

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

研究堆营运组织 和人员招聘、培训 与资格

特定安全导则

第 SSG-84 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。

研究堆营运组织和 人员招聘、培训与资格

国际原子能机构成员国

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

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

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-84 号

研究堆营运组织和 人员招聘、培训与资格

特定安全导则

国际原子能机构
2024 年·维也纳

版权说明

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

Publishing Section

International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre

PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

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

© 国际原子能机构，2024 年
国际原子能机构印刷
2024 年 9 月 · 奥地利

研究堆营运组织和人员招聘、培训与资格

国际原子能机构，奥地利，2024 年 9 月

STI/PUB/2048

ISBN 978-92-0-512524-4（简装书：碱性纸）

978-92-0-512724-8（pdf 格式）

EPUB 978-92-0-512624-1

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）。

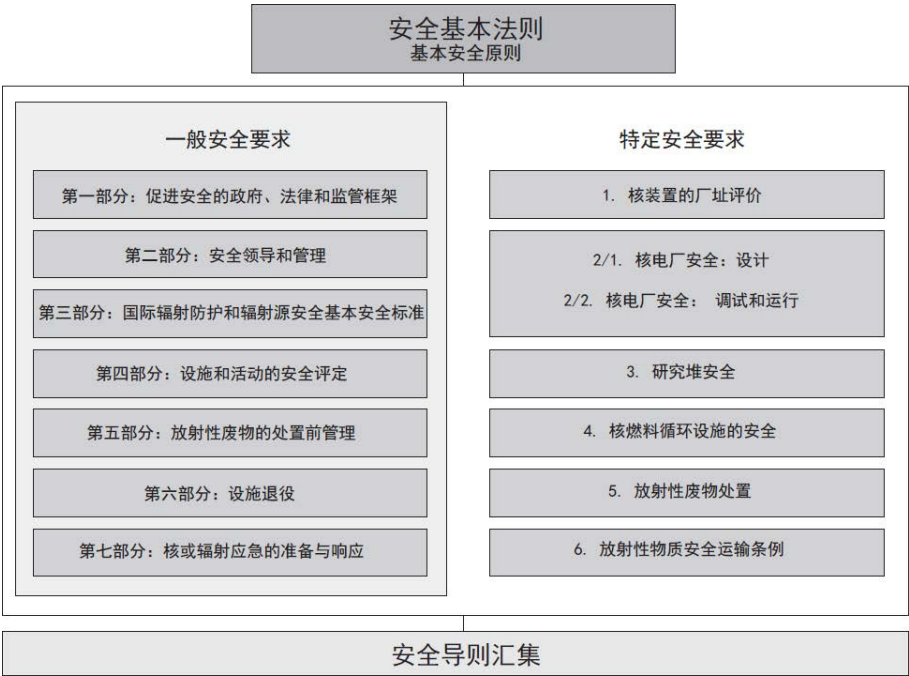


图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

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。

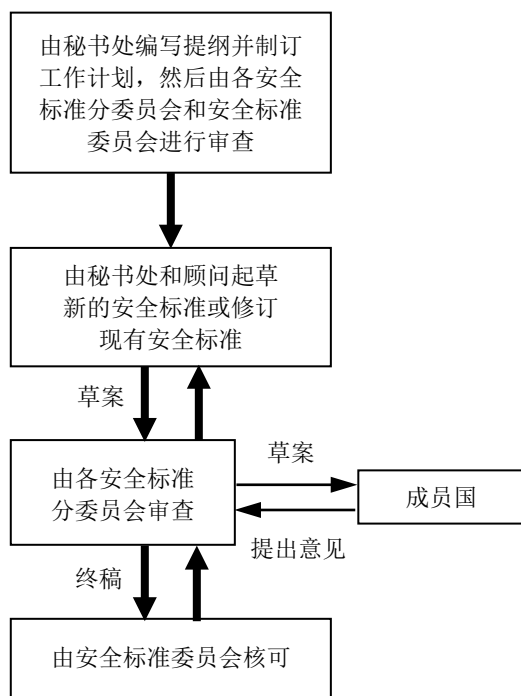


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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。

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

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

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1-1.6).....	1
目的 (1.7, 1.8).....	2
范围 (1.9-1.11).....	2
结构 (1.12, 1.13).....	3
2. 研究堆的营运组织	3
研究堆的营运组织安全要求 (2.1-2.11).....	3
研究堆组织计划 (2.12-2.19).....	5
研究堆的营运组织机构的确定时应当考虑因素 (2.20-2.32).....	6
研究堆通信 (2.33-2.37).....	10
研究堆职责 (2.38-2.60).....	11
研究堆管理系统 (2.61-2.85).....	14
研究堆的运行计划 (2.86-2.149).....	19
3. 研究堆操纵员的配置、招聘和甄选 (3.1-3.10)	29
研究堆人员配置安排 (3.11-3.20).....	31
研究堆人员甄选过程 (3.21-3.23).....	33
4. 研究堆操纵员的培训和资格 (4.1-4.4)	34
研究堆人员培训的探讨 (4.5-4.14).....	34
研究堆人员初始培训计划 (4.15-4.32).....	36
研究堆人员能力和资格的培训后评定 (4.33, 4.34)	42
研究堆人员的继续培训和资格 (4.35-4.42).....	43
5. 研究堆操纵员的授权 (5.1-5.4)	44
研究堆需要授权操纵员 (5.5-5.7).....	45
研究堆人员授权的条件 (5.8-5.11).....	45
研究堆操纵员的再授权 (5.12, 5.13)	46
6. 研究堆人员的招聘、培训和资格的记录 (6.1-6.3)	47
参考文献	49
附件 I 系统化培训方法	53
附件 II 研究堆操纵员培训课程课程表的示例	57
参与起草和审订人员	79

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。

1.2. 本“安全导则”提供了关于营运组织和研究堆人员的招聘、培训和资格的建议。

1.3. 本“安全导则”是与其他七份关于研究堆安全的安全导则同时编写的，内容如下：

- (a) 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-80 号《研究堆的调试》[2]；
- (b) 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]；
- (c) 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]；
- (d) 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]；
- (e) 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》[6]；
- (f) 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-10 (Rev.1) 号《研究堆老化管理》[7]；
- (g) 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》[8]。

1.4. 关于研究堆安全的其他建议见原子能机构《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》[9]和第 SSG-24 (Rev.1)号《研究堆的利用和改造安全》[10]。

1.5. 本“安全导则”使用的术语应当按照原子能机构《核安全和辐射防护安全术语》[11]定义和解释来理解。

1.6. 本“安全导则”取代原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-4.5 号《研究堆的营运组织和人员招聘、培训与资格》¹。

目的

1.7. 本“安全导则”的目的是就研究堆的营运组织以及人员的招聘、培训和资格提供建议，以满足 SSR-3[1]相关要求，特别是要求 2 和 67—70。

1.8. 本“安全导则”提供的建议针对的是研究堆的营运组织、监管机构、参与研究堆项目的其他组织以及参与核科学和技术教育计划的组织。

范围

1.9. 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。对于更大功率的研究堆、专用反应堆（如快谱反应堆）和拥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。对于此类研究堆，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-72 号《核电厂营运组织》[12]和第 SSG-75 号《核电厂员工的招聘、资格和培训》[13]提供的建议可能更合适。均相反应堆和加速器驱动系统不在本出版物的范围内。

1.10. 一些具有低潜在危害的研究堆、临界组件和次临界组件可能需要比本“安全导则”推荐的更全面的安排。尽管本“安全导则”的所有建议都应当予以考虑，但有些建议可能不适用于此类研究堆、临界组件和次临界组件（见 SSR-3[1]要求 12 和第 2.15—2.17 段，以及原子能机构《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》[14]）。

1.11. 在本“安全导则”，只有当特定建议与次临界组件无关或仅适用于次临界组件时，才会单独提及次临界组件。

¹ 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 NS-G-4.5 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。

结构

1.12. 第 2 部分提供了关于研究堆的组织机构和人员配备以及人员的职责和责任的建议。这些建议构成了具体说明人员资格和招聘人员先决条件的基础；第 3 部分就招聘和甄选过程中应当考虑的因素提出了建议；第 4 部分提供了关于各种岗位的操纵员²需要具备的知识和经验的建议，以及关于培训系统和培训计划的建议，包括继续培训和资格。还提供了关于支助人员的培训和资格的建议³；第 5 部分提供了关于营运组织和监管机构对操纵员的授权和再授权的建议；第 6 部分提供了关于招聘、培训和资格记录的建议。

1.13. 附件 I 载有系统化培训方法的说明。附件 II 提供了一个培训课程的示例，涵盖了大型研究堆的反应堆操纵员和高级反应堆操纵员的初始培训和继续培训的主要专题。

2. 研究堆的营运组织

研究堆的营运组织安全要求

2.1. SSR-3[1]要求 2 规定：

“研究堆设施的营运组织必须对研究堆在其整个寿命期间的安全负主要责任，从项目的场址评价、设计、建造、调试、运行（包括利用和改造）和退役开始，直到其解除监管为止。”

2.2. 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) 必须制定和实施安全政策，并必须确保安全事项得到最高优先考虑；
- (b) 必须通过相应的授权和沟通渠道明确界定责任和问责制；

² 操纵员包括反应堆经理、反应堆主管、值长、反应堆操纵员、维护人员和辐射防护人员。

³ 支助人员是指操纵员以外的人员，包括培训官员、安全官员和反应堆化学专家等技术人员（见 SSR-3[1]第 7.24 段和第 7.25 段）。

- (c) 应当确保在各层级有足够的具有适当资格和受过适当培训的工作人员；
- (d) 必须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) 定期评审、监控及监查所有与安全相关的事宜，并于必要时采取适当的纠正措施；
- (f) 必须发展和保持强大的安全文化，并必须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。”

2.3. SSR-3[1]要求 67 规定：“**研究堆设施的营运组织必须对该设施运行的安全负主要责任。**”

2.4. SSR-3[1]第 7.2 段（脚注略）指出：

“营运组织必须为研究堆建立适当的管理结构，并必须为反应堆运行提供一切必要的基础设施。反应堆管理人员必须包括反应堆经理和运行人员。营运组织必须确保为与研究堆设施的安全运行和利用相关的所有职能，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。”

反应堆经理由营运组织的成员组成，他们被赋予指导研究堆设施运行的责任和权力。反应堆经理是反应堆管理人员中的一员，营运组织将研究堆安全运行的直接责任和权力分配给他，他的职责构成了这一责任的履行。

2.5. SSR-3[1]第 7.3 段指出：“**营运组织对研究堆安全的责任不得委托。**”

2.6. SSR-3[1]要求 69 规定：

“研究堆设施的营运组织必须将反应堆安全运行的直接责任和权力分配给反应堆经理。反应堆经理必须全面负责反应堆的运行、培训、维护、定期试验、视察、利用和改造的所有方面。履行这一职责必须是反应堆经理的主要职责。”

2.7. 就研究堆而言，“营运组织”术语包括学术机构、公司、研究所、中心、国家实验室或经监管机构授权运行研究堆并对其安全负责的其他实体。在大多数国家，营运组织是负责履行财务、商业和安全义务以及与研究堆

的运行相关其他义务的法律实体。反应堆经理也可以是部门主管或中心主任，也可以拥有其他头衔。

2.8. 营运组织的高级经理应当在安全问题上表现出领导能力，并积极关注和参与研究堆整个寿命期间的安全监督。反应堆经理负责设施的安全及其人员的管理，因此应当密切监督运行工况。

