物要求。

6.86. 根据运行状态或事故工况下结构、系统和部件可能成为辐射源的房间数量以及辐射风险的特征，可以使用分级方法设计整个研究堆的屏蔽。根据 SSR-3[1]要求 42，厂房和构筑物的设计必须将放射性水平保持在合理可达尽量低水平，并低于既定的剂量限值。对于具有高潜在危害的研究堆，作为厂房设计的一部分，与反应堆运行、同位素生产、实验设备或放射性废物贮存相关设备的大量房间可能需要提供屏蔽。在较低潜在危害的设施中，存在辐射风险的房间数量较少，提供足够屏蔽的构筑物设计可能不太复杂。

6.87. 厂房和构筑物设计中的特定特点将有助于对 SSR-3[1]其他要求使用分级方法，例如如下：

- (a) 根据潜在的放射性危害将区域分开，可以最大限度地减少放射性废物处理的需要，并有助于辐射防护、应急准备和响应以及消防的设计；
- (b) 最新的场址评价有助于减少厂房和构筑物设计中的过度保守性，以确保免受外部事件的影响（参见参考文献[31]第 2.2.1 段）。

密封手段

6.88. SSR-3[1]要求 43 规定了研究堆的密封方式要求。考虑到堆芯裂变产品库存和靠近人口中心等因素，安全分析的结果可以为使用这一要求的分级方法提供基础。

6.89. 对于具有高潜在危害的研究堆，安全分析可能会证明需要一个包括保压安全壳结构的密封系统（见脚注 25 和 SSR-3[1]第 6.137 段）以满足验收标准。安全壳结构、系统和部件执行的安全功能的必要可靠性由设计基准事故和选定设计扩展工况下的场外后果验收标准决定。对于具有中或低潜在危害的研究堆，反应堆厂房可以设计成没有保压功能，但具有控制放射性排放的通风系统以满足验收标准。在所有情况下，都应使用安全分析的结果来确定在设计密封手段时如何使用分级方法，例如，在反应堆排放裂变产物的情况下是否需要碘捕集器。

反应堆堆芯和燃料设计

6.90. SSR-3[1]要求 44 规定了研究堆的堆芯和燃料设计要求。

6.91. SSR-3[1]第 6.143 段指出（脚注略）：“反应堆堆芯的设计应使反应堆能够停堆、冷却和保持次临界，并为所有运行状态和事故工况留出足够的裕度。”使用这一要求的方式不能分级。然而，分级方法可以使用，例如，监控燃料的物理条件和完整性的设计规定，以及证明燃料可接受性所必需的分析 and 实验。

6.92. 对于具有高潜在危害的研究堆，监控每个燃料通道中的温度、流量和放射性水平等参数可以是一种设计特点，以确保反应堆保护系统的自动响应，或运行人员响应警报的行动。这种设计特点可能是必要的，以保护研究堆，以应对安全分析中证明的特定始发事件，但是这种监控系统的实施可以

为研究堆设计增加额外的结构、系统和部件。在较低潜在危害的设施中，对冷却剂参数（如压力、温度和放射性水平）进行大量监控，就足以证明安全系统和运行人员对假想始发事件后的警报做出足够的自动响应。

6.93. SSR-3[1]第 6.138 段指出，在燃料元件的设计和鉴定中考虑中子、热工水力、机械、材料、化学和辐照相关因素的，可根据研究堆的潜在危害和现有的分析和鉴定文件，包括其他设施的经验，使用分级方法加以使用。证明使用先前鉴定燃料的反应堆设计的可接受性所需分析和实验的范围，特别是在具有中或低潜在危害的研究堆中，可能比使用新型燃料组件的反应堆设计所需的分析和实验的范围要小得多（即应该进行燃料鉴定过程的情况）。

提供反应性控制

6.94. SSR-3[1]要求 45 规定了为研究堆提供反应性控制的要求。所有研究堆设计都需要充分的反应性控制，这一要求的使用不能分级。关于主要安全功能要求的进一步建议见第 6.3 段。

反应堆停堆系统

6.95. SSR-3[1]要求 46 规定：

“应为研究堆提供手段，以确保在运行状态和事故工况下有能力反应堆停堆，并且即使在反应堆堆芯反应性最强的工况下，停堆工况也能保持很长一段时间并留有裕度。”

这一要求的使用方式无法分级。

6.96. SSR-3[1]第 6.152 段指出：“停堆系统中的任何一次故障都不能阻止系统需要时实现其安全功能。”无论设施的潜在危害如何，都适用这一要求。

6.97. SSR-3[1]第 6.155 段指出：

“应在设计中证明反应堆停堆系统将在反应堆的所有运行状态下正常运行，并将在事故工况下保持其反应堆停堆能力，包括控制系统本身的故障。”

无论设施的潜在危害如何，都适用这一要求。

6.98. 在确定需要多少冗余停堆通道、如何在安全分析中计入冗余通道时，可以使用分级方法（参见参考文献[28]第3部分），以及根据研究堆的潜在危害，监控停堆系统状态所需仪器仪表的范围。

反应堆冷却剂系统及相关系统的设计

6.99. SSR-3[1]要求 47 规定：“**研究堆的冷却系统的设计和建造应能为反应堆堆芯提供足够的冷却**”。

6.100. 冷却剂系统的设计应能为反应堆提供足够的冷却，并具有可接受和可证明的裕度。不仅在授权功率水平的正常运行期间，而且在停堆后（见 SSR-3[1]第 6.143 段），在一系列预计运行事件下，以及在涉及流量丧失或冷却剂瞬变丧失的事故工况下，都需要充分冷却。在冷却系统的设计中可以使用分级方法。冷却剂系统的范围可以从提供强制冷却，其中应急电力可用于驱动一些或所有主冷却剂泵，到没有用于任何冷却剂泵的应急电力，到其中自然对流冷却用于在满功率运行下的热排出以及衰变热排出的系统。对于一些低功率研究堆来说，通过自然对流冷却可能是足够的。

6.101. 在具有高潜在危害和高功率的研究堆中，控制冷却剂温度和压力的结构、系统和部件的设计可能是复杂的。在具有中潜在危害的研究堆中，用于监控水温和水池容量的结构、系统和部件可以采用更简单的设计，同时仍能满足 SSR-3[1]第 6.73—6.81 段规定的要求。对于没有散热系统的低潜在危害研究堆，如一些临界组件和次临界组件，其安全分析可以证实不需要监控冷却剂的某些参数，例如压力。

6.102. 监控和控制反应堆冷却剂特性的要求（如 pH 值和电导率，见 SSR-3[1]第 6.162 段）适用于任何功率水平的所有水冷研究堆，包括一些次临界组件，以确保水条件不会降低安全重要反应堆结构、系统和部件，特别是防止裂变产物排放的边界，如燃料包壳。

反应堆堆芯的应急冷却

6.103. SSR-3[1]要求 48 规定：“**应根据需要为研究堆提供应急堆芯冷却系统，以防止在冷却剂丧失事故中损坏燃料。**”根据反应堆和燃料的特征，在使用这一要求时，可以使用分级方法。

6.104. 应在设计阶段确定应急堆芯冷却系统的需求，并在必要时制定应急运行程序，同时考虑到安全排出衰变热所需的时间表。为了承受冷却剂丧失事故，具有高潜在危害的研究堆可能需要一个应急堆芯冷却系统来回收从一回路冷却系统中丧失的水，将其收集在集水坑中，并再循环回来冷却堆芯。对于具有中潜在危害的研究堆，更换池中冷却剂库存的简单系统可能足以防止因冷却剂丧失事故造成的重大燃料故障（见 SSR-3[1]第 6.164 段）。对于较低潜在危害的设施，如一些次临界组件，安全分析可以证明，不需要应急堆芯冷却系统来缓解冷却剂丧失事故的后果。

6.105. 对于需要应急堆芯冷却系统的研究堆，该系统需要在任何单一故障的情况下，在设计基准事故中执行其预期功能（见 SSR-3[1]第 6.165 段）。这一要求的使用方式无法分级。

分级方法在研究堆仪器仪表和控制系统中的使用

提供仪器仪表和控制系统

6.106. SSR-3[1]要求 49 规定：

“应为研究堆设施提供仪器仪表，用于监控可能影响主要安全功能的所有主要变量的值，以及为其安全可靠运行所必需的主要过程变量，用于确定设施在事故工况下的状态，并用于做出事故管理决策。”

大多数研究堆，无论潜在危害如何，在正常电力故障后至少需要一个应急照明电源（见 SSR-3[1]要求 62）、监控设施状态的仪器仪表（见 SSR-3[1]要求 49）、应急通信设备（见 SSR-3[1]要求 32）和消防系统（见 SSR-3[1]要求 61）。