2.9. 营运组织必须向监管机构申请授权（见 SSR-3[1]第 3.4 段和第 3.5 段），以便按照国家法规运行研究堆。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》[15]规定了设施和活动授权的一般要求，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》[16]提供了关于这一专题的建议。

2.10. 遵守监管机构的要求并不能免除营运组织对安全的主要责任。营运组织应当定期评审这一主要安全责任的履行情况。

2.11. 研究堆营运组织的职能是根据 SSR-3[1]要求 83，支持有效利用计划。实验人员和研究堆的其他用户通常在营运组织之外，或者在反应堆管理的正常控制线之外。因此，应当在实验设施的安全设计、建造、安装、运行、利用和改造方面，为适当的权力和沟通渠道（见 SSR-3[1]第 7.4 段）和对实验人员和其他用户的培训（见 SSR-3[1]第 7.16 段）做出特别安排。

研究堆组织计划

2.12. 营运组织应当评审研究堆安全运行所需的各种职能，并应当将权力和责任分配给组织内的适当人员，或安排外部支助人员执行指定的任务或计划。

2.13. SSR-3[1]第 7.11 段指出：

“组织机构和履行职责的安排必须记录在安全分析报告中，并提供给工作人员，如有需要，也提供给监管机构。必须规定营运组织的结构，以便规定和描述对安全运行至关重要的所有角色。对机构和相关安排的拟议组织变革，可能对安全具有重要意义，必须由营运组织事先进行分析，并提交监管机构批准。”

2.14. 组织计划应当特定规定营运组织的一般政策、责任和权限、沟通渠道、操纵员的职责和人数以及研究堆安全运行所需的相关资格。在编写组织计划时，营运组织应当考虑所有运行状态和事故工况。

2.15. 组织计划应当说明操纵员和支助人员类别的人员配置安排。应当具体说明支助职能在多大程度上自给自足或依赖营运组织外部的服务。组织计划应当特定规定人力资源分配以及关键人员的职责和责任。

2.16. 应当在组织计划中明确无误地说明组织机构和要履行的职能，以及责任、权力和沟通的关系。这一说明必须包括在安全分析报告（见第 2.13 段）和研究堆管理系统的文件中。这种描述通常也包含在建立管理要求的运行限值 and 条件（OCLs）中。反应堆管理部门开展的活动应当根据国家实践得到监管机构的批准。

2.17. 应当在研究堆开始运行之前很早就制定组织计划，以便必要时在调试阶段完成人员的招聘、甄选、培训和资格评审，而且在所有情况下都应当在开始运行之前完成。组织计划应当成为初始招聘和培训计划以及研究堆所有后续招聘和培训计划的基础。

2.18. 营运组织应当定期对组织计划进行重新评定，并在必要时进行更新，以反映研究堆安全运行方面的技术发展和知识进步。反应堆安全委员会（见 SSR-3[1]第 7.26 段和第 7.27 段）应当评审初始组织计划和对计划的任何重大修改。

2.19. SSR-3[1]第 7.12 段指出：

“营运组织必须负责确保研究堆保持必要的知识、技能、态度和安全专门知识，实现人力资源的长期目标，并制定知识存留政策。”

组织计划应当规定继任计划，涵盖本组织内的自然减员和晋升，以确保每个关键岗位的平稳过渡，而不会造成机构知识的不当流失。

研究堆的营运组织机构的确定时应当考虑因素

2.20. 在确定研究堆营运组织的组织机构和人员配备时应当考虑的因素包括：

(a) 需要确保各级纵深防御（见 SSR-3[1]第 2.10—2.14 段）得到适当实施。

应当特别考虑人员和组织因素对一个或多个纵深防御级别的影响，以避免对这些级别的可靠性和级别之间的独立性产生负面影响；

- (b) 需要确保安全重要结构、系统和部件符合其设计假设和意图；
- (c) 需要一个辐射防护计划，包括工作人员的健康监视；
- (d) 需要确保对反应性的控制，并防止无意中的临界状态；
- (e) 需要确保有系统和部件可用于冷却燃料、其他反应堆部件和实验设备，并在所有运行状态和事故工况下密封放射性物质；
- (f) 需要对设计、建造、运行和改造进行彻底分析和评审，以确保安全；
- (g) 需要为紧急情况做好准备，并协调研究堆的应急计划与监管机构、公共当局和其他可能采取行动应当对紧急情况组织的应急计划；
- (h) 需要尽量减少和控制放射性排放，并提供环境监测；
- (i) 需要控制进入反应堆和现场某些区域的通道以确保安全，并保护个人和研究堆免受可能危及安全行动的影响；
- (j) 需要根据管理系统开展影响对安全重要物项的活动，包括需要核实活动是否已按规定进行；
- (k) 需要对人员进行培训和复训，以达到并保持足够的能力水平，并在组织中促进强大的安全文化；
- (l) 需要考虑所有可能影响人的表现的组织因素，以便工作能够安全和令人满意地进行，而不会给人员带来不必要的身体和心理压力；
- (m) 需要确保对安全的积极态度是招聘和选择人员、评定绩效和提升人员的标准之一；
- (n) 人员需要了解和理解法规要求，能够提出满足这些要求的建议，并及时实施这些建议；
- (o) 需要与监管机构建立有效的沟通系统；
- (p) 需要额外的服务和设施来开展活动，如燃料管理、反应堆化学控制、在役检查、监控和改进研究堆的性能，以及改造和采购特殊物项；
- (q) 需要一个有效的系统，通过这个系统可以系统地评审来自其他地方的运行经验，并反馈信息，以便采取适当的行动；
- (r) 需要确保营运组织内向上、向下和横向的公开信息交流；
- (s) 需要适应实验人员和其他反应堆用户，并满足他们对新的或改进的设施的需求，以实现他们的利用目标。

2.21. 除了第 2.20 段所列的需要之外，组织机构应当确保：

- (a) 提供技术服务和专门知识，包括应急响应所需的技术服务和专门知识。
从组织内部或外部提供这些服务的程度是一个管理政策问题；
- (b) 安全相关活动的评审独立于对成本、计划和反应堆利用率的考虑。

2.22. 在确定组织机构时，特别是对于偏远地区的研究堆，应当考虑到从场外提供者处获得服务的响应时间。在这种情况下，现场组织应当能够在提供场外支持之前提供所有必要的服务。

2.23. 营运组织内个人岗位的描述应用于补充组织计划（见第 2.12—2.19 段）。这些描述应当清楚地定义营运组织中每个岗位的权限、责任和必要的的能力。关键岗位（如反应堆经理、反应堆主管、值长、高级反应堆操纵员、反应堆操纵员、辐射防护官员、维护人员）的说明可包括在任职者不在时授权的规定。在一些国家，确立行政要求的运行限值和条件中简要说明了关键岗位和授权规定。

2.24. 对每个岗位的责任和必要能力的描述应当构成界定个人招聘、培训和继续培训的资格和其他先决条件的基础。

2.25. 对人员配置水平、工作方式或组织机构的拟议变革应当在实施前进行分析和独立评审。在实施过程中和实施后，应当监控变革，以确保它们不会对安全造成损害。最低人员配备水平通常包含在确立行政要求的运行限值和条件中。

2.26. 在对组织机构或人员配备水平进行任何变革之前，应当评审可能的影响，以便适当考虑任何安全影响。对于此类变更，独立的内部评审和反应堆安全委员会的评审也可能是合适的。如果国家法规要求，应当将拟议在实施之前，可能与运行限值和条件相冲突的组织机构或人员配备水平的变化。然后，监管机构可以评定拟议变革并批准它们，或者拒绝批准，并在得出结论认为拟议变革会损害安全时进行干预。

2.27. 根据监管要求，营运组织必须对其岗位可能需要授权的操纵员提供充分的培训和复训（见 SSR-3[1]第 7.5 段）。特别是反应堆经理和指定的操纵员必须持有适当当局颁发的授权。本“安全导则”第 5 部分提供了关于操纵员授权的进一步建议。

2.28. 营运组织应当评审研究堆管理的职能和责任（见第 2.61—2.85 段），并应当确保充分处理这些管理职能和责任的组织安排和人员配备。应当特别考虑确保反应堆经理对操纵员、外部支助人员和执行安全相关活动的实验人员拥有必要的权力。

2.29. 学术机构或研究中心作为营运组织可能指定为整个机构或中心的集中服务。在其他情况下，政府单位或私人承包商可以提供支助服务。支助服务可向研究堆提供的功能示例包括：

- (a) 人员培训；
- (b) 管理系统的开发；
- (c) 辐射防护措施和应急准备安排；
- (d) 维护、监视和在役检查；
- (e) 废物管理和环境监控；
- (f) 安全评审及评定，包括安全管理评审；
- (g) 堆芯管理和燃料装卸，包括采购安排；
- (h) 重大改造的设计、建造和调试；
- (i) 消防服务。

研究堆需要有自己的辐射防护计划和应急计划（分别见 SSR-3[1]要求 84 和 81）。这些可以是整个研究所或中心计划和计划的一部分，可以利用研究机构或中心提供的服务。

2.30. 营运组织应当确保第 2.86—2.149 段所述的研究堆运行的单独计划相互结合，以确保研究堆的安全运行和利用。这种结合应当在指定授权岗位人员（如反应堆经理、反应堆主管）的指导下，在整个组织内进行。要求反应堆安全委员会（见第 2.31 段）评审研究堆运行的所有拟议计划（见 SSR-3[1]第 4.27 段）。

2.31. 第 2.12—2.19 段所述的组织计划中应当包括一个反应堆安全委员会，负责评审运行安全（包括对研究堆、运行程序和实验计划的修改（见 SSR-3[1]第 4.27 段）），并应当就该计划的编写征求其意见。营运组织还应当界定和记录（如书面章程）反应堆安全委员会的职能、组成、权限和沟通渠道。

2.32. 反应堆安全委员会必须独立于反应堆经理，并必须向营运组织提供建议（见 SSR-3[1]要求 6）。反应堆安全委员会主席应当向营运组织报告，委员会的审议结果应当提供给反应堆经理。为确保独立性，反应堆安全委员会的大多数成员应当来自反应堆经理控制之外。反应堆安全委员会的行政要求通常包含在运行限值和条件中。

研究堆通信

2.33. SSR-3[1]第 7.10 段指出：“研究堆在所有运行状态和事故工况下安全运行的内部和外部通信线路必须以书面形式明确规定。”

2.34. 反应堆管理层应当鼓励和促进营运组织各级之间的有效沟通。向下的沟通应当清楚地解释管理层的目标和期望，向上的沟通应当有助于识别和向管理层沟通问题，横向沟通应当支助工作和协作的有效协调。

2.35. 应当在研究堆建立有效的沟通手段，以帮助理解安全政策（见 SSR-3[1]要求 3）和实施有效的管理系统（见 SSR-3[1]要求 4）。通过这些沟通手段，工作人员应当能够理解和接受为什么需要特定的安全标准。交流可以是正式的，也可以是非正式的，这取决于所提供信息的重要性。沟通应当加强团队合作。特别是，在所有运行状态和事故工况下，班组之间应当有沟通。应当促进横向沟通，以便在共同履行特定功能的群体之间建立开放的沟通渠道。