6.107. 仪器仪表和控制系统要求的某些方面可以根据设施的潜在危害使用分级方法来使用，例如，在提供音频和视频警报方面。在具有高潜在危害的研究堆中，可能有大量的加工变量和系统参数，需要音频或视频警报或两者兼而有之，以提供设施运行工况变化的早期指示。在控制室以外的地方可能需要警报，以确保人员了解研究堆的状态并采取适当的行动。在具有低潜在危害的研究堆中，例如一些临界组件和次临界组件，可能有少量的加工参数需要在控制室中设置音频或视频警报。在所有情况下，应在安全分析和研究堆的应急准备和响应计划中评定警报的数量及其位置。

6.108. 在确定反应堆参数（如温度、压力、流量、水池或储罐水位、 γ 放射性水平、中子通量和水化学参数）的测量类型、测量位置和测量次数时，研究堆的运行限值和条件使用作分级方法的基础。例如，在许多反应堆中测量穿过堆芯的压降，以便检测通过堆芯的流量减少。在不需要能动水冷的研究堆中，这种测量通常是不必要的。

6.109. 如安全分析中所述，仪器仪表和控制系统设计中的分级方法可以基于研究堆的类型、潜在危害和相关结构、系统和部件的作用。根据分级方法实现的可包括的设计特点的示例包括以下内容：

- (a) 冗余和多样性（另见第 6.36 段）；
- (b) 准确度和精确度；
- (c) 响应时间；
- (d) 由安全分级确定的质量保证水平；
- (e) 自动化水平。

6.110. 仪器仪表和控制系统安全要求使用中分级方法的一个示例是冗余级别的选择。三通道冗余通常用于需要连续运行的研究堆，以最大限度地减少虚假紧急停堆，并允许在功率运行期间试验和/或维护仪器仪表和控制设备。对于每周仅运行几个小时或更少频率的研究堆，如一些临界组件，可以使用较低水平（即两个通道（两个中的一个））的冗余，从而降低设计和运行的复杂性。

反应堆保护系统

6.111. SSR-3[1]要求 50 规定：“**应为研究堆提供保护系统，以启动自动动作，启动实现和维持安全状态所需的安全系统。**”要求反应堆保护系统在所有假想始发事件中自动启动必要的保护动作，以达到安全状态（见 SSR-3[1]第 6.173 段）。无论潜在危害如何，所有研究堆设计都需要反应堆保护系统。

6.112. 根据设施的潜在危害和安全分析中确定的始发事件种类（例如，基于对危害的潜在后果、时间限值和缓解非能动安全特点的考虑），可将分级方法使用于反应堆保护系统。例如，在具有高潜在危害的研究堆中，通常存在大量对安全和大多数假想始发事件重要的结构、系统和部件，SSR-3[1]附录 I 列出的内容包含在设计和安全分析中。这种设施中的反应堆保护系统通常监控大量的流程参数，以确保响应于任何假想始发事件能够始发自动动作。

在具有较低潜在危害、自然对流冷却和无高压实验设备的研究堆中，在选择适用于反应堆保护系统设计和安全分析的假想始发事件时应小心谨慎（例如，主泵故障，或燃料实验设备的回路破裂）。在这样的研究堆中，反应堆保护系统可以设计成具有更少的加工参数传感器，从而相应地降低整个系统的复杂性。研究堆的其他方面将影响反应堆保护系统的设计，包括以下方面：

- (a) 在可能受到重大地震事件影响的场址，可能需要地震传感器来关闭反应堆，而在地震活动最小的其他场址，这种保护是不必要的；
- (b) 对某些反应堆来说，启动堆芯应急冷却可能是必要的，而对另一些反应堆来说则没有必要（见第 6.3 (b) (iii) 段和第 6.104—6.106 段）。

6.113. 无论研究堆的潜在危害如何，反应堆保护系统的设计应确保单一故障或共同原因故障都不会妨碍满足所需的安全功能。

仪器仪表和控制系统的可靠性和可试验性

6.114. SSR-3[1]要求 51 中确立了研究堆仪器仪表和控制系统的可靠性和可试验性要求，并可使用分级方法进行使用。

6.115. 在具有高度安全意义的系统中，例如具有高潜在危害研究堆中的安全系统，在仪器仪表的每个通道中包括自检功能的设计将允许警报在功能丧失发生时立即指示，并最小化故障出现的时间。在安全重要系统中，如果安全分析已经证明冗余丧失可能存在一段指出的时间，而系统继续满足可接受的可靠性目标，则应在适当的时间间隔（例如每天）进行功能试验，以确认每个仪器仪表通道的可用性，并且设计应支持该级别的试验。在安全意义较低的系统，仪器仪表并且控制设备可以每周或每月试验一次，并且仍然以足够的可靠性运行。

计算机设备在安全系统中的使用

6.116. SSR-3[1]要求 52 规定：

“如果对研究堆的安全重要系统依赖于基于计算机的设备，则应在系统的整个寿命期间，特别是在整个软件开发周期内，建立和实施计算机硬件和软件开发和试验的适当标准和实践。整个开发应采用综合管理系统。”

无论设施的潜在危害如何，都适用这些要求。

6.117. SSR-3[1]第 6.184(g) 段指出：“应对软件系统进行适当的核实、验证和试验。”使用这一要求的方式无法分级。

控制室

6.118. SSR-3[1]要求 53 规定了研究堆控制室的要求。根据研究堆的潜在危害和安全分析报告中确定的事故工况，控制室设计的要求可以使用分级方法来使用。在安全分析确定的所有工况下，控制室的设计要求使研究堆能够保持（或返回）安全状态。在具有高潜在危害的研究堆中，安全分析中确定的事故工况可能涉及辐射、危害化学品、热和湿度综合造成的严重工况。在具有低潜在危害的研究堆中，例如一些临界组件和次临界组件，安全分析可能无法确定任何需要在控制室中采取额外保护措施的情况。在所有情况下，控制室的设计都应考虑到研究堆及其环境的潜在危害，以及抗震、通风系统和防火的需要。

辅助控制室

6.119. SSR-3[1]要求 54 规定了研究堆辅助控制室的要求。需要辅助控制室来支持主要安全功能的履行，并显示设施内的重要参数和辐射条件（见 SSR-3[1]第 6.188 段）。根据研究堆特征、潜在危害和安全分析报告中确定的事故工况，可在辅助控制室或远程停堆面板的设计中使用分级方法。可以使用分级方法来确定位置、要监控和控制的参数数量以及维持反应堆处于安全停堆状态所需的行动。对于来自辐射监控器、研究堆中的火灾探测系统和消防系统以及应急通信设备的信息，也可以使用分级方法。

6.120. SSR-3[1]第 6.188 段指出：“临界组件和次临界组件可能不需要辅助控制室。在这种情况下，应在全面分析的基础上证明该决定的正当性。”这种研究堆的安全分析报告应证明该设施符合所有验收标准，而设计中不包括辅助控制室。

现场应急设施

6.121. SSR-3[1]要求 55 规定了研究堆现场应急响应设施的要求。根据安全分析报告中确定的事故工况的性质和严重程度，以及应急响应设施设计范围中包括的其他紧急情况，可以使用分级方法使用应急响应设施范围和功

能的要求。这一要求可以使用分级方法的方面包括应急设施的结构和数量以及信息和通信设备的提供。

6.122. 对于具有高潜在危害的研究堆，紧急情况下现场应急设施附近的工况可能是危害的，包括高放射性水平。为了充分应对紧急情况，可能需要单独的应急设施，以保护参与应急响应的人员，并以综合方式支持提供技术支持、运行支持和现场应急管理。对于一个具有低潜在危害的研究堆，例如一些次临界组件，如果安全分析没有发现反应堆厂房外部由于任何设计基准事故而存在重大危害，应急响应设施可以采用更简单的设计，没有特殊的保护措施。

电力供应系统

6.123. SSR-3[1]要求 56 规定了研究堆的电力供应系统要求。这些要求可以采用基于各种因素的分级方法来使用，这些因素包括研究堆的潜在危害、需要正常或应急电源的安全功能和工程安全特点的类型和数量，以及电力供应需要承受的事故工况。对于不同的反应堆、特定反应堆的各种利用计划以及实验设备的需要，可靠性要求可能不同。在使用分级方法时，应考虑任何必要的应急供电系统的数量、规模和可靠性。

6.124. 对于具有高潜在危害的研究堆，需要强制冷却以消除衰变热，应急供电系统中的冗余水平和独立通道的数量应基于安全分析的结果。应急电源需要输送电力的持续时间应基于燃料的特征和事故工况的性质。在具有低潜在危害的研究堆中，例如一些裂变产物库存非常低且没有显著衰变热的临界组件和次临界组件，冷却的应急电源是不必要的。

6.125. 在适用通信系统应急电源要求时，可使用分级方法（见第 6.55 段）。通信系统的应急电源应具有相称的设计和可靠性。

辐射防护系统

6.126. SSR-3[1]要求 57 规定了研究堆辐射防护系统的要求。辐射防护系统的要求可以使用分级方法来使用，以确保辐射防护系统的设计为研究堆提供足够的监控，并与放射性危害的性质和程度相称。SSR-3[1]第 6.193 段列出了用于研究堆设施及其用途。无论潜在危害如何，在研究堆的设计中都应该考虑这些系统中的每一个。

6.127. 对辐射监控使用分级方法的考虑示例包括：

- (a) 固定辐射监控仪器仪表的部署数量和范围应与研究堆的潜在危害以及在运行状态和事故工况下可能产生潜在放射性危害的房间或区域的数量相称；
- (b) 在可能存在中子放射性危害的区域（如束管和中子导管）装有结构、系统和部件的研究堆应在结构、系统和部件附近配备足够的中子和 γ 监控器，以及监控污染的设备；
- (c) 具有低潜在危害的研究堆（例如用于教学目的）可能只需要有限的监控设备，例如在开放水池末端或控制台中的 γ 辐射监控器和污染监控器；
- (d) 对于具有高潜在危害和大量人员的研究堆，应在设施的其他地方（即控制室外）提供辅助监控显示器，以显示设施中特定位置在运行状态和事故工况下的放射性工况（大范围监控）。

燃料和堆芯部件的装卸和贮存系统

6.128. SSR-3[1]要求 58 规定了研究堆燃料和堆芯部件的装卸和贮存系统的要求。这一要求的目的是确保处理和贮存新的和辐照燃料、堆芯部件和实验设备的安全。主要关注的是防止因机械冲击、腐蚀或其他化学损坏而造成的意外临界和燃料损坏。无论设施的潜在危害如何，这些要求的两个要素都适用，即：

- (a) 以足够的幅度防止临界的要求（见 SSR-3[1]第 6.198 (a) 段）；
- (b) 要求能够识别和跟踪单一燃料元件和组件（见 SSR-3[1]第 6.198 (i) 段）。

6.129. 其他要求要素的使用可以使用分级方法，根据研究堆的潜在危害，设计反应堆及其利用计划。例如，辐照燃料贮存位置的设计可以是具有冷却和净化系统的单独燃料贮存水池，或者反应堆水池内指定用于燃料贮存的区域，或者，对于具有低潜在危害的研究堆（例如，一些临界组件和次临界组件），辐照燃料组件可以安全地贮存在反应堆厂房的干式贮存区。

6.130. 贮存系统设计的分级方法应基于研究堆中使用的所有类型辐照燃料组件、实验燃料以及同位素生产中使用的实验设备或设备和材料的贮存需求。其他考虑因素包括衰减、散热和防止机械冲击或腐蚀的方法。

放射性废物系统

6.131. 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号《放射性废物的处置前管理》[32]确立了放射性废物处置前管理的一般要求。SSR-3[1]要求 59 确立了研究堆放放射性废物系统的设计要求。营运组织应根据研究堆中产生的放射性废物的类型和数量，在适用放射性废物管理以及固体、液体和气体排放的控制和监控要求时使用分级方法。营运组织应根据废物的特征和放射性危害，对放射性废物系统的屏蔽设计使用分级方法。

6.132. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6 (Rev.1) 号《放射性物质安全运输条例》(2019 年版) [33]，包括安全运输放射性物质（包括放射性废物）包装设计性能标准的分级方法，原子能机构《安全标准丛书》第 TS-G-1.4 号《放射性物质安全运输管理系统》[34]附录，提供了放射性物质运输所有方面分级方法的详细示例。

分级方法在研究堆支持和辅助系统中的使用

支持和辅助系统的性能

6.133. SSR-3[1]要求 60 规定了研究堆支持和辅助系统的性能要求。具有较低潜在危害的研究堆通常具有更少和更简单的安全重要结构、系统和部件，包括支持和辅助系统。根据 SSR-3[1]要求 60，支持和辅助系统的设计必须与其所支持的系统相称，因此，使用这一要求的方式无法分级，因为每个系统都需要符合安全分析规定的设计和性能特征。

消防系统

6.134. SSR-3[1]要求 61 规定了研究堆消防系统的要求。消防系统的要求可以使用基于安全分析、火灾危害分析和/或专家判断结果的分级方法来使用，前提是系统符合监管要求。例如，消防系统需要提供警报和火灾位置信息（见 SSR-3[1]第 6.207 段）。在具有高潜在危害的研究堆中，通常在反应堆厂房的不同楼层上有大量的房间，而具有低潜在危害的研究堆可以位于单一反应堆厂房中。此外，根据火灾危害分析的结果和设施的布局，消防系统显示的信息可能在范围和复杂程度上有所不同。

照明系统

6.135. SSR-3[1]要求 62 规定了研究堆照明系统的要求。这些要求可以在安全分析和专家判断的基础上使用分级方法来使用。安全分析应确定运行人员在应对事故工况时需要采取哪些行动，以及在应急响应期间需要进入反应堆厂房的哪些区域。这种分析的结果应作为照明系统设计基准。对于具有高潜在危害的研究堆，照明和应急照明系统可以是广泛的，包括应急电源。对于一些研究堆由于较低潜在危害，该设施可能位于单一的反应堆厂房内，在那里提供充足的照明是直接的。

起重设备

6.136. SSR-3[1]要求 63 规定了研究堆起重设备的要求。

6.137. 研究堆中提升设备的设计需要防止提升过重的重物，防止可能造成放射性危害的重物坠落，允许提升设备安全移动，如果在安全重要设备所在的区域使用，必须经过抗震鉴定，并允许定期视察（见 SSR-3[1]第 6.210 段）。使用这些要求的方式无法分级。

空调系统及通风系统

6.138. SSR-3[1]要求 64 中确定了研究堆的空调系统和通风系统的要求，并可使用分级方法进行使用。对于具有高潜在危害的研究堆，根据安全分析结果以及潜在空气传播放射性危害的特征和位置，设计可包括正常和应急通风系统。如果研究堆有潜在的氡危害，通风系统可以包括额外的功能来检测和缓解这种危害。对于较低潜在危害的研究堆，根据安全分析结果，可以通过定期视察空气过滤器来监控空气中的放射性，设计中不需要其他特殊的通风设备。

压缩空气系统

6.139. SSR-3[1]要求 65 规定了研究堆压缩空气系统的要求。对于服务于研究堆安全重要物项的压缩空气系统，设计需要规定三个参数：质量、流速和清洁度，这一要求的使用方式无法分级。

实验设备

6.140. SSR-3[1]要求 66 规定：

“研究堆实验设备的设计应使其在任何运行状态或事故工况下不会对反应堆的安全造成不利影响。特别是，实验设备的设计应使实验设备的运行或故障都不会造成反应堆反应性不可接受的变化、影响反应堆保护系统的运行、降低冷却能力、损坏密封或导致不可接受的放射性后果。”

无论设施的潜在危害如何，实验设备的运行或故障不会导致上述后果的要求都适用，所有研究堆都必须防止这些后果。

6.141. 基于研究堆和实验设备的潜在危害，分级方法可以使用于实验设备设计的某些方面。例如，分级方法可以使用于与反应堆保护系统互连试验的警报信号和跳堆信号设计，和/或连接到反应堆仪器仪表和控制系统试验的控制信号设计。对于具有高潜在危害并涉及影响堆芯反应性的实验设备（如燃料实验设施）的研究堆，实验设备可包括反应堆保护系统启动紧急停堆的特定仪器仪表。在同一个反应堆中，用于进行不需要冷却的辐照简单实验设备在其设计中可能不包括任何仪器仪表。分级方法也可以使用于控制室对实验设备的监控。

6.142. 实验设备的设计、分析和授权程序（另见第 7.70—7.75 段）应与研究堆和实验设备的潜在危害、营运组织对试验的熟悉程度以及任何现有的相关安全分析相称。对于较高潜在危害的新实验设备的安装，且实验设备的故障代表超出安全分析报告范围新的始发事件，需要对安全分析报告进行修订（见 SSR-3[1]第 6.212 段），并且对运行限值和条件的任何必要修改都需要在使用开始运行之前提交给监管机构进行评审、评定和批准新的实验设备（见 SSR-3[1]第 7.73 段）。对于具有低潜在危害的实验设备，并且其相当于先前安装在研究堆中的试验（例如，不需要能动冷却的辐照实验），通过确认辐照工况受现有安全分析中的限值和条件，可以简化安全分析和监管批准。SSG-24（Rev.1）[11]第 3 部分提供了关于实验设备分类流程的建议。

7. 分级方法在研究堆运行中的使用

分级方法在研究堆组织规定中的使用

营运组织的职责

7.1. SSR-3[1]要求 67 规定了研究堆营运组织的责任要求。SSG 84[6]提供了满足这些要求的建议。

7.2. 营运组织的一般责任和功能以及反应堆营运组织内临界职位的责任、功能和沟通渠道（见 SSR-3[1]第 7.1—7.7 段）同样适用于所有研究堆，无论其潜在危害如何。同样，分级方法不能适用于根据国家法律框架需要执照或证书的工作人员职位（见 SSR-3[1]第 7.5 段）。