2.36 应当在研究堆建立安排以促进个人对任何安全问题的反馈。这种安排既包括正式机制，如安全会议，也包括非正式机制，如向营运组织内各单位的经理提供反馈。管理层应当持开放态度，并对建设性批评和个人反馈做出回应，尤其是操纵员，并应当避免妨碍有效沟通。

2.37. 外部沟通可能涉及监管机构、外部维护组织、反应堆供应商、应急响应组织和技术支持组织。特别是应当建立与监管机构的明确和公开的沟通手段。外部沟通应当考虑到研究堆运行的更广泛的社会框架，以及营运组织与相关各方沟通的要求（见原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[17] 第 4.7(c) 段）。

研究堆职责

营运组织的职责

2.38. 营运组织的机构应当便于履行下列职责：

- (a) 通过实施适当的组织机构、在组织内分配责任和授权，确保研究堆的安全运行和利用；
- (b) 确保有一个既定的决策过程，在选择优先事项和组织活动时充分考虑安全问题；
- (c) 制定安全政策，执行运行政策，制定和应用安全性能标准，并有效实施研究堆管理系统（见第 2.61—2.85 段）；
- (d) 支持反应堆的安全和生产利用计划；
- (e) 为研究堆的安全运行提供资源、服务和设施；
- (f) 根据国家法规，制定并实施适当的人员健康政策，解决身心健康、疲劳以及使用药物、烟草和酒精等问题。本政策应当适用于所有员工、承包商、实验人员和其他用户。类似的规定应当纳入参观者进入研究堆的政策；
- (g) 联络设计、建造、调试、制造和其他与研究堆相关的组织，以确保正确的知识转移和对反应堆设计意图和假设、信息和经验的理解；
- (h) 与监管机构和其他相关机构联络，以了解并确保符合监管要求；
- (i) 为与公众的交流提供足够的信息；
- (j) 确保运行经验的收集、评定、实施和传播。

组织计划（见第 2.12—2.19 段）应当包括这些职责的说明。

2.39. 要求营运组织确保研究堆的设计、建造、调试、运行和退役根据既定准则、标准、规范、程序和行政控制执行（见 SSR-3[1]第 4.16 段）。此外，营运组织负责 (a) 制定程序和安排，以确保在所有运行状态下并尽可能在事故工况下对研究堆进行控制；(b) 确保由称职和积极的人员履行与安全相关的职能；(c) 确保对所使用或产生的易裂变材料和放射性物质进行控制。

2.40. 对营运组织的机构、责任线、权力和沟通以及由各个部门（以及这些部门中的人员，视情况而定）履行的职能的描述应当明确无误，并且应当不在任何运行状态或事故工况下留下即兴发挥的余地。为了确保对职责、

组织单位之间的关系以及营运组织内人员之间的关系有明确的理解，应当确定详细的工作规范。特别是，对于所有与安全相关的活动，应当明确定义这些关系。

2.41. 营运组织必须营造一个以安全为最高优先事项的工作环境（见 SSR-3[1]第 4.4 段）。安全和核安保应当被视为所有操纵员的人员责任事项。工作环境应当鼓励在研究堆的运行和使用中实现高水平的安全，并确保认识到安全和安保之间的接口（见 SSR-3[1]要求 90）。各级管理层应当促进安全标准的一致应用。

2.42. 营运组织负责提供所有设备、人员、程序和培训，并建立安全运行所需的管理实践。

2.43. 根据 SSR-3[1]要求 69，营运组织将安全运行的直接责任分配给反应堆经理，反应堆经理对研究堆进行日常控制。营运组织应当监控反应堆经理履行这一职责的有效性，并应当采取任何必要措施，确保安全维持在研究堆的设计、建造和调试所确定的水平，并得到监管机构的批准。

2.44. 营运组织内委派的职责和权限应当在适当的管理层指定。

2.45. 营运组织应当确保足够数量的人员拥有监督和评定承包商人员和临时人员工作所需的知识、培训和技能。对承包者的监督是营运组织的责任（见 SSR-3[1]第 7.1 段）。应当明确规定监督承包商人员或其他临时人员的操纵员。营运组织应当确保从事安全重要物项活动的承包商人员和临时人员有资格执行分配给他们的任务。在参与这些活动之前，应当获得承包商人员具有必要资格的书面保证。

2.46. 营运组织和供应商之间可以有各种各样的合同安排，从单一物项的采购到交钥匙合同。对于采购，营运组织应当在研究堆的运行前阶段指派有知识和技能的人员来执行这项任务。对于交钥匙合同，供应商在反应堆的建造和试验中发挥着更广泛的作用。然而，由于营运组织对反应堆结构、系统和部件的设计、建造、调试和安全运行负有主要责任，它应当在这些阶段的每一个阶段，特别是在运行之前，指派足够数量的知识渊博和熟练的人员。应当确保与供应商密切合作的领域包括：

- (a) 操纵员的培训；
- (b) 编写安全分析报告；

- (c) 反应堆的调试;
- (d) 维护、定期试验和视察;
- (e) 运行期间的技术援助;
- (f) 准备运行程序和应急程序。

2.47. 营运组织应当致力于发展自身与监管机构之间的相互理解和尊重，这有助于建立坦率、开放但正式的关系。SSG-20 (Rev.1) [9]和 GSG-13[16]提供了关于监管机构相对于营运组织作用的进一步建议。

2.48. 要求营运组织制定并实施向监管机构报告所有重大安全事故的程序（见 SSR-3[1]第 7.9 (k) 段）。报告此类事件的标准通常包含在建立管理要求的运行限值和条件中。营运组织还必须向监管机构提交或提供其要求的文件和其他信息（见 SSR-3[1]第 4.3 段）。

2.49. 要求营运组织建立一个运行经验分析计划，以确保吸取经验教训并采取任何必要的纠正措施（见 SSR-3[1]要求 88）。这一计划需要鼓励与国家与国际系统交流经验，以反馈运行经验（见 SSR-3[1]第 7.126 段）。该计划将需要符合任何监管要求。

反应堆经理和其他操纵员的职责

2.50. 操纵员包括反应堆经理和参与运行、维护以及在某些情况下使用研究堆的其他人员。他们的职责包括执行营运组织的安全政策，支持营运组织建立和培养强大的安全文化，以及安全相关活动的执行、控制和核实。只有持有适当执照或授权的操纵员才能操作研究堆控制（另见第 5.9 段）。

2.51. 反应堆经理直接负责研究堆的运行、利用和改造的所有方面。在履行这一职责时，反应堆经理应当确保技术支持职能的总体协调，无论这些职能是由现场人员、营运组织其他组织单位的人员还是由外部组织的人员履行。

2.52. 要求反应堆经理确保操纵员接受充分的初始培训和复训（见 SSR-3[1]第 7.15 段）。

2.53. 反应堆经理应当为与研究堆的安全运行和利用相关的所有活动建立性能标准和管理期望，并应当在整个营运组织中有效地传达这些标准和期望。经理本身应当满足这些绩效标准，并应当向员工解释为什么这些标准是合适的。

2.54. 反应堆经理负责监督营运组织运行政策的实施和对监管要求的遵守。反应堆经理可参与提供信息向实验人员和其他用户介绍研究堆，开展公共信息活动，并与地方当局保持关系。

2.55. 反应堆经理（在较大的营运组织中，高级经理）应当认识到并帮助发展研究堆个人所需的领导能力、管理能力和技术技能（见 GSR Part 2 [17] 第 4.24 段）。营运组织需要提供充足的资金，用于制定和实施提高领导、管理和技术技能的计划（见 GSR Part 2 [17] 要求 9）。

2.56. 根据 SSR-3[1] 要求 69，要求反应堆经理确保被分配安全责任的人员有能力和资源有效地履行其责任。还要求经理确保人员意识到并接受他们的安全责任（见 SSR-3[1] 第 4.5 段）。个人应当意识到他们的责任与组织中其他个人责任之间的关系。

2.57. SSR-3[1] 第 7.21 段指出：“操纵员的每一个有执照或授权的成员都有权为了安全而关闭反应堆。”

2.58. 直线经理应当对其控制下的所有运行和活动的安全负责。本组织的机构应当反映这一责任以及它如何符合本组织的总体目标。

2.59. 研究堆营运组织之外并提供服务或建议的人员应当不对操纵员拥有直接权力，尽管这些外部人员对他们提供的服务或建议的质量负责。操纵员在做出相关决定之前，应当仔细考虑外部提供的任何建议。

2.60. 反应堆经理应当就与安全相关的事项向反应堆安全委员会提交定期摘要报告供其考虑，并应当考虑作为答复提供的任何资料。

研究堆管理系统

2.61. SSR-3[1] 要求 4 规定：“研究堆设施的营运组织必须建立、实施、评定和持续改进综合管理系统。”

2.62. 管理系统（或其部分）可能需要监管机构的批准（见 SSR-3[1] 第 4.12 段）。

研究堆的管理责任

2.63. 要求营运组织建立并实施一个管理系统，该系统整合了研究堆的安全、健康、环境、安保、质量以及人员和组织因素、社会和经济因素（见 SSR-3[1]要求 4）。GSR Part 2 [17]确立了管理系统的一般要求，原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[18]提供了特定建议。

2.64. 管理系统应当包括必要的措施，以确保在研究堆的整个寿命期间，包括退役阶段，保持可接受的安全和安保水平。管理系统应当包括营运组织为促进强大的安全文化所做的必要安排。管理层有责任认识到组织活动的安全重要性。

2.65. 管理系统应当提供一个框架，使在研究堆开展活动的人员能够安全和成功地完成任务。管理系统应当包括对安全政策的描述、对营运组织内主要责任的识别、对确保安全所必需的活动和能力的定义，以及确保组织活动安全进行的安排。要求管理系统参考监管要求和安全标准，并确保提供必要的资源以实现营运组织的目标（见 SSR-3[1]第 4.11 段和第 4.14 段）。

2.66. 管理系统应当规定对安全管理有效性的监控，并应当促进安全绩效的持续改进（见第 2.79—2.85 段）。

2.67. 为了保持对研究堆安全的有效管理，经理必须确保所有人员对安全的承诺（见 GSR Part 2 [17]第 5.2 (a) 段）。根据 GSR Part 2 [17]要求 2，有效管理安全的起点是高级经理的参与。营运组织的安全政策（见第 2.68—2.70 段）以及高级经理的行为和态度需要证明在所有安全重要活动中表现出色的承诺（见 SSR-3[1]要求 3）。这一承诺应当渗透到营运组织的各个层面，并延伸到执行任务或提供安全重要服务的其他组织。对于持续关注安全的必要性，任何层面都应当不自满。管理层应当培养一种愿意学习安全问题的态度，并应当促进组织内向上、向下和横向的公开信息交流。

2.68. 要求营运组织制定安全政策（参见 SSR-3[1]要求 3）。该政策要求高级管理层执行，营运组织的所有人员都必须了解该政策（见 SSR-3[1]第 4.5 段）。

2.69. SSR-3[1]第 4.4 段指出：

“营运组织制定和实施的安全政策必须将安全置于最高优先地位，高于所有其他要求，包括生产和反应堆用户的要求。安全政策必须促进

强大的安全文化，包括质疑的态度和在所有安全重要活动中表现优异的承诺。”

2.70. SSR-3[1]第 4.12 段指出：

“管理系统的文件必须由营运组织的适当管理层评审和批准，并按要求提交监管机构评审和评定。”