7.3. 对于所有研究堆，反应堆安全运行的直接责任和必要权力必须分配给反应堆经理，不能委托（见第 7.3 段和 SSR-3[1]要求 69）。

7.4. SSR-3[1]第 7.2 段指出：

“营运组织应确保为与研究堆设施的安全运行和利用相关的所有功能，如维护、定期试验和视察、辐射防护、质量保证和相关支助服务，提供充分的设施。”

履行这些功能的方式可以根据其安全意义以及研究堆的成熟度和复杂性，使用分级方法。例如，在低潜在危害且经过有效质量检查的研究堆中，维护、定期试验和视察活动可以由反应堆运行人员进行。

7.5. 管理系统的实施（见 SSR-3[1]第 7.1 段）是该要求的一个方面，可以使用分级方法使用（另见本“安全导则”第 4.6—4.11 段）。例如，具有高潜在危害的研究堆将涉及大量关于作用和责任、反应堆结构、系统和部件运行和维护流程以及辐射防护、老化管理、环境监控、废物管理和利用计划的管理系统文件。相比之下，具有低潜在危害的研究堆的管理系统可能需要较少的文件。

营运组织的机构和功能

7.6. SSR-3[1]要求 68 确立了对研究堆营运组织的机构和功能的要求。SSR-3[1]第 7.11 段指出的组织机构（包括对安全运行至关重要的角色）和对已记录的组织机构变革在实施前进行分析，无论设施的潜在危害如何。

7.7. 在适用营运组织机构和功能要求的其他方面时，应根据研究堆的潜在危害以及国家法律和监管框架使用分级方法。例如，一个核计划有限的国家的研究堆可能需要大量和完整的内部能力（例如，技术支持小组、质量控制方面的专门知识、大量备件库存、同位素生产方面的专门知识和维护人员）。相比之下，在一个拥有大型基础结构和核计划的国家，类似的研究堆可能不需要如此大的内部能力，因为可以很容易地从外部组织获得支持。

7.8. 在使用关于营运组织的机构和功能的要求时，可在以下领域使用分级方法：

- (a) 运行人员的数量和职责。对于具有低潜在危害的研究堆（即，与具有中或高潜在危害的研究堆相比，其通常不太复杂，并且具有较少的结构、系统和部件），个人可以被分配多项任务。在这种情况下，应作出安排，以确保功能独立性（如辐射防护功能）和有效的质量检查；
- (b) 反应堆安全委员会的成员和会议频率（见第 4.14 段和第 7.10 段）；
- (c) 安全分析报告的准备和定期更新（见 SSG-20 (Rev.1) [10]）；
- (d) 培训、复训和资格认证计划（见 SSG-84[6]和第 7.11—7.15 段）；
- (e) 运行程序（见 SSG-83[5]和第 7.35—7.39 段）；
- (f) 维护、定期试验和视察计划（见 SSG-81[3]和第 7.43—7.52 段）；
- (g) 应急计划和程序（见第 7.63—7.67 段）；
- (h) 辐射防护计划（见 SSG-85[7]和第 7.75—7.81 段）。
- (i) 管理系统（见第 4 部分）。

运行人员

7.9. SSR-3[1]要求 69 规定了对研究堆运行人员的要求。不考虑研究堆的潜在危害，营运组织内的临界职位包括反应堆经理、运行人员，包括维护人员、辐射防护人员、额外的支持人员，如培训官员和安全官员，以及反应堆安全委员会成员。然而，其中一些职位的人数应采用分级方法。例如，对于

具有高潜在危害的研究堆，通常需要大量的运行人员，这取决于其运行计划（例如倒班运行），以及其他因素，例如自动化水平和维护活动的数量。见第 7.8 (a) 段就使用分级方法适用这一运行人员人数要求提出建议。

7.10. 所有研究堆都需要一个反应堆安全委员会，其职责见 SSR-3[1]第 7.26—7.27 段。分级方法应根据潜在危害和研究堆的使用时间表，以及具有安全意义的计划改造的数量和复杂程度，在安全委员会成员人数方面，包括他们适当的技术专长水平和范围以及会议频率，使用这一要求。

人员的培训、复训和资格

7.11. SSR-3[1]要求 70 规定了研究堆人员的培训、复训和资格要求。SSG 84[6]提供了满足这些要求的建议。

7.12. 根据 SSR-3[1]要求 70，无论设施的潜在危害如何，都需要一个研究堆人员的培训、复训和资格培训计划。所有研究堆都需要有系统的培训方法，包括培训需求评定，以及初始和继续培训的设计、开发、实施和评定。然而，在培训计划中应使用分级方法，这种方法应与研究堆设计的复杂性、潜在危害、研究堆的计划利用以及可能分配给受训人员的功能相一致。

7.13. 分级方法也可适用于受训人员的教育水平和运行经验、初始和继续培训的内容和持续时间、培训材料、完成培训的评定和资格，这可能取决于研究堆设计的复杂性，以及潜在的危害、计划的利用和可用的基础结构。

7.14. 按照 SSG-84[6]建议，培训计划应涵盖理论和特定设施的知识。所有研究堆的理论培训内容和持续时间应相同；然而，对于具有高潜在危害和/或更复杂设计的研究堆，设施特定知识的培训应该更加广泛。持续培训课程包括的主题和适当的持续时间也取决于结构、系统和部件、运行程序和运行限值 and 条件的任何最新变化。对于具有低或中潜在危害的研究堆，继续培训的持续时间可以是每年几天。对于具有高潜在危害的复杂研究堆，继续培训的持续时间可能长达每年几周。关于研究堆运行人员初始和继续培训的内容和持续时间的建议和导则，另见 SSG-84[6]第 4 部分和附件 II。

7.15. 在离岗后（见 SSG-84[6]第 5.13 段）使用重新授权要求（见 SSR-3[1]第 7.28 段）的分级方法应确保复训、重新认证和考试与离岗时间、研究堆的复杂性和潜在危害以及个人离岗期间设施及其运行的变化相称。例如，在具有高潜在危害的研究堆中，可能需要对反应堆运行人员进行大量的复训，

而对于具有较低潜在危害的研究堆，在类似离岗后的复训可以在更短的时间内完成。

分级方法在研究堆运行限值和条件中的使用

7.16. SSR-3[1]要求 71 规定了研究堆的运行限值和条件要求。SSG-83[5]提供了关于研究堆运行限值和条件的编写和实施的建议。

7.17. 运行限值和条件基于反应堆设计和安全分析报告中的信息；因此，如第 3 部分和第 6 部分所述，在使用设计和安全分析要求时，应使用分级方法。

安全限值

7.18. 在研究堆的设计阶段，应根据安全分析的结果确定安全限值。SSR-3[1]第 7.35 段指出：“应设定安全限值，以保护实物屏障的完整性，防止放射性物质不受控制的排放或超过监管限值的照射。”使用这一要求的方式无法分级。例如，最高包壳温度的安全限值应基于包壳材料及其环境的物理性质，而不考虑研究堆的潜在危害。然而，用于确定安全限值的分析深度应根据研究堆的潜在危害而有所不同。

安全系统设置

7.19. SSR-3[1]第 7.36 段指出：“应定义安全系统设置，以便不超过安全限值。”

7.20. 对于每个安全限值，至少需要一个安全系统来监控参数并提供信号以完成一个动作（例如关闭反应堆），从而防止参数接近安全限值。安全系统设置应在安全限值的可接受的安全裕度内。对于特别重要的保护性安全行动，如中子跳堆（紧急停堆），应采用冗余系统。所进行分析的深度，包括使用评价不确定性的方法，以建立安全裕度，可以基于分级方法。可接受的安全裕度的最小值可以使用与研究堆的潜在危害相称的分级方法来确定。

7.21. 对于仪器仪表的冗余和多样性，特别是对于与安全限值和运行限值及条件相关的安全系统设置类型的选择，也可以使用分级方法。例如，在低功率反应堆中，可以选择冷却剂出口温度作为与燃料温度相关的参数，为其定义安全系统设置，而在高功率反应堆中，为了防止接近安全限值，复杂的

变量系统应该具有定义的安全系统设置，例如冷却剂出口温度、入口温度、冷却剂流速、穿过堆芯的压差和主泵排放压力，以及实验设施的参数。此外，对于一些设计基准事故的检测，可能还需要两个安全参数（如压力和流量）。

安全运行的限值和条件

7.22. 安全运行的限值和条件是对参数和设备的运行约束和行政限制，这些约束和行政限制是为了在研究堆的启动、运行、关闭和关闭期间在正常运行值和安全系统设置之间提供可接受的裕度而建立的。研究堆安全运行的限值和条件的数量和范围的选择是这一要求的一个方面，可以使用分级方法来使用。例如，与具有中或低潜在危害且安全重要结构、系统和部件较少的研究堆相比，具有高潜在危害的研究堆通常具有更多安全重要结构、系统和部件和更多需要规定安全运行限值和条件的参数。SSG-83[5]附录 I 提供了在建立安全运行限值和条件时需要考虑的运行参数和设备列表。在根据反应堆类型和运行工况确定安全运行的限值和条件时，可以使用分级方法来确定分析的类型和深度。

维护、定期试验和视察的要求

7.23. 作为研究堆运行限值和条件的一部分，营运组织必须制定安全重要物项的维护、定期试验和视察要求（见 SSR-3[1]第 7.38 段和第 7.39 段）。为了确保满足安全限值和安全运行的限值和条件，相关的结构、系统和部件必须可靠和可用。为了确保足够的可靠性，安全重要结构、系统和部件需要根据批准的维护、定期试验和视察计划进行维护、监控、检测、视察、校准和试验（见 SSR-3[1]要求 77）。运行限值和条件中的监视要求规定了每个结构、系统和部件的视察频率和范围以及验收标准。在使用这些要求时，应根据每个结构、系统和部件对安全重要性和所需的可靠性使用分级方法。第 7.43—7.52 段提供了其他建议。

行政要求

7.24. 行政所需资源包括组织机构和责任、最低人员编制、培训和复训、评审和监查程序、记录和报告以及事件调查和后续行动（见 SSR-3[1]第 7.40 段）。在一个具有高潜在危害并日夜连续运行的研究堆中，运行限值和条件可以规定几项行政要求，包括倒班轮换、最低人员配备水平、化学或辐射防护人员等技术专家、运行日志和事件报告；对于具有中或低潜在危害的研究

堆或那些运行时间表有限的研究堆，可能不需要所有这些管理要求（或至少不需要同样详细的要求）。

违反运行限值和条件

7.25. 无论设施的潜在危害如何，都适用 SSR-3[1]第 7.41—7.43 段中违反运行限值和条件后的行动要求。行动的性质将由国家的监管框架决定，通常取决于违反行为的严重程度。

分级方法在研究堆安全相关活动中的使用

7.26. SSR-3[1]要求 72 规定了研究堆安全相关活动的执行要求。

7.27. SSR-3[1]第 7.44 段指出：

“应评定所有常规和非常规运行活动与电离辐射有害影响相关的潜在危害。评定和控制的级别应取决于任务的安全重要性。”

7.28. 对于具有高潜在危害的研究堆，营运组织可以包括一组人员来计划、评定和控制运行和维护任务。对于较低潜在危害的研究堆，可以由运行和维护设施的同一批人员来计划、评定和控制数量较少的运行和维护任务。辐射防护方面的专业知识对于所有研究堆评定涉及辐射照射的任务都是必要的。

分级方法在研究堆调试中的使用

7.29. SSR-3[1]要求 73 规定了研究堆调试计划的要求。SSG-80[2]提供了满足要求 73 的建议。

7.30. 无论研究堆的潜在危害如何，所有结构、系统和部件、活动和实验都需要调试过程。然而，在以下领域使用调试计划的要求时，可使用分级方法：

- (a) 调试组织；
- (b) 调试试验和阶段；
- (c) 调试程序和报告。

7.31. 根据 SSR-3[1]要求 73, 无论研究堆的潜在危害如何, 都需要一个调试的组织机构, 包括安全重要利用和改造。但是, 这一机构内的人员数量(包括人员数量根据研究堆及其设计的潜在危害, 必要的专业知识可能会有所不同。例如, 对于一些较低潜在危害的研究堆、临界组件和次临界组件, 调试的组织机构通常包括较少的运行人员和较少(甚至没有)的功率提升试验和高功率水平运行方面的专业知识。

7.32. 调试的 C 阶段(功率提升试验和达到额定满功率的功率试验, 如 SSG-80[2]第 3.17 段和第 5.30—5.37 段所定义)对于一些具有低潜在危害的临界和次临界组件是不必要的, 与高功率水平的反应堆相比, 低功率研究堆(即通常具有低潜在危害)的 C 阶段的范围、程度和持续时间要小得多。与具有中或高潜在危害的设施相比, 具有低潜在危害和设计不太复杂的研究堆的调试试验、程序和报告的范围、数量和类型以及调试过程中的待检点数量要小得多。在确定调试过程中的待检点数量时, 应考虑到研究堆的潜在危害以及调试程序中后续步骤的安全意义。不管研究堆的潜在危害如何, 在装卸燃料之前(运行前试验), 都应该有一个试验待检点。

7.33. 如 SSG-80[2]第 A.2 段所述, 研究堆的调试试验应使用分级方法。应根据每个物项对安全的重要性和研究堆的潜在危害来确定将要进行的试验的范围和类型。SSG-80[2]提供了关于在使用研究堆调试的安全要求时使用分级方法的进一步建议。

7.34. 对于所有研究堆, 无论潜在危害如何, 临界初始方法、反应性设备校准、中子通量测量、堆芯过度反应性和停堆裕度的确定、功率提升试验以及安全壳系统或其他限制手段试验的调试原则都是相似的, 因此不能使用分级方法。

分级方法在研究堆运行中的使用

运行程序

7.35. SSR-3[1]要求 74 确立了研究堆运行程序的要求。SSG-83[5]提供了关于编写运行程序的建议。SSG-83[5]附录 II 列出了研究堆运行程序的指示性清单。

7.36. 在运行之前，在使用研究堆设计、建造、调试和安全分析的要求时，应使用分级方法，包括根据潜在危害、设计和设施的复杂性制定运行限值和条件。此外，在适用建立和实施管理系统的要求时，本应使用分级方法，该管理系统规范研究堆运行程序使用的格式、开发、评审、控制和培训。在使用运行程序的安全要求时使用分级方法应与在这些计划和活动中使用该方法相一致。

7.37. 应评定 SSG-83[5]附录 II 中列出的运行程序清单对特定研究堆的适用性。制定的运行程序的数量应取决于研究堆特征，对于对安全和低潜在危害具有重要意义、系统和部件较少的反应堆，运行程序的数量应较少。例如，在较低潜在危害的设施中，如一些临界组件和次临界组件，可能不需要与冷却和通风系统等系统监视相关的程序，可能需要与燃料装卸相关的程序较少。

7.38. 所有使用运行程序的人员都需要接受充分的使用培训（见 SSR-3[1] 第 7.61 段）。在采用这一要求时，可以使用分级方法。例如，在具有高潜在危害的研究堆中，复杂的安全重要结构、系统和部件，关于特定程序的培训可能涉及关于相关结构、系统和部件的广泛培训。相比之下，使用简单程序维护低潜在危害研究堆中部件的培训可能需要更少的时间。

7.39. 需要根据营运组织制定的标准和法规要求，编写、评审和提交运行程序以供批准。这适用于所有研究堆，然而，运行程序的细节可以根据其对安全的重要性而不同，例如，如下所示：

- (a) 为储罐生产软化水的离子交换系统的再生程序将具有低安全意义，并且将涉及成熟和简单的技术。因此，可以简化管理该使用的运行过程。在某些情况下，离子交换树脂可以干燥，但放射性核素可能会在干燥过程中排放出来。由于向空气中排放放射性物质是有限制的，因此在这种情况下，安全重要性不应被评定为低；
- (b) 错误可能导致违反运行限值和条件的运行程序应更详细。一个示例是用于一次冷却水净化系统的离子交换系统的再生过程。虽然它涉及的基本技术与上述第 (a) 点的示例相同，但错误的安全影响可能要大得多（例如，如果允许树脂进入一次冷却水，从而进入反应堆堆芯）。因此，设计特点和/或程序安排应考虑到与该系统故障相关的更大危害，

管理此类安全重要活动的运行程序的开发、评审和批准应遵循严格的流程；

- (c) 改变反应堆利用率、特殊燃料实验、试验和其他特殊使用的程序通常很复杂，很少使用。由于这些活动通常会影响到安全，因此这些活动程序的开发、评审和批准应遵循与管理安全重要活动的其他程序相同的流程。

主控制室、辅助控制室及控制设备

7.40. SSR-3[1]要求 75 规定了主控制室、辅助控制室和研究堆控制设备的要求。

7.41. SSR-3[1]第 7.63 段指出：

“应保持控制室的宜居性和良好状况。如果研究堆的设计预期有额外的控制室或本地控制室专门用于控制可能影响反应堆工况的实验，则应建立清晰的通信线路，以确保向主控制室的运行人员充分传递信息。”