必要时，安全政策还应当记录在案，并提供给监管机构和相关各方（包括公众）。

2.71. 在研究堆人员的招聘和培训方面有特定的管理责任：这些责任在本“安全导则”的第 3—6 部分中有所描述。

研究堆的资源管理

2.72. SSR-3[1]第 4.15 段指出（脚注略）：“资源管理必须确保确定并提供对实施组织策略和实现组织目标至关重要的资源。”

这包括维持反应堆处于安全运行状态，并提供必要的工具和设备（见 SSR-3[1]第 4.15 (c) 段）和足够数量的合格人员（必要时由顾问、承包商和供应商补充（见 SSR-3[1]第 4.15 (a) 和 (b) 段）。特别是，应当提供足够的资源，以便以安全的方式在研究堆开展活动，从而避免对个人造成过度的身体或精神压力。

研究堆的流程实施

2.73. 需要对与安全相关的活动进行分析和控制，以确保这些活动能够安全有效地进行（见 SSR-3[1]要求 72），SSR-3[1]第 7.44 段指出：

“必须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。评定和控制的级别必须取决于任务的安全重要性。”

评定可以是定性的，也可以是定量的，其目的是评价拟议活动的可接受性，并确定适当和必要的控制措施。评定结果应当纳入与活动相关的工作指示或控制文件（例如提交反应堆安全委员会评审的文件）。

2.74. 营运组织应当制定流程，以确保在适当的情况下某些安全重要活动由特别授权的人员进行，如反应堆操纵员或合格的维护工作人员。某些活

动，如进行试验和实验应当事先获得授权，并应当使用工作许可制度（另见 SSR-3[1]关于维护、定期试验和视察的第 7.69 段）。执行不经常活动的人员可能需要在执行活动前进行复训。其他控制措施，如使用复杂任务的待检点和核实阶段，应当被认为是这个流程的一部分。

2.75. 所有与安全相关的活动都必须按照批准的程序进行（见 SSR-3[1]第 7.45 段）。程序应当描述如何执行活动，并在适当的情况下描述应当对异常事件所采取的步骤。要求根据研究堆管理系统发布和控制这些程序（见 SSR-3[1]要求 82）。

2.76. 研究堆的拟议维护和改造（包括组织变革）应当根据 SSR-3[1]要求 77 和 83 进行全面计划。营运组织应当建立一个程序，以确保对研究堆的任何变更在实施前根据其安全意义进行分级。这一进程还应当确保遵守运行限值和条件和适用的规范和标准。SSG-24 (Rev.1)[10]提供了进一步的建议。

2.77. 应当建立一个流程，为正常运行之外的工况准备程序，包括预计运行事件以及视察和特殊试验的异常发现。这种程序应当确保维持适当的控制，并适当考虑维持研究堆的安全。

2.78. 应当根据 SSR-3[1]第 7.90 段和原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[19]规定的要求编写应急计划及其实施程序。该计划和程序需要涵盖现场和必要时的场外响应，包括及时通知适当的政府、监管和支持组织。

研究堆测量、评定和改进

2.79. SSR-3[1]第 4.20 段指出：

“必须通过独立评定和自评定期测量和评定管理系统的¹有效性。必须识别和纠正流程中的弱点。营运组织必须评价这种评定的结果，并必须确定和采取必要的行动以持续改进。”

2.80. 应当定期监控营运组织的安全绩效，以确保维持足够的安全水平。应当建立一个评审和²³⁴⁵⁶⁷⁸⁹¹⁰¹¹¹²¹³¹⁴¹⁵¹⁶¹⁷¹⁸¹⁹²⁰²¹²²²³²⁴²⁵²⁶²⁷²⁸²⁹³⁰³¹³²³³³⁴³⁵³⁶³⁷³⁸³⁹⁴⁰⁴¹⁴²⁴³⁴⁴⁴⁵⁴⁶⁴⁷⁴⁸⁴⁹⁵⁰⁵¹⁵²⁵³⁵⁴⁵⁵⁵⁶⁵⁷⁵⁸⁵⁹⁶⁰⁶¹⁶²⁶³⁶⁴⁶⁵⁶⁶⁶⁷⁶⁸⁶⁹⁷⁰⁷¹⁷²⁷³⁷⁴⁷⁵⁷⁶⁷⁷⁷⁸⁷⁹⁸⁰⁸¹⁸²⁸³⁸⁴⁸⁵⁸⁶⁸⁷⁸⁸⁸⁹⁹⁰⁹¹⁹²⁹³⁹⁴⁹⁵⁹⁶⁹⁷⁹⁸⁹⁹¹⁰⁰¹⁰¹¹⁰²¹⁰³¹⁰⁴¹⁰⁵¹⁰⁶¹⁰⁷¹⁰⁸¹⁰⁹¹¹⁰¹¹¹¹¹²¹¹³¹¹⁴¹¹⁵¹¹⁶¹¹⁷¹¹⁸¹¹⁹¹²⁰¹²¹¹²²¹²³¹²⁴¹²⁵¹²⁶¹²⁷¹²⁸¹²⁹¹³⁰¹³¹¹³²¹³³¹³⁴¹³⁵¹³⁶¹³⁷¹³⁸¹³⁹¹⁴⁰¹⁴¹¹⁴²¹⁴³¹⁴⁴¹⁴⁵¹⁴⁶¹⁴⁷¹⁴⁸¹⁴⁹¹⁵⁰¹⁵¹¹⁵²¹⁵³¹⁵⁴¹⁵⁵¹⁵⁶¹⁵⁷¹⁵⁸¹⁵⁹¹⁶⁰¹⁶¹¹⁶²¹⁶³¹⁶⁴¹⁶⁵¹⁶⁶¹⁶⁷¹⁶⁸¹⁶⁹¹⁷⁰¹⁷¹¹⁷²¹⁷³¹⁷⁴¹⁷⁵¹⁷⁶¹⁷⁷¹⁷⁸¹⁷⁹¹⁸⁰¹⁸¹¹⁸²¹⁸³¹⁸⁴¹⁸⁵¹⁸⁶¹⁸⁷¹⁸⁸¹⁸⁹¹⁹⁰¹⁹¹¹⁹²¹⁹³¹⁹⁴¹⁹⁵¹⁹⁶¹⁹⁷¹⁹⁸¹⁹⁹²⁰⁰²⁰¹²⁰²²⁰³²⁰⁴²⁰⁵²⁰⁶²⁰⁷²⁰⁸²⁰⁹²¹⁰²¹¹²¹²²¹³²¹⁴²¹⁵²¹⁶²¹⁷²¹⁸²¹⁹²²⁰²²¹²²²²²³²²⁴²²⁵²²⁶²²⁷²²⁸²²⁹²³⁰²³¹²³²²³³²³⁴²³⁵²³⁶²³⁷²³⁸²³⁹²⁴⁰²⁴¹²⁴²²⁴³²⁴⁴²⁴⁵²⁴⁶²⁴⁷²⁴⁸²⁴⁹²⁵⁰²⁵¹²⁵²²⁵³²⁵⁴²⁵⁵²⁵⁶²⁵⁷²⁵⁸²⁵⁹²⁶⁰²⁶¹²⁶²²⁶³²⁶⁴²⁶⁵²⁶⁶²⁶⁷²⁶⁸²⁶⁹²⁷⁰²⁷¹²⁷²²⁷³²⁷⁴²⁷⁵²⁷⁶²⁷⁷²⁷⁸²⁷⁹²⁸⁰²⁸¹²⁸²²⁸³²⁸⁴²⁸⁵²⁸⁶²⁸⁷²⁸⁸²⁸⁹²⁹⁰²⁹¹²⁹²²⁹³²⁹⁴²⁹⁵²⁹⁶²⁹⁷²⁹⁸²⁹⁹300

2.81. 在监控和评定研究堆管理的安全性能时，应当考虑到组织机构，包括反应堆管理层。此外，应当进行安全评审（例如作为在役检查计划的一

部分),以核实反应堆的持续安全可靠运行和利用。例如,此类安全评审的结果应用于以下目的:

- (a) 确认研究堆或个别系统或物项可在规定的未来运行期间(例如评审间隔期间)安全运行;
- (b) 确定和评定在两次评审之间的时间内可能限制安全运行的因素;
- (c) 在确定新的或修订的安全标准和监管要求对研究堆安全分析的影响后,考虑到这些标准和要求;
- (d) 为老化管理计划提供投入(见第 2.136 段和第 2.137 段)。

2.82. 营运组织应当建立一个由经验丰富的同行进行的定期外部评审支持的自评定计划。⁴ 外部评审应当独立于反应堆的运行,并应当以足够的频率进行,以核实反应堆管理层已建立可核实和授权的流程和程序,并已实施必要的改进。根据 SSR-3[1]要求 88,应当特别考虑运行经验的反馈。包含这种反馈的报告应当是正式的,并且应当提供给营运组织和反应堆经理。定期外部评审应当包括对人员和组织因素的评审,以核实这些因素符合公认的良好实践并支持安全。

2.83. 对管理系统流程的评审应当包括以下内容:

- (a) 评审研究堆正常运行的安全相关方面;
- (b) 评审故障、失效和事故前兆,以评定其对安全的重要性,并提出防止其再次发生的行动建议;
- (c) 评审改造建议,以确定是否已充分处理安全影响;
- (d) 对照国际最佳实践评审安全管理系统的实施情况;
- (e) 评审采取的纠正措施和/或改造。

2.84. 作为管理系统的一部分,营运组织应当维护安全评审的流程和程序,以提供对研究堆运行安全性的持续监视和监查,并支持研究堆管理层履行其总体安全责任。

2.85. 应当对管理系统进行足够深入的评审,以确保提出的所有问题都得到满意的解决。评审应当由受过教育、经验、专业知识和培训的人员执行,

⁴ 一个示例是原子能机构进行的研究堆综合安全评定 (INSARR) 评审[20]。

以便对评审的过程有透彻的理解和评定。应当监控实施改进的进展，以确保在适当的时间内完成行动。纠正措施应当在完成后进行评审，以评定它们是否充分解决了已识别的问题。

研究堆的运行计划

培训、复训及资格

2.86. SSR-3[1]要求 70 规定：“研究堆设施的营运组织必须确保安全相关职能由具有适当资格、有能力和适合工作的人员履行。”

2.87. 要求营运组织制定资格、培训和复训计划（见 SSR-3[1]第 7.29—7.31 段）。对于每一类人员，资格和能力的要求（包括某些运行岗位是否需要正式授权或执照）如下定义（见 SSR-3[1]第 7.28 段）。本“安全导则”第 4 部分提供了进一步的建议。

运行程序

2.88. SSR-3[1]要求 74 规定：

“必须根据营运组织的政策和监管机构的要求，制定全面适用于（反应堆及其相关设施）正常运行、预计运行事件和事故工况的研究堆运行程序。”

2.89. 为了研究堆的安全运行，需要建立运行限值和条件（见 SSR-3[1]要求 71），包括管理控制和运行程序。营运组织应当建立一个评审和批准运行程序的流程，尤其是在管理层。在开始运行之前应当建立行政控制。在可能的情况下，在制定运行程序时应当考虑到促进最终退役的需要。