在具有高潜在危害的研究堆中，辅助控制室应包括比具有低或中潜在危害研究堆的停堆面板更多的监控和控制设备。控制室以外地点的停堆面板数量应与研究堆的潜在危害相称。营运组织为确认辅助控制室和停堆面板处于适当的运行准备状态而进行的试验的频率和范围应与设备的性质和研究堆的潜在危害相称。

材料条件和内务管理

7.42. SSR-3[1]要求 76 规定了研究堆的材料条件和内务管理要求。无论研究堆的潜在危害如何，都需要高标准材料条件和内务管理，包括清洁度、可达性、充足的照明、适当的贮存条件以及安全设备的识别和标签。

维护、定期试验和视察

7.43. SSR-3[1]要求 77 规定了研究堆的维护、定期试验和视察要求。SSG-81[3]提供了关于研究堆维护、定期试验和视察的建议。

7.44. 根据 SSR-3[1]要求 77，所有研究堆都必须有有效的维护、定期试验和视察计划，无论其潜在危害如何。该计划的范围和程度以及计划、实施和

评定该计划所需的资源应与研究堆的潜在危害相称，并可根据反应堆的设计、大小和复杂程度而有很大差异。对于低潜在危害、安全重要结构、系统和部件较少的研究堆，这些活动可以由合格的运行人员进行。相比之下，具有更多结构、系统和部件和高潜在危害的大型研究堆通常需要专门的维护小组。维护人员的数量也应与研究堆的潜在危害相称。

7.45. 应使用分级方法适用要求 77 的三个方面：制定程序、用于执行这些程序的工作许可证制度（见 SSR-3[1]第 7.69 段）、以及维护的频率，定期试验和视察活动（见 SSR-3[1]第 7.72 段）。分级方法应基于研究堆的潜在危害、所涉及的结构、系统和部件的安全意义、维护、定期试验或视察活动的复杂性以及与每项活动相关的潜在辐射风险。

7.46. 在制定维护、定期试验和视察程序时，还应考虑员工的经验及其对结构、系统和部件的熟悉程度。第 7.35—7.39 段提供了关于对程序要求使用分级方法的建议。

7.47. 当结构、系统和部件的维护、定期试验或视察很简单，或者运行经验表明结构、系统和部件具有很高的可靠性时，可能有正当性对导致程序变更的维护、定期试验或视察活动的频率和细节进行评审。然而，程序的变更应符合既定的准备、评审和批准程序。

7.48. 需要根据经验调整单一结构、系统和部件的维护、定期试验和视察频率，以确保安全重要结构、系统和部件具有足够的可靠性（见 SSR-3[1]第 7.72 段）。例如，应急停堆安全驱动系统中的一些仪器仪表可能需要每天试验，以证明其功能可运行性和可用性，而排水泵可以根据安全分析的结果以较低的频率进行试验。

7.49. 应在通过更频繁的试验获得的故障检测改进与试验可能执行不正确并使结构、系统和部件处于退化状态的风险之间寻求平衡。这一考虑也适用于定期维护。定期维护的频率也可能取决于潜在的危害，例如，由于放射性危害水平而老化退化的结构、系统和部件的更换频率。

7.50. 当反应堆继续运行时，允许结构、系统和部件停止运行的时间通常在研究堆的运行限值和条件规定，并且可以基于安全分析中对结构、系统和部件的可用性要求。SSG 81[3]提供了其他建议。

7.51. 所有潜在危害等级的所有研究堆都需要使用工作许可证制度（见 SSR-3[1]第 7.69 段）。辐射防护人员应评审所有具有潜在辐射风险活动的工作许可证，以确保活动的剂量在规定的限值内，并是合理可达尽量低水平。SSG-85[7]提供了关于研究堆运行中辐射防护的进一步建议。

7.52. 一些维护、定期试验和视察活动是高度专业化的，涉及复杂和精密的技术；在更复杂的研究堆设计中，这些活动更有可能是必要的。此类活动通常由研究堆营运组织外部的签约专家进行。营运组织应仔细考虑这种外包，以确保获得外部支持，并在研究堆的整个运行寿命期间提供资源。SSG-81[3]提供了关于使用外部承包商进行维护、定期试验和视察的建议。

堆芯管理和燃料装卸

7.53. SSR-3[1]要求 78 规定：“**应建立研究堆设施的堆芯管理和燃料装卸程序，以确保符合运行限值和条件，并与利用计划保持一致。**”这一要求适用于所有研究堆，无论其潜在危害如何。此外，关于监控反应堆堆芯和燃料完整性的要求以及关于限制故障燃料的要求（见 SSR-3[1]第 7.82 段）同样适用于研究堆，无论潜在危害如何。

7.54. SSG-82[4]提供了关于堆芯管理和燃料装卸的建议。低潜在危害且不经常改变堆芯结构的研究堆可能需要不太全面的堆芯管理和燃料装卸计划。这种研究堆的运行与热限值有很大的差距，允许在初始安全分析中考虑广泛的可接受燃料装卸模式，而不是堆芯特定的计算。虽然应考虑 SSG-82[4]所有建议，但有些建议可能不适用于这些较低潜在危害的研究堆。一些研究堆，包括一些临界组件和次临界组件，可能会频繁改变堆芯配置和燃料装卸运行。因此，这些设施将需要一个更全面的堆芯管理和燃料装卸计划。

7.55. 应确定研究堆芯管理和燃料装卸程序修订的安全意义。SSG-24 (Rev.1) [11]提供了关于确定安全重要性方法的建议这种方法适用于堆芯管理和燃料装卸。根据堆芯管理和燃料装卸活动的拟议修订的安全意义，对这些修订的分析和核实使用分级方法可能是合适的（另见本“安全导则”第 7.70—7.74 段）。

7.56. 在确定关于燃料和堆芯部件状况的文件和记录的适当详细程度时，也可使用分级方法（见 SSR-3[1]第 7.84 段）。具有高潜在危害的研究堆可能

需要一个更全面的系统来记录每个燃料组件和堆芯部件（包括实验设备）的状态以及这种状态随时间的演变。在一些高潜在危害、系统复杂、利用计划多样的研究堆中，可能需要一个专门的堆芯管理和燃料装卸小组。

消防安全

7.57. SSR-3[1]要求 79 确立了研究堆的消防安全要求。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-77《核电厂运行中的内外部危害防护》[35]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-64《核电厂设计中内部危害防护》[36]提供了消防安全建议。遵守国家消防安全要求不能受制于分级方法。

7.58. 应在安全分析报告中讨论潜在的火灾危害，并说明其在研究堆中的相对重要性（即可能性和后果）。这些信息可以作为在实施消防措施时使用分级方法的基础。例如，影响具有高潜在危害的研究堆控制室仪器仪表的火灾可以在安全分析中被确定为具有潜在高后果的事件，需要通过特殊手段缓解。在安全分析中确定的安全后果较低的行政区域内的火灾，可以通过部署手持灭火器和消防人员的行动来缓解。

7.59. 按照火灾危害分析将规定纳入设计，可能有助于使用分级方法执行防火措施，无论潜在危害如何，所有研究堆都必须进行火灾危害分析（见 SSR-3[1]第 7.87 段），而且应定期进行火灾危害分析评审和更新（见 SSG-77[35]）。使用分级防火方法也可能取决于研究堆的位置。

7.60. 熟悉消防安全评定和分析技术，因此，可以使用分级方法来确定如何最好地使用现有资源所需的分析量。分析应采用在其他类似设施中证明足够的技术。

7.61. 第 6.134 段提供了关于在研究堆消防系统设计中使用分级方法的建议。

非辐射相关的安全

7.62. SSR-3[1]要求 80 规定了研究堆非辐射相关安全计划的要求。应根据危害的性质充分应对每一种非辐射相关的危害。应根据研究堆的规模和复杂程度及其结构、系统和部件和运行产生的特定危害，使用分级方法制定计划的范围和详细程度。

应急准备

7.63. SSR-3[1]要求 81 确立了研究堆应急准备的要求。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》[37]规定了应急准备和响应的一般要求。

7.64. SSR-3[1]第 7.90 段指出：

“应急计划和程序应基于安全分析报告中分析的事故，以及在危害评定的基础上为应急准备和响应的目的而附加假想事故。”

安全分析和危害评定将允许开发一个用于应急计划的源术语。对于一些研究堆，有可能证明可信事故假想方案对人口和环境的影响可以忽略不计，应急准备可能侧重于场内响应。对每个研究堆所造成的潜在危害的性质和程度的了解，记录在危害评定中，对于准备适当的应急计划和使用分级方法使用应急准备和响应的要求是必要的。

7.65. 关于使用分级方法，第 4.19 段和 GSR Part 7[37]表 1 建立了设施和活动的分级计划，为制定与危害相称的正当和最优化的应急准备和响应安排提供了基础。大多数研究堆设施处于应急准备二级或三级，这取决于研究堆是否能产生需要场外响应和场内响应的事件。