2.90. 营运组织应当制定具有以下属性的运行程序：

- (a) 这些程序涵盖了可能影响研究堆安全运行的所有活动（SSG-83[5]附录 II 提供了研究堆运行程序的指示性清单）；
- (b) 这些程序旨在确保符合运行限值和条件和监管要求；
- (c) 这些程序由合格人员根据管理系统编写和核实；
- (d) 这些程序是用清晰易懂的语言编写的，避免了任何混淆和歧义；
- (e) 这些程序符合设计假设和意图；

- (f) 这些程序为合格人员在没有直接监督的情况下执行活动提供了足够的细节；
- (g) 该等程序根据管理系统定期受到控制、评审及修订。

2.91. 应当制定运行程序，以确保值班人员的更替遵循规定的常规，并确保关键信息一如对日志簿和日志表、正在进行的运行、停止使用的设备和使用反应堆的实验—从一个班次传递到另一个班次。这适用于一个班次以常规方式解除另一个班次的连续运行、紧急情况以及一个班次关闭反应堆而另一个班次随后恢复运行的情况。

2.92. SSG 83[5]提供了关于运行限值和条件及运行程序的进一步建议。

调试

2.93. SSR-3[1]要求 73 规定：“**研究堆设施的营运组织必须确保研究堆的调试计划得到建立和实施。**”

2.94. 调试计划的目标（见 SSR-3[1]第 7.47—7.56 段）包括：

- (a) 确认竣工反应堆和实验设施符合安全分析报告中的设计意图和设计要
求；
- (b) 核实反应堆是否符合监管要求；
- (c) 证明运行限值和条件、运行说明和程序的有效性，并为操纵员提供提
高能力的机会；
- (d) 提供必要的资料和数据，以核实为执行研究堆的运行计划所作的准备
是否充分。

2.95. SSG-80[2]提供了关于研究堆调试的进一步建议。

维护、定期试验和视察

2.96. SSR-3[1]要求 77 规定：“**研究堆设施的营运组织必须确保建立和实
施有效的维护、定期试验和视察计划。**”

2.97. 维护、定期试验和视察计划必须确保所有反应堆的可靠性和有效性
安全重要结构、系统和部件仍符合安全分析报告及运行限值和条件，研究
堆的安全状况和配置不受维护活动的不利影响（见 SSR-3[1]第 7.68 段、第
7.72 段和第 7.74 段）。

2.98. 定期试验（监视）计划应当确保安全重要物项继续按照初始设计假设和意图运行，并按照根据运行经验适当纳入反应堆运行的变化运行。这些计划应当包括视察和评审，以发现可能导致不安全状况的结构、系统和部件的任何退化或老化。这应当包括监控、检查、校准、试验和视察，作为在役检查计划的补充。

2.99. 视察计划应当确定安全重要物项是否处于反应堆继续安全运行的可接受状态，或者是否需要采取补救措施。重点应当放在关键系统和部件的检验上，如反应堆的一回路冷却剂系统。

2.100. SSG-81[3]提供了关于维护、定期试验和视察的进一步建议。

堆芯管理和燃料装卸

2.101. SSR-3[1]要求 78 规定：“**必须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。**”

2.102. 应当特别考虑由营运组织负责堆芯管理的安全方面，如实验设计、燃料采购、现场贮存以及燃料的辐照、装卸和运输。特定而言，堆芯管理计划应当包括以下内容：

- (a) 为燃料和实验设备的采购建立详细的规范和管理系统流程，包括保证符合设计要求和制造要求；
- (b) 进行特别研究，以证明新的或改进的燃料满足安全分析报告规定的的能力，特别是在将来自不同供应商的燃料放入反应堆堆芯的情况下；
- (c) 确保运输、贮存和处理新的辐照燃料和堆芯实验设备安全的安排，包括考虑安全与安保之间的关系；
- (d) 建立堆芯计算程序，确定燃料、实验设备和吸收层的装载模式，以确保符合反应性限值、温度限值和辐照或燃料消耗限值；
- (e) 核实指示与设计及运行限值和条件一致的堆芯参数是否得到监控、趋势分析和评价，以检测异常行为；
- (f) 核实燃料包壳的完整性在所有堆芯运行工况下都得到监控和维护；
- (g) 实施适用的辐照燃料检验要求，并将检验结果用于监控燃料性能；
- (h) 启动试验方法的核实和相关监视标准的建立。

2.103. SSG-82[4]提供了关于堆芯管理和燃料装卸的进一步建议。

消防安全

2.104. SSR-3[1]要求 79 规定：“研究堆设施的营运组织必须作出确保消防安全的安排。”

2.105. 营运组织必须根据定期评审并在必要时更新的全面火灾危害分析，为消防安全做好准备（见 SSR-3[1]第 7.85—7.87 段）。评审应当包括重新分析纵深防御的概念，反应堆改造和使用对消防安全影响的评定，持续控制可燃物和点火源，消防措施的视察、维护和试验，评审内部消防能力，反应堆人员的复训，定期进行消防演习以及与公共消防部门的持续联络和培训。

应急准备

2.106. SSR-3[1]要求 81 规定：“研究堆设施的营运组织必须为核或辐射紧急情况的准备和响应准备应急安排。”

2.107. 按照 SSR-3[1]第 7.90 段和 GSR Part 7 [19]规定，营运组织必须制定应急计划及其实施程序。其中包括以下内容：

- (a) 对核或辐射紧急情况识别和分级的能力；
- (b) 应急设备的维护；
- (c) 应当对紧急情况的组织机构和分派职责；
- (d) 酌情及时通知和提醒经过培训的合格应急人员和场外当局；
- (e) 向相关公共当局提供必要的信息并与之合作。

记录和报告

2.108. SSR-3[1]要求 82 规定：“研究堆设施的营运组织必须建立和维持一个记录和报告控制系统。”

2.109. 研究堆的文件要求由营运组织根据管理系统进行控制（见 SSR-3[1]第 7.97 段）。这包括文件的编写、修改、评审、批准、发布和分发。应当准备和控制执行这些活动的程序和清单。

2.110. 应当建立一个系统，确保保存与研究堆安全可靠运行相关的所有文件和记录，包括关于反应堆设计、调试和运行历史的文件，以及一般和特定程序。营运组织必须确保只有正确、最新版本的文件可供操纵员日常使用，并对过时版本的文件进行标记和存档（见 SSR-3[1]第 7.97 段）。研究堆

经理应当编写定期报告，总结反应堆的运行历史、改造和利用情况，供反应堆安全委员会和监管机构评审。

2.111. 应当根据法规要求确定记录的保留时间。在每个记录的保留时间内，记录应当易于检索和读取。营运组织应当确保安全相关记录永久保存的适当条件（如消防、安全、环境条件、记录复制和单独存储），以防止其退化。

运行经验反馈

2.112. SSR-3[1]要求 88 规定：“**研究堆设施的营运组织必须制定一项计划，从反应堆设施事件和其他研究堆事件以及核工业中学习。**”

2.113. 有效的运行经验反馈和分析计划应当包括适当的分析方法，并应当分析内部事件和类似设施的事件，以确定防止再次发生所需的特定行动。其他研究堆营运组织感兴趣的研究堆事件应当与同行分享，以便采取适当行动。应当定期评定运行经验反馈计划的有效性，以确定需要改进的薄弱环节。⁵

2.114. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号《核装置运行经验反馈》[21]提供了关于运行经验反馈的进一步建议。

反应堆利用和改造

2.115. SSR-3[1]要求 83 规定：“**研究堆设施的营运组织必须制定和实施一项计划，以管理反应堆利用和改造。**”

2.116. 营运组织必须确保对结构、系统和部件以及实验设备的所有永久和临时改造的适当设计、评审、实施和控制（见 SSR-3[1]第 7.101 段、第 7.103 段和第 7.106 段）。本计划应当确保维持研究堆的设计基准，遵守运行限值和条件，并符合适用的规范和标准。

2.117. SSR-3[1]第 7.103 段指出：“**反应堆经理必须根据公认的工程实践，建立一套程序，用于评审和批准实验和拟议改造，并控制其性能。**”如有要求，应当向监管机构提供评审记录。营运组织对改造的安全影响负责，并在需要时获得监管机构的适当批准。

⁵ 原子能机构运行一个研究堆事故报告系统，该系统提供了一个报告事故和分析事故以及向原子能机构参与成员国传播信息的机制。研究堆事故报告系统促进了运行经验的全球反馈。SSG-72[12]提供了关于核电厂运行经验反馈的建议，其中一些建议可能也与研究堆相关。

2.118. 改造和新实验的请求应当根据其反应堆安全和可靠性、反应堆运行和性能、人员安全和监管要求的影响进行评定。

2.119. 参与进行拟议改造或进行拟议利用的人员必须经过适当培训、合格和有经验（见 SSR-3[1]第 7.99 (d) 段）。还应当考虑就任何改造对运行和利用以及运行程序的影响对人员进行培训。

2.120. SSG-24 (Rev.1) [10]提供了关于反应堆利用和改造的进一步建议。

辐射防护

2.121. SSR-3[1]要求 84 规定：“**研究堆设施的营运组织必须制定和实施辐射防护计划。**”

2.122. 要求辐射防护计划确保控制职业照射和公共照射（必要时包括监控个人剂量），并确保个人剂量保持在合理可行尽量低的限度内（见 SSR-3[1]第 7.107—7.114 段）。

2.123. 辐射防护计划必须符合原子能机构《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》[22]要求 24 和其他相关要求。还应当遵循原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号《职业辐射防护》[23]提出的建议。

2.124. 作为辐射防护计划的一部分，允许进入反应堆厂房的每个人都应当接受与其职责相称的辐射防护培训。

2.125. SSG-85[6]提供了关于研究堆辐射防护的进一步建议。

放射性废物管理

2.126. SSR-3[1]要求 85 规定：“**研究堆设施的营运组织必须制定并实施放射性废物管理计划。**”

2.127. 放射性废物管理计划必须确保对研究堆运行产生的气态、液态和固态放射性废物进行令人满意的监控和控制，以便遵守授权的排放限值（见 SSR-3[1]第 7.117 段）。

2.128. 营运组织应当确保放射性废物管理计划包括以下规定（见 SSR-3[1] 第 7.115—7.119 段）：

- (a) 就放射性废物的活动和数量而言，将放射性废物的产生保持在切实可行的最低限值的措施；
- (b) 对废物进行适当的定性、分类和隔离；
- (c) 材料的可能再利用和回收；
- (d) 放射性废物的收集和安全贮存；
- (e) 对预期产生的放射性废物有足够的贮存能力；
- (f) 放射性废物的预处理、处理和整备，以确保安全贮存和处置；
- (g) 放射性废物的安全处理和运输；
- (h) 充分控制排放到环境中的污水；
- (i) 监控污水排放和环境，以证明符合法规。

2.129. SSG-85[6]提供了关于研究堆放放射性废物管理的建议。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-40 号《核电厂和研究堆放放射性废物的处置前管理》[24]提供了进一步的建议。

安全与核安保之间接口

2.130. SSR-3[1]要求 90 规定：

“研究堆设施的安全与安保之间的关系必须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必须确保它们互不损害。”

2.131. 需要考虑安全和安保之间相互关系的计划包括人员的培训、复训和资格，运行程序，调试，维护、定期试验和视察，堆芯管理和燃料装卸，消防安全，应急准备，利用和改造，辐射防护，放射性废物管理，老化管理和长期关闭。

2.132. 营运组织应当制定核材料和研究堆实物保护计划。该计划的目的是防止未经授权获取、侵入、盗窃或内部或外部破坏核材料或安全重要系统。实物保护计划应当为场址周围和反应堆厂房内的进出控制提供措施和程序，车辆的进出和停车控制，现场不同区域应当遵守的访问规则，授权进入的程序，通信系统，以及人员的甄选和培训。实物保护计划应当在开始调试之前实施，

无论如何应当在现场收到燃料之前实施。原子能机构《核安保丛书》第 13 号《关于核材料和核设施实物保护的核安保建议》(INFCIRC/225/ Revision 5) [25]提供了进一步的指导。

安全评定及安全分析报告

2.133. SSR-3[1]要求 1 规定：

“研究堆设施的营运组织必须编写安全分析报告。安全分析报告必须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。在研究堆项目被授权进入下一阶段之前，安全分析报告必须由监管机构评审和评定。安全分析报告必须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。”

2.134. 研究堆的运行限值和条件及假想事故也应当定期评审，并应当根据经验反馈和安全分析报告的更新进行更新。

2.135. SSG-20 (Rev.1) [9]提供了关于安全评定和安全分析报告编写的进一步建议。

老化管理

2.136. SSR-3[1]要求 86 规定：

“研究堆设施的营运组织必须确保实施有效的老化管理计划，以管理安全重要物项的老化，从而在研究堆的整个运行寿命期间实现结构、系统和部件所要求的安全功能。”

2.137. 研究堆的老化管理计划应当包括以下内容：

- (a) 对结构、系统和部件进行老化筛选；
- (b) 识别和理解退化机制；
- (c) 最大限度地缓解老化影响；
- (d) 检测、监控和分析老化影响的趋势；
- (e) 缓解老化影响；
- (f) 验收标准；
- (g) 纠正措施；

- (h) 在可行的情况下，持续改进老化管理计划；
- (i) 记录保存。

SSG-10 (Rev.1) [7]提供了关于研究堆老化管理的进一步建议。

长期关闭

2.138. SSR-3[1]要求 87 规定：

“如果计划或发生长期关闭，研究堆设施的营运组织必须建立和实施各种安排，以确保在长期关闭期间工作活动的安全管理、计划、有效执行和控制。”

2.139. 如果研究堆进入长期关闭状态（即反应堆已经关闭，没有批准的计划，也没有为恢复运行或开始退役承诺的资源），营运组织应当根据 SSR-3[1] 第 7.123—7.125 段的要求制定并实施一项计划，以维护反应堆的完整、安全和安保。应当寻求监管机构的批准，尤其是在对安全分析报告或运行限值和条件进行修订的情况下。

2.140. SSR-3[1]第 7.123 段指出：

“营运组织必须在长期关闭期间采取适当措施，以确保材料和部件不会严重退化。必须考虑采取以下措施：

- (a) 将燃料元件从反应堆堆芯卸载到适当和安全的贮存工况；
- (b) 根据关闭要求改变运行限值和条件；
- (c) 排出用于保护性贮存的部件；
- (d) 采取措施防止加速腐蚀和老化；
- (e) 为进行必要的维护、定期试验和视察，在设施内保留足够的工作人员。”

2.141. 长期关闭的措施还应当包括以下内容：

- (a) 如果不卸载燃料元件，确保反应堆堆芯保持次临界状态的安排；
- (b) 修订安全分析报告；
- (c) 经修订的应急安排；
- (d) 满足许可证条件和保持操纵员资格和授权的技术；

(e) 只要核燃料或其他放射性物质存在于研究堆安全安排。

2.142. 研究堆在长期关闭中的进一步安全考虑见参考文献[26]。

退役计划

2.143. 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号《设施退役》[27]规定了设施退役的一般要求，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》[28]提供了特定建议。

2.144. SSR-3[1]要求 89 规定：

“研究堆设施的营运组织必须编写退役计划，并必须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方式完成。”

2.145. 要求在研究堆的设计阶段考虑促进退役的措施（见 SSR-3[1]要求 15 和 33）。退役计划需要在设计阶段编写（见 SSR-3[1]第 8.1 段）。该计划应当根据运行经验和退役技术的最新发展定期更新。

2.146. SSR-3[1]第 8.3 段指出：

“对于一些运行中的研究堆，在设计中没有考虑到最终退役的需要，一个必须制定退役计划，以确保整个退役过程的安全。”

在这种情况下，营运组织应当通过估计费用和考虑研究堆和相关实验设备退役的备选计划，开始计划最终退役。

2.147. 有助于退役的文件和信息（见 SSR-3[1]第 8.3 段）应当进行汇编、分类以便保留和存储，以便将来可以检索这些信息。在实施运行策略、新实验或反应堆改造时，应当考虑退役的潜在问题（如去污和废物的最终处置，见原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-5 号《放射性废物处置》[29]）。这种考虑可能导致营运组织执行诸如最小化结构、系统和部件污染的活动，不同类别废物的分类，和/或保护涂层的应用。

2.148. 在作出研究堆退役的决定时，营运组织应当确保考虑退役的所有选择，退役计划涵盖从退役开始到场址及其邻近区域被排放（即限制或不限使用）的所有阶段。

2.149. 退役计划应当包括退役组织机构的描述，该描述可能不同于运行阶段的组织机构。退役计划必须在开始退役前提交给监管机构评审和批准（见 SSR-3[1]第 8.2 段）。

3. 研究堆操纵员的配置、招聘和甄选

3.1. SSR-3[1]第 7.2 段指出：“营运组织必须为研究堆建立适当的管理机构，并必须为反应堆运行提供一切必要的基础设施。”

3.2. SSR-3[1]第 7.14 段指出：

“反应堆经理必须根据运行限值和条件，规定为确保研究堆所有运行状态下的安全运行所需的各种学科的最低人员配备要求。”

3.3. 研究堆的营运组织必须配备合格的经理和足够数量的适当合格和有经验的人员—必要时由顾问或承包商补充—以便安全地履行职责（见 GSR Part 2[17]第 4.21 段）。目标应当是确保与安全相关的活动可以在没有过度匆忙或压力的情况下进行。

3.4. 要求营运组织确保其操纵员具有适当的资格（参见 SSR-3[1]要求 70）。营运组织应当确保这些人员在开始在研究堆工作时，已获得与其职责水平相称的教育、培训和经验。国家法规也可能规定招聘操纵员的要求。

3.5. 营运组织必须确定研究堆特定运行岗位的候选人应当达到的最低教育和经验水平（见 SSR-3[1]第 7.28 段）。在招聘操纵员时，还应当确保被选中担任岗位的人员是可靠的。国家法规可能要求进行适当的背景调查，作为雇用新操纵员的条件。

3.6. 所有操纵员的身心健康应当使他们能够在不同的运行状态和事故工况下安全运行研究堆。在适当的情况下，可以在招聘中使用心理测量和心理试验。关于研究堆操纵员招聘中身体和精神健康评定的更多信息见参考文献[30]。

3.7. 除了遵守相关职业健康和安全的国家法规和实践的规定外，操纵员应当在招聘时和受雇期间的指定时间进行体检，以确保其健康状况符合分配给他们的职责和责任。根据 GSR Part 3[22]要求 25，在研究堆职业照射于

辐射的人员可能需要接受工作人员健康监视。任何医疗检查的结果都可能需要对个人可能从事的活动进行限制。

3.8. 在研究堆操纵员的招聘政策中，当新的操纵员取代有经验的人员时，应当考虑到组织专业知识连续性的需要（见本“安全导则”第 2.19 段）。还应当考虑到关键人员的意外流失以及如何最大限度地减少这种流失对研究堆运行的影响，包括在可能无法提供大量人员的情况下，例如在影响人员居住地区的流行病或传染病期间。在小型营运组织中，失去一名关键人员可能需要关闭研究堆，直到替代人员的培训完成。应当通过有效的策略计划、继任计划和制定人员配置计划来避免这种情况。一般而言，有效的文件记录还可以最大限度地减少关键人员流失的影响。研究堆的人员配备应当定期评定和更新，无论何时组织发生变化或研究堆的任务发生变化。

3.9. 营运组织应当建立必要的安排，以确保人员的安全和研究堆在大量人员可能无法工作的情况下的安全运行，例如在影响人员居住地区的流行病或传染病期间。此类安排应当包括以下内容：

- (a) 在现场保留最低数量的合格人员，以确保研究堆的安全运行；
- (b) 确保最低数量的合格后备人员在场外可用；
- (c) 为人员调整通信和交通工具，安排向现场运送食物和水，并在现场提供床位和基本卫生设施；
- (d) 根据国家和国际指导，制定额外措施以防止感染在现场传播（例如，取消实际会议、调整现场入口处的控制措施、个人之间保持适当的物理距离、佩戴口罩）；
- (e) 支持非必要人员的远程工作，并通过电话或视频会议与不在现场的人员保持定期联系。

3.10. 操纵员的行动（或不行动）可能会对研究堆的安全产生直接影响。在选择、培训和授权操纵员时应当考虑到这一点。可以设计适当的能力倾向试验来帮助选择操纵员。

研究堆人员配置安排

反应堆经理

3.11. 由于反应堆经理的职责和责任（见 SSR-3[1]第 7.13—7.19 段），候选人应当拥有工程或科学学科的大学学位和几年适当的核经验⁶。反应堆经理应当具备可证明的管理技能，包括分析、监督、领导和沟通能力。被选中的人员需要接受 SSR-3[1]要求 70 的培训，并应当具备与该岗位的责任和义务相称的设施特定知识。

反应堆主管

3.12. 被招聘担任反应堆主管岗位的人员应当拥有工程或科学学科的大学学位或同等学历，并有几年相关的核经验。反应堆主管应当具备可证明的管理技能。根据 SSR-3[1]要求 70，被选中的人员需要接受培训，该培训应当针对特定设施，并与该岗位的职责和义务相称。

值长

3.13. 为值长岗位招聘的人员可从高级反应堆操纵员中选择（见第 3.14 段），并应当由反应堆经理与反应堆主管协商后挑选。值长应当有几年授权高级反应堆操纵员的经验。在这方面，核经验是指在核电厂、试验堆、研究堆或生产反应堆或临界组件或次临界组件的调试、维护或运行过程中获得的经验。在研究堆或次临界组件的在岗培训可能符合同等的核经验。适当的研究或教学经验，或者两者兼而有之，也可以算作核经验。根据 SSR-3[1]要求 70，被选中担任该岗位的人员需要接受培训，应当包括基本核专题的充分补充培训和与值长的责任和义务相称的设施特定培训。

3.14. 值长应当是一名高级反应堆操纵员，并应当具备明显的监督技能。

高级反应堆操纵员

3.15. 招聘高级反应堆操纵员岗位的人员应当具有大学学位或同等学历。为高级反应堆操纵员岗位招聘的人员通常从反应堆操纵员中挑选。反应堆

⁶ 在这方面，核经验是指在核电厂、试验堆、研究堆或生产反应堆或临界组件或次临界组件的调试、维护或运行过程中获得的经验。在研究堆或次临界组件的在岗培训可能符合同等的核经验。适当的研究或教学经验，或者两者兼而有之，也可以算作核经验。

经理应当与值长协商选择一名高级反应堆操纵员。选择应当基于过去的表现，被选中的人员应当具有在该设施担任反应堆操纵员特定时间的经验。被选中的人员应当在研究堆接受充分的补充培训，以获得高级反应堆操纵员的授权。