7.66. 潜在源项的大小、研究堆与人口群体的接近程度以及工程安全特点是使用分级方法进行应急计划时要考虑的最重要因素，例如，在以下领域：

- (a) 实施应急响应所需的组织机构；
- (b) 应急计划区域的规模；
- (c) 危害的识别和紧急情况的分类；
- (d) 酌情通知地方、区域和国家当局并与之沟通；
- (e) 在紧急情况下调查和监控人员和环境所需设备的数量、性质和贮存位置；
- (f) 应急服务的数量和类型（例如警察、消防服务、救护车服务和医疗设施）、这些组织中人员的应急响应培训，以及与营运组织签订协议的性质。即使紧急情况可能不会产生场外影响，谨慎的实践是在计划阶段与适当的地方、区域或国家当局建立联系，以确保在发出援助请求时得到他们的同意；

- (g) 为应对紧急情况每个阶段设想的时间表；
- (h) 与场内应急响应和（如有需要）场外应急响应相关的培训、演习和演练的类型、频率和范围；
- (i) 准备和应对研究堆紧急情况所需的任何其他资源。

7.67. 对于具有高潜在危害的研究堆，可能需要在现场位置提供大量便携式辐射监控设备和应急响应设备。该设备还可以用于应急准备演习以及场内人员和场外组织人员的培训。对于一个较低潜在危害且没有潜在场外放射性后果的研究堆，应急响应所需的便携式辐射防护仪器仪表和应急设备可能要少得多。在所有情况下，应急响应中使用的设备都必须保持良好的运行状态（见 SSR-3[1]第 7.93 段），并应纳入研究堆的维护和定期试验及检查计划。

记录和报告

7.68. SSR-3[1]要求 82 规定了研究堆的记录和报告要求。GSR Part 2[14]要求 8 和 10 中也规定了记录和文件控制的要求，GS-G-3.1[19]第 5.35—5.49 段提供了建议。无论设施的潜在危害如何，都适用设计信息在研究堆运行阶段期间保持最新的要求，以及日志和其他记录中的信息应正确注明日期和签名的要求（分别见 SSR-3[1]第 7.94 段和第 7.95 段）。

7.69. GS-G-3.1[19]第 2.44 段列举了可将分级方法使用于记录管理控制的特定示例，如下：

- (a) 准备文件和记录；
- (b) 对记录和报告进行验证的必要性和范围；
- (c) 评审的程度和所涉及的个人；
- (d) 报告和记录的批准级别；
- (e) 对分发列表的需求；
- (f) 可由临时文件补充的文件类型；
- (g) 将被取代的文件存档的需要；
- (h) 需要对记录和报告进行分类、登记、索引、检索和贮存；
- (i) 记录的保留时间；
- (j) 处理记录的责任；
- (k) 存储介质的类型。

研究堆的利用与改造

7.70. SSR-3[1]要求 83 规定了研究堆利用和改造的要求。SSG-24 (Rev.1) [11]提供了关于研究堆利用和改造的建议。

7.71. 要求营运组织根据其对安全的重要性，制定对拟议实验或改造进行分类的标准（见 SSR-3[1]第 7.100 段）。然后，应使用由此产生的分类来确定将使用于拟议分析和批准的类型和范围。SSG-24 (Rev.1) [11]附件 I 提供了根据潜在危害对改造进行分类的检查清单示例，使用了将改造分为四类的安全筛选检查清单，如下所示：

- (a) 对安全有重大影响的改造；
- (b) 对安全有显著影响的改造；
- (c) 对安全有较小影响的改造；
- (d) 对安全没有影响的改造。

7.72. 或者，两类系统可以用于研究堆的改造。第一类是提交给监管机构评审和批准的改造和实验。它包括 (i) 涉及批准的运行限值和条件修改的改造或实验；(ii) 影响对安全极为重要物项；或 (iii) 涉及性质不同或较先前所考虑者更可能发生的危害。第二类是需要本地评审和批准的改造和实验，并通知监管机构以供参考。

7.73. 在设计中没有预期和分析实验或改造的情况下，需要确定其安全意义（见 SSR-3[1]第 7.99 (a) 段）。

7.74. 设计、安全分析、质量保证、安装程序、调试计划和对实施改造的人员以及改造后使用结构、系统和部件的人员的培训所需的详细程度和深度分析可以使用分级方法来实施。同样，监管机构执行的评审的范围和详细程度可以根据改造的安全意义使用分级方法来确定。

辐射防护计划

7.75. SSR-3[1]要求 84 规定了研究堆辐射防护计划的要求。原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》[38]规定了辐射防护的一般要求标准。SSG-85[7]提供了研究堆设计和运行中的辐射防护建议。

7.76. 辐射防护计划要求的使用应与反应堆的设计和使用的相一致。虽然辐射防护计划的内容将取决于特定研究堆的设计、功率水平、放射性危害和利用情况，但计划的许多方面对所有研究堆应是相似的。SSR-3[1]第 7.110 段列出了具有各种潜在危害水平的研究堆辐射防护计划所需的措施。

7.77. 作为辐射防护计划一部分的环境监控范围（见 SSR-3[1]第 7.110 (b) 段）取决于研究堆的潜在危害。例如，位于人口稠密地区附近的研究堆应该进行更广泛的环境监控。

7.78. 研究堆内的工作区必须根据预期照射的程度、潜在照射的可能性和程度以及辐射防护措施的性质和范围（见 SSG-85[7]），指定为监督区或控制区（见 SSR-3[1]第 6.97 段和 GSR Part 3[38]第 3.88—3.92 段）。

7.79. 对于具有高潜在危害的研究堆，可能有必要将控制区进一步划分为不同的级别，例如 I 级、II 级和 III 级。可为 II 级控制区的工作规定特定程序（除了为 I 级控制区规定的程序之外），在某些情况下，这可能涉及使用防护服、设备或工具。III 级控制区通常应通过实物屏障（如气闸门）进入，该屏障只能由授权人员打开。此外，在反应堆运行期间打开通往 III 级控制区的门可以被设计成导致反应堆的自动停堆。对于较低潜在危害、存在放射性危害的区域数量较少的研究堆，可将受控区域划分为需要额外辐射防护措施的较少级别。对于低潜在危害、没有高剂量率位置的研究堆，可能不需要 II 级控制区和 III 级控制区。

7.80. 与功率较高的研究堆相比，临界组件可能会给运行人员带来更高的外部辐射照射风险，然而，由于污染，后者可能会给运行人员带来更高的内部辐射照射风险。临界组件有时位于传统工业厂房内，因此，与具有安全壳结构的源项更大的高功率研究堆相比，涉及临界组件的反应性事故可能导致厂房外污染的风险更高。在使用研究堆辐射防护计划的要求时使用分级方法时应考虑到这些因素。

7.81. 为辐射防护计划分配足够的资源，就辐射防护法规、标准和程序提出建议并加以执行（见 SSR-3[1]第 7.108 段），是这一要求的一个方面，可以使用分级方法进行使用。例如，在一个具有高潜在危害的研究堆和许多具有潜在放射性危害的结构、系统和部件，营运组织中的辐射防护小组可能包括大量人员，他们倒班工作，接受过使用多种仪器仪表检测和表征辐射源的培训，并参与研究堆活动的计划和执行。在具有低潜在危害的研究堆中，例如

一些临界组件和次临界组件，辐射防护任务可以仅由一两名受过其他运行活动培训的人员来执行。

放射性废物管理

7.82. GSR Part 5[32]规定了放射性废物处置前管理的一般要求。SSR-3[1]要求 85 规定了研究堆产生的放射性废物的管理要求。SSG-85[7]提供了关于研究堆此类放射性废物管理的建议。放射性废物管理活动的安全应接受安全评定和定期安全评审（见 GSR Part 5[32]要求 13—16）。营运组织应使用安全评定为废物管理活动的设计提供信息，使其适合于所述废物造成的危害。

7.83. 营运组织应为研究堆场址制定放射性废物管理计划，并按照分级方法执行该计划。放射性废物管理计划的范围应与研究堆运行的规模和复杂性相一致。SSR-3[1]要求 85 可根据产生的放射性废物数量和特征以及相关的许可证条件，使用分级方法进行使用。对于具有高潜在危害的研究堆，可能会产生各种各样的放射性废物，包括维护活动产生的废油、反应堆运行产生的液态和气态流出物、同位素生产产生的固态和液态废物以及辐射防护和去污活动产生的受污染的一次性材料。相比之下，对于较低潜在危害的研究堆来说，产生的废物数量和相关的辐射风险通常较少。

7.84. SSR-3[1]第 7.116 段指出：

“反应堆及其实验设备的运行应尽量减少各种放射性废物的产生，确保向环境排放的放射性物质保持在允许的监管限值以下，并保持在合理可达尽量低水平，并便利废物的处理和处置。”