3.16. 反应堆主管和值长将直接监督反应堆操纵员，他们也应当是高级反应堆操纵员。直接监督反应堆操纵员履行职责的任何其他人员，包括反应堆经理（如果适当），也应当是高级反应堆操纵员。

反应堆操纵员

3.17. 为反应堆操纵员岗位招聘的人员应当至少具有高中文凭或技术领域的职业教育。在选择过程中，还应当考虑以前与工作相关的经验或培训。这些考虑应当是招聘该岗位的决定因素。被选中的人员应当在研究堆（或其他适当设施）接受足够的培训，以获得反应堆操纵员的授权。

维护人员

3.18. 应当根据规定的资格选择维护人员，选择的人员应当能够证明适当的能力。他们应当在其专业领域有若干年的经验，并应当接受相应的特定设施培训这个岗位的职责。在反应堆操纵员进行维护工作的情况下，他们应当接受适当的培训并取得资格。SSG-81[3]提供了关于维护人员的甄选、培训和资格的进一步建议。

辐射防护人员

3.19. GSR Part 3[22]规定了与辐射防护人员的职责、责任和资格相关的要求，GSG-7[23]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-44 号[31]提供了相关建议，建立了辐射安全基础设施。

额外支助人员

3.20. 其他辅助人员包括高级别的人员，如培训官员、安全官员和反应堆化学专家，以及其他人员，如劳工、清洁工和仓库服务员。这些岗位的招聘标准差异很大，很大程度上取决于岗位描述。然而，除了与工作相关的经验和培训之外，这些人员还应当接受与岗位相适应的特定设施培训，包括辐射防护、安全和应急程序方面的培训。

研究堆人员甄选过程

3.21. 研究堆人员甄选过程应当包括以下步骤：

- (a) 制定接受或拒绝申请的标准，并对可接受的候选人进行分类（例如，根据入门级能力和沟通技能）；
- (b) 获取候选人的信息（例如通过工作申请和推荐人）；
- (c) 面试候选人；
- (d) 客观地测试候选人；
- (e) 根据既定标准评定候选人，以便做出决定；
- (f) 确保身体和心理状况适合该岗位的工作（见第 3.6 段和第 3.7 段），并酌情通过安保许可。

3.22. 管理和监督岗位的甄选过程应当包括对下列其他因素的评价：

- (a) 管理技能，包括分析、监督、领导和沟通能力；
- (b) 管理经验；
- (c) 教育和培训；
- (d) 研究堆运行知识；
- (e) 医疗和心理健康（见第 3.6 段和第 3.7 段）；
- (f) 对安全和质量管理的态度；
- (g) 对自学的态度；
- (h) 对下属培训和职业发展的态度。

3.23. 应当评定可能必须应当对紧急情况的人员在紧急情况下的行为（例如通过演习和演练）以及他们在团队中的工作能力。

4. 研究堆操纵员的培训和资格

4.1. 研究堆的营运组织负责确保操纵员和承包商得到适当的培训和复训（见 SSR-3[1]第 7.29—7.31 段）。

4.2. 在将一个人分配到指定岗位之前，可能需要由监管机构或由适当当局委托或授权的另一机构签发的正式授权（见 SSR-3[1]第 7.5 段和第 7.28 段）。本“安全导则”第 5 部分提供了关于授权人员执行特定任务的建议。

4.3. 营运组织必须为安全重要每个岗位确定能力要求（见 SSR-3[1]第 7.28 段）。这些能力要求将取决于一个岗位的责任级别和特定职责。具有研究堆运行能力和培训活动经验的人员应当准备并记录这些能力要求。参考文献 [30]提供了额外的指导。

4.4. 培训计划的设计应当为操纵员和承包商提供和保持必要的能力。应当向所有人员讲授安全文化的基本原则，并定期提供一般专题的复习培训。

研究堆人员培训的探讨

4.5. 研究堆人员的培训方法应当是系统化的，应当包括初始培训和继续培训的分析、设计、开发、实施和评定，以确保建立和保持所有工作能力要求。参考文献[32、33]提供了进一步的指导，本“安全导则”附件 I 描述了系统化培训方法的概念。

4.6. 在制定培训计划时，应当准备一份满足研究堆长期需求和目标的培训计划，并应当编写说明受训人员预期表现的学习目标。应当制定支持学习目标培训材料，随后应当具体说明培训方法和活动。培训应当包括对受训人员的测试。

4.7. 应当评定和记录受训人员的进步。评定受训人员表现的方法可包括笔试、口头提问和绩效展示。

4.8. 尽管有些能力要求对所有岗位都是通用的，但营运组织应当为每个岗位设计、制定和实施单独的初始和继续培训计划。每个计划都应当确保受训人员发展和保持在任何条件下执行其岗位任务所需的知识、技能和态度。

4.9. 最广泛使用的培训方法是课堂教学、自学、实验室和/或车间培训以及在岗培训⁷。应当将这些方法适当结合起来，以确保受训人员获得其工作所需的所有知识和技能。这些方法之间的交替可以保持受训人员的学习动机，提高他们的学习能力。

4.10. 课堂教学是最广泛采用的培训方法。通过使用书面材料等培训媒体，提高了其有效性，音频、视频和计算设备，模型和功能模拟机。

4.11. 自学可以在家中和工作场所进行。在任何情况下，受训人员都应当接受指定专家的指导。

4.12. 实验室和/或车间培训对于确保安全工作实践是必要的。应当提供训练模型⁸用于必须快速熟练地进行活动的训练，这些活动不能在研究堆的实际设备或系统上进行。

4.13. 在岗培训应当由经过培训的合格人员根据书面指导方针进行，以提供这种形式的培训。应当监控进展情况，并由独立评定员评定培训的有效性。在岗培训应当包括使用学习目标和受训人员评价，并应当在研究堆的工作环境中进行和评定。应当定期评价合格人员提供在岗培训的能力。

4.14. SSR-3[1]第 7.31 段指出：“必须制定培训验证程序，以核实其有效性和工作人员的资格。”应当定期评审培训计划、培训设施和材料，并在必要时进行修改。评审应当涵盖培训的充分性和有效性，并适当考虑到个人在工作中的实际表现。评审还应当评审必要的培训需求、培训计划、培训设施和培训材料，以应当对监管要求的变化、组织或研究堆的变化、实验设备的变化以及从运行经验反馈中获得的教训。在可能的情况下，应当由直接负责培训的人员以外的人员进行评审。

⁷ 在岗培训包括在合格人员的指导下作为受训人员参与研究堆的活动（例如，在启动期间（包括运行前、热功能和启动试验）、运行和维护期间，或在提供技术服务期间）。在岗培训尤为重要，因为它培养了受训人员在实际工作环境中与工作相关的必要知识和技能。在岗培训提供实践经验，并允许受训人员熟悉研究堆的日常工作。

⁸ 实体模型是设备或系统的模型（按比例或全尺寸），用于培训或发展目的。

研究堆人员初始培训计划

4.15. 所有新员工都应当以系统和一致的方式被介绍到他们的工作环境中。应当使用一般培训计划，让新员工对其职责和安全生产工作实践有一个基本的了解。这种一般培训计划通常包括辐射防护、安全和基本应急程序等内容。

4.16. 对直接负责研究堆安全运行的操纵员—包括反应堆经理、值长、高级反应堆操纵员和反应堆操纵员—的培训计划应当提供对核技术、核安全和辐射防护的基本原则以及研究堆及其使用的设计基准、假设和理论基础的透彻理解。此类操纵员的培训计划应当包括必要的在岗培训。

4.17. 操纵员的培训计划还应当包括辐射照射影响方面的培训，以及确保辐射照射尽可能低的必要技术和行政手段方面的培训。

操纵员的培训

4.18. 所有操纵员—包括反应堆经理、反应堆主管、值长、反应堆操纵员和辐射防护人员—都应当接受初始培训，涵盖相关技术科目，达到其组织和运行职责所必需的水平。这种初始培训应当发展研究堆系统及其功能、布局和运行的全面理论和实践知识。培训应当强调在运行限值和条件内维护反应堆的重要性、违反运行限值和条件的后果以及程序错误的潜在后果。作为培训的一部分，受训人员应当尽可能参与运行前阶段和反应堆的启动。

4.19. 研究堆特定岗位初始培训的程度、范围和深度将取决于该设施的规模和复杂性，以及其运行可能对公众和环境产生的影响。培训的持续时间将取决于受训人员的初始能力。对于一个非常小和简单的研究堆，培训—包括设施特定的培训和在岗培训—通常可以在 3 个月内完成。对于一个大型、复杂和利用率高的设施，培训计划应当更加广泛，可能需要一年多的时间才能完成。

4.20. 研究堆的反应堆操纵员（包括高级反应堆操纵员、值长、反应堆主管和反应堆经理）的课堂自学培训计划通常应当包括以下物项（标有星号（*）的物项应当包括演练、实验室和/或车间培训和/或在岗培训）：

- (a) 进修课程。数学、物理和化学等领域的进修课程有时是必要的，以确保所有受训人员都具备成功完成培训计划的必要技术知识；

- (b) 背景课程。必要时，可在培训计划中增加背景课程。这些背景课程可能涵盖以下专题：
- (i) 安全文化；
 - (ii) 人因和人的绩效工具的使用；
 - (iii) *电脑软件；
 - (iv) *解释技术图纸；
 - (v) 非辐射相关的安全；
 - (vi) *急救；
 - (vii) *消防安全；
 - (viii) 电气基础。
- (c) 反应堆理论及相关学科。这些专题为理解反应堆理论和技术提供了基础，可能包括以下内容：
- (i) *核物理基础；
 - (ii) *反应堆理论基础，包括裂变过程、中子倍增、源效应、控制棒效应、临界指示、反应系数和毒物效应；
 - (iii) *反应堆动力学；
 - (iv) 核安全；
 - (v) *辐射防护原则及程序；
 - (vi) *辐射监控方法和测量设备；
 - (vii) *辐射屏蔽原理；
 - (viii) 传热、热力学和流体力学；
 - (ix) 材料技术，包括辐射损害对反应堆结构行为的影响。
- (d) 反应堆技术。这应当包括理解研究堆的设计和运行、不同系统的功能以及这些系统的试验所必需的所有科目。这些专题一般包括以下内容：
- (i) *设施的整体布置及布局；
 - (ii) *反应堆堆芯的一般特点，包括堆芯结构、燃料元件、控制棒（如适用）和材料；
 - (iii) 反应堆的一般特点，包括以下内容：
 - 反应堆仪器仪表系统；
 - 反应堆控制系统；

- 反应堆保护系统；
 - 安全系统；
 - 适用的反应堆冷却系统；
 - 通风系统；
 - 辅助系统；
 - 包容和/或密封系统。
- (e) 设施特定系统。这应当包括对研究堆和相关服务设施中的所有系统及其功能和运行模式的详细说明，包括以下内容：
- (i) *堆芯内外的实验设备和辐照设施；
 - (ii) *同位素生产设施；
 - (iii) *束管的使用；
 - (iv) *冷中子源和热中子源；
 - (v) *中子射线照相设备。
- (f) 反应堆运行和安全。这应当涵盖反应堆的特定特征和反应堆安全运行的必要知识，并包括以下内容：
- (i) *反应堆在稳态和瞬态工况下的运行特征；
 - (ii) 安全分析结果；
 - (iii) *预计运行事件；
 - (iv) 评审安全分析报告；
 - (v) *运行限值和条件；
 - (vi) *进行临界试验（或核实次临界组件的次临界性）；
 - (vii) *执行运行限值和条件的监视规定（例如仪器仪表检查和校准、控制棒校准）；
 - (viii) *热平衡（如适用）；
 - (ix) *监控和控制堆芯安全限值；
 - (x) *正常运行和预计运行事件的程序；
 - (xi) *应急计划和程序；
 - (xii) *识别紧急情况的发生；
 - (xiii) 堆芯管理和反应性控制；
 - (xiv) *燃料装卸设施及程序；