这一要求同样适用于所有研究堆。

老化管理

7.85. SSR-3[1]要求 86 确立了研究堆老化管理计划的要求。SSG-10(Rev.1)[8]提供了关于研究堆老化管理的建议。

7.86. 研究堆老化管理计划的要求可使用分级方法，包括以下方面：

- (a) 检测老化影响的视察频率；
- (b) 实施老化管理计划所需的资源；
- (c) 定期安全评审产生的纠正措施的实施（见第 SSR-3[1]第 7.121 段）。

7.87. 适当的视察频率和缓解老化影响的措施应基于对安全的重要性、估计的使用寿命、复杂程度和更换单一结构、系统和部件的容易程度。在大多数研究堆中，定期视察大多数结构、系统和部件并在必要时更换部件是可行的。在已经确定退化机制的情况下，应优先进行视察。执行主要安全功能的结构、系统和部件应优先进行老化管理视察。

7.88. 实施研究堆老化管理计划所需资源的分配也可以基于分级方法。对于具有高潜在危害的研究堆，一个专门的组织单位可能需要执行这样一个计划，包括与维护计划协调计划和执行老化管理活动（见 SSR-3[1]第 7.120 段）。对于具有低潜在危害的研究堆，老化管理计划活动可由营运组织中的维护人员计划、监督和执行。

7.89. 由定期安全评审产生的纠正措施的实施可以使用分级方法来使用。对评审结果的评定应将基于风险的显著性水平使用于所有建议的纠正措施。在有充分正当性的情况下，营运组织可能会决定不对安全重要性低的问题采取纠正措施。这种通过定期安全评审采取纠正措施的方法适用于所有研究堆，无论其潜在危害如何。

延长关闭时间

7.90. SSR-3[1]要求 87 规定了研究堆延长关闭的要求。本“安全导则”第 6.74 段和第 6.75 段中提供的关于长期关闭的建议也适用于研究堆的长期关闭。

7.91. SSR-3[1]要求 2 规定：“**研究堆设施的营运组织应对研究堆在其寿命期间的安全负有主要责任**”。这一责任在长期关闭期间仍然存在（即，当还没有做出退役或重启研究堆的决定时）。

7.92. 应对活动、要实施的措施、评审水平、维护频率和范围、长期关闭期间的试验和视察活动以及在正常运行制度期间适用要求的缓解程度（包括任何许可证条件和运行限值 and 条件）使用分级方法。任何此类缓解都应经过安全分析和监管评审和评定。

运行经验反馈

7.93. SSR-3[1]要求 88 规定了研究堆运行经验的反馈要求。要求营运组织以系统的方式报告、收集、筛选、分析、趋势、记录和交流反应堆设施的运行经验（见 SSR-3[1]第 7.126 段）适用，无论研究堆的潜在危害如何。

7.94. 实施运行经验计划所需的资源以及该计划的范围应与研究堆的潜在危害、安全重要结构、系统和部件的数量和复杂性以及营运组织的规模相称。

8. 分级方法在在研究堆退役准备工作中的使用

8.1. SSR-3[1]要求 89 规定：

“研究堆设施的营运组织应编写退役计划，并应在研究堆的整个寿命期间维持该计划，除非监管机构另有批准，以证明退役可以安全地完成，并以符合规定的最终状态的方式完成。”

8.2. 退役安全评定和退役计划的范围、程度和详细程度应与研究堆退役相关的危害相称。与满足退役计划和程序的准备和评审要求相关的工作也应基于与设施退役相关的潜在危害。根据这些危害，以及设施的设计、复杂性和运行及利用历史，可以使用分级方法来确定最适当的分析水平和深度、要准备的退役程序的类型和数量，以及安全评审和评定的范围和深度。在从运行到退役的过渡期间，还应使用分级方法来确定监视和辐射防护措施适当类型、范围和详细程度，包括监控。

8.3. 退役的准备工作应包括考虑到当反应堆永久关闭时，由于失去有经验的人员，可能会失去对研究堆的了解。营运组织保留人员和保存研究堆知识的要求（见 SSR-3[1]第 8.7 段）应使用分级方法，基于潜在危害、设施知识及其对退役的安全意义。对于营运组织较小的研究堆，保存少数临界人员的知识对于退役准备可能至关重要。

8.4. 应根据关闭研究堆的潜在危害（如移出核燃料）、可用于关闭的资源、关闭所需的时间以及设施的特定最终状态（如完全或部分去污和/或拆除或解除现场监管控制），对关闭计划的范围和详细程度使用分级方法。原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号《设施退役》[39]规定了包括研究堆在内设施退役的要求，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-47 号《核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役》[40]提供了建议。

9. 分级方法在研究堆安全与安保接口中的使用

9.1. SSR-3[1]要求 90 规定：

“研究堆设施的安全与安保之间的关系应在反应堆的整个寿命期间以综合方式加以处理。安全措施和安保措施的制定和实施应确保它们互不损害。”

9.2. 无论设施的潜在危害如何，都适用以综合方式处理安全和安保问题的要求。安全和安保是研究堆运行的两个不同的重要领域。在有效管理安全和安保之间的接口所必需的活动中，可使用分级方法。这包括以下内容：

- (a) 协调的安全和安保监管视察和应急演习的数量和范围；
- (b) 安全专家评审出入控制程序的范围和详细程度；
- (c) 安保专家对运行和维护程序进行评审的范围和详细程度；
- (d) 安保专家安全重要改造进行评审的程度；
- (e) 安全专家在确保适当信息安保的同时评审核安保系统改造情况的程度；
- (f) 安保专家安全方面的培训内容，反之亦然。

9.3. 第 1.3 段所列的安全导则载有关于安全和安保之间接口的建议，特别是 SSG-84[6]和 SSG-24 (Rev.1) [11]。⁶

⁶ 关于使用分级方法和安全与安保接口的实用导则见参考文献[41]。

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）。
- [3] 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）。
- [4] 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）。
- [5] 国际原子能机构《研究堆运行限值和条件及运行规程》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-83 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [6] 国际原子能机构《研究堆的营运组织和人员招聘、培训与授权》，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）。
- [7] 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）。
- [8] 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）。
- [9] 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）。
- [10] 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）。

- [11] 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 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [12] 国际原子能机构《核安全与安保术语：用于核安全、核安保、辐射防护、应急准备与响应》2022 年（过渡版），国际原子能机构，维也纳（2022 年）
- [13] 国际原子能机构《建立核电计划安全基础结构》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-16 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。
- [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《设施和活动安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [16] 国际劳工组织《职业安全和卫生管理系统导则》（ILO-OSH2001），国际劳工组织，日内瓦（2001 年）。
- [17] 国际劳工组织《建筑业安全和卫生》，国际劳工组织《实施法规》，国际劳工组织，日内瓦（1992 年）。
- [18] 国际劳工组织《工作中的化学品使用安全》，国际劳工组织《实施法规》，国际劳工组织，日内瓦（1993 年）。
- [19] 国际原子能机构《设施和活动管理系统的适用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。（修订版编写中）
- [20] 国际原子能机构《促进安全的政府、法律和监管框架》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [21] 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）。
- [22] 国际原子能机构《分级方法在核装置监管中的应用》，国际原子能机构《技术文件》第 1980 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。

- [23] 国际原子能机构《核安全监管机构的组织、管理和人员配备》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-12 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [24] 国际原子能机构《核装置场址评价》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [25] 国际原子能机构《核装置场址勘查和选址》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-35 号，国际原子能机构，维也纳（2015 年）。
- [26] 国际原子能机构《核设施场址评价中的地震危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [27] 国际原子能机构《核装置场址评价中火山危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-21 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。
- [28] 国际原子能机构《核装置场址评价中气象和水文危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-18 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [29] 国际原子能机构《核装置场址评价中与人为外部事件相关危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-79 号，国际原子能机构，维也纳（2023 年）。
- [30] 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）。
- [31] 国际原子能机构《研究堆安全分析》，《安全报告丛书》第 55 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。
- [32] 国际原子能机构《放射性废物处置前管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。
- [33] 国际原子能机构《放射性物质安全运输条例》（2018 年版），国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。

- [34] 国际原子能机构《放射性物质安全运输管理系统》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 TS-G-1.4 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。（修订版编写中）
- [35] 国际原子能机构、联合国环境规划署，《核电厂运行中的内外部危害防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-77 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [36] 国际原子能机构《核电厂设计中内部危害防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-64 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [37] 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）。
- [38] 欧洲委员会、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境规划署、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）。
- [39] 国际原子能机构《设施退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [40] 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）。
- [41] 国际原子能机构《研究堆核安全与安保接口的管理》，国际原子能机构《技术文件》第 1801 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。

参与起草和审订人员

Abou Yehia, H.	顾问（法国）
Barnea, Y	顾问（以色列）
D'Arcy, A	顾问（南非）
Helvenston, E.	美国核管会
McIvor, A.	国际原子能机构
Naseer, F.	国际原子能机构
Sears, D.	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