- (xv) *化学品控制；
 - (xvi) *辐射防护；
 - (xvii)*处理和处置放射性物质和废水；
 - (xviii)研究堆和其他设施的事故历史。
- (g) 行政要求。这包括为确保研究堆的安全管理而采取的额外行政措施，其中包括：
- (i) 运行限值和条件的行政要求；
 - (ii) 人员配置要求；
 - (iii) 运行程序；
 - (iv) 维护要求和计划；
 - (v) 行政程序；
 - (vi) 研究堆的访问控制；
 - (vii) 安全与核安保之间接口；
 - (viii) 消防；
 - (ix) 核临界安全；
 - (x) 核材料衡算和控制；
 - (xi) 初始资格和认证要求；
 - (xii) 运行记录的保留⁹；
 - (xiii) 配置和更改控制。
- (h) 监管要求。这包括以下内容：
- (i) 强制性文件（如运行和维护手册）；
 - (ii) 相关国家法律；
 - (iii) 监管机构和当局；
 - (iv) 相关监管要求；
 - (v) 相关规范和标准；
 - (vi) 执照的授权和条件；
 - (vii) 报告要求。

⁹ 运行记录包括为保持研究堆的客观运行历史而创建的文件，如仪器仪表图表、证书、日志、计算机打印输出和数字存储介质。

研究堆操纵员的培训计划的一个示例见附件 II。

4.21. 背景和复习课程应当包含所有研究堆的类似内容，然而，根据与研究堆相关的潜在危害、采用的技术和特定设计，应当将分级方法应用于设施特定培训。

4.22. 操纵员的初始培训应当包括课堂上的正式培训，中间穿插实验室和/或车间培训、在岗培训和实践培训。反应堆操纵员应当获得以下方面的丰富经验：

- (a) 反应堆运行；
- (b) 反应性运行，包括启动和停堆；
- (c) 反应堆系统的运行；
- (d) 程序的应用（例如燃料装卸，假组件插入和抽出）；
- (e) 故障排除；
- (f) 团队合作；
- (g) 管理任务。

培训计划应当规定受训人员应当进行的反应性运行的最低数量。

4.23. 除了技术培训之外，个人——特别是高级反应堆操纵员、值长、反应堆主管和反应堆经理——也应当接受培训，以发展他们在行政政策和程序、管理责任和权限、监督技巧、人际沟通、问题分析和决策方面的知识和技能。一般来说，他们的培训应当基础广泛，深度与工作的角色和职责相称。

4.24. 对于高级反应堆操纵员的岗位，应当考虑经验、领导能力和沟通技巧。除了第 4.20—4.23 段所述的培训外，还应当向候选人提供任何必要的额外培训，以发展胜任高级反应堆操纵员职责所需的知识和技能。因此，应当就以下方面的监督问题提供额外培训：

- (a) 营运组织的行政要求及其依据；
- (b) 运行限值和条件；
- (c) 对堆芯配置和系统配置进行更改的程序，包括监督临界（或次临界组件情况下的次临界倍增）实验；
- (d) 应急预案和应急程序；

- (e) 去污程序；
- (f) 管理培训。

4.25. 高级反应堆操纵员应当酌情接受额外的特定培训（例如放射性物质运输、辐射防护）。

4.26. 值长应当接受第 4.20—4.25 段所述的培训。值长应当接受处理异常事件、管理和沟通技能方面的额外培训。

4.27. 非常规活动可以在研究堆进行，例如涉及反应堆操纵员对控制装置进行不异常操作的实验，或者乏燃料组件的制备和运输。对于非常规活动，应当在活动开始前为相关人员制定、实施和完成培训计划。

4.28. 辐射防护人员和其他职能人员应当接受培训，并具备与其工作和职责相适应的能力水平。如第 4.18—4.21 段所述，这种培训应当采用有组织的方法进行。GSR Part 3[22]规定了与辐射防护人员培训相关的要求，GSG-7[23]和 SSG-44[31]提供了相关建议。

支助人员的培训

4.29. 辅助人员的初始培训应当旨在发展以下知识，达到岗位所需的深度：设施布局和研究堆系统的一般特点和功能，管理系统，包括监视和视察的维护程序和实践，和特殊的维护技能。支助人员的培训应当与任务相关，并应当强调技术或程序错误可能对安全造成的后果。作为本培训的一部分，应当回顾由此类错误导致的故障的反馈经验。SSG-81[3]提供了研究堆维护人员培训的特定建议。

4.30. 在一些研究堆中，支助工作是由不属于设施永久劳动力的人员执行的。这些人员应当接受设施定向培训、与任务相关的指导，以及关于研究堆的辐射防护、安全和应急程序等要素的特定指导。这些人员还应当熟悉并理解研究堆的安全文化。对于短期支助人员，这种培训的大部分可以由研究堆操纵员的密切监督来代替。

实验人员和其他使用者的培训

4.31. 每个新的研究堆利用项目都应当解决与项目相关的培训需求。这些信息应当在操纵员的相关培训计划中加以考虑，并用于为实验人员和其他用户制定适当的培训。实验人员和其他使用者在其特定培训圆满完成之前，

应当不被允许在研究堆中进行工作活动。此外，在操纵员圆满完成项目所需的任何额外培训之前，应当不进行利用项目。

4.32. 获准进入研究堆的每个实验人员或其他用户至少应当接受辐射防护、消防安全、非辐射相关的安全和应急响应方面的基本培训，这些培训与用户进入研究堆的责任和条件（即有人陪同或无人陪同）相称。

研究堆人员能力和资格的培训后评定

4.33. 当操纵员完成培训后，他们的能力应当由反应堆经理（或反应堆经理指定的合格人员）评定，然后再履行他们接受培训岗位的职责。对于反应堆经理，应当由营运组织中对反应堆经理职责有具体了解的人员进行能力评定。应当建立绩效标准，以此评定操纵员的能力。评定可包括以下一项或多项内容：

- (a) 通过表演示范评定实践技能；
- (b) 通过笔试评定研究堆的知识以及回忆和理解能力；
- (c) 通过口试评定研究堆的知识以及回忆和理解能力（这可以在课堂上进行和/或作为设施演练的一部分¹⁰）；
- (d) 压力下的行为评定（例如，在模拟应急工况下）。

4.34. 应当将能力评定中发现的受训人员表现的任何不足之处通知反应堆经理。应当通过以下一项或多项措施弥补不足之处：

- (a) 确定在岗培训、课堂培训和/或自学的不足之处；
- (b) 采取措施确保达到必要的能力；
- (c) 为表现出缺陷人员提供补救培训；
- (d) 将人员从他们的岗位调离。

¹⁰ 演练是在工作环境中进行的有监督的行为，在工作环境中，为了培训或核实程序的目的，模拟行动，并对受训人员的表现或程序的适用性进行评定。

研究堆人员的继续培训和资格

4.35. 营运组织应当按照有组织的方法提供持续培训，以确保研究堆人员的知识、技能和态度得以保持。继续培训也应用于职业发展和继任计划目的。所有对研究堆的安全运行具有重要作用的人员都应当参加继续培训。

4.36. 继续培训计划应当在规定的时间内（例如 1 年或 2 年）实施，并应当定期实施连续的继续培训计划。该计划应当包括初始培训（见第 4.18—4.22 段）与不常执行或难以执行的安全相关活动相关的选定专题。继续培训的专题应当与职责相称以及任职者的职责。继续培训计划的专题可包括以下内容：

- (a) 核技术和反应堆运行原理；
- (b) 核安全原则；
- (c) 反应堆设计和运行特征；
- (d) 仪器仪表和控制系统；
- (e) 反应堆保护系统；
- (f) 实验设备和辅助反应堆系统；
- (g) 运行限值和条件
- (h) 运行状态和事故工况的运行程序；
- (i) 辐射防护；
- (j) 应急计划；
- (k) 核材料的实物保护；
- (l) 安全和安保之间的接口。

4.37. 负有监督责任的人员（见第 4.23 段和第 4.24 段）应当接受强调其岗位监督方面的继续培训。

4.38. 受电离辐射职业照射的人员应当定期接受辐射防护方面的复训。

4.39. 继续培训计划还应当包括关于应急程序的定期演习和演练。所有相关人员应当参加这些演习和演练。演习和演练还要求场外人员参与，如果这些人员是应急计划的一部分（见 GSR Part 7[19]第 6.31 段）。

4.40. 除了第 4.36 段和第 4.39 段建议的培训专题外，继续培训计划还应当满足对新知识和新技能的需要，例如，由于以下原因：

- (a) 反应堆系统和设备的变化；
- (b) 运行程序和应急程序的变更；
- (c) 执照或执照中提及文件的变更（例如安全分析报告和运行限值和条件的变更）；
- (d) 积累的运行经验，包括从研究堆和其他相关设施运行期间发生的事件中积累的经验；
- (e) 在操纵员的表现中发现的弱点；
- (f) 个人要求额外培训。

4.41. 作为继续培训计划的一部分，寻求重新认证以证明其持续能力的反应堆操纵员应当进行最低反应性运行。此外，作为该计划的一部分，担任特定岗位的人员应当在规定的最短时间内履行该岗位的职责。

4.42. 在继续培训计划的每个设定期限结束后（见第 4.36 段），应当安排认证考试，以核实现任操纵员是否保持了履行职责所需的知识和技能。考官应当独立于提供继续培训的人员。在某些情况下，考试可能由监管机构管理。继续认证考试之间的间隔可能在 1 年到 5 年之间。以满足 SSR-3[1]第 7.30 段规定的要求。长时间（例如连续几个月）不在现役岗位上的操纵员，在重新任职之前，应当顺利完成适当的复训计划，包括对其能力的重新评定。

5. 研究堆操纵员的授权

5.1. SSR-3[1]第 7.28 段指出：“某些运行岗位可能需要正式授权或执照。”在这种情况下，授权是指监管机构或其他适当当局给予某人开展特定活动的书面许可证。在一些会员国，授权仅限于在特定研究堆进行的活动。

5.2. SSR-3[1]第 7.21 段指出：“为了安全起见，操纵员的每一个有执照或授权的成员都有权关闭反应堆。”该权限应当由营运组织明确定义，并由操纵员理解。

5.3. 营运组织应当按照监管要求，建立操纵员的授权申请程序。这些程序应当规定对拟获授权人员的能力进行评定，包括根据培训计划和监管要求成

功通过考试。监管机构可以进行考试，并向成功的考生发放授权或执照。或者，营运组织可以负责进行考试，可能由监管机构的代表作为观察员在场。

5.4. 独立于颁发的任何许可证，营运组织有责任确保所有人员具备其岗位所需的资格。

研究堆需要授权操纵员

5.5. 营运组织应当制定流程和程序，在允许控制或监督研究堆运行状态变化的人员或负有与安全有直接关系的其他职责的人员履行这些职责之前，对他们进行授权。这种授权可以通过不同的方式实现。例如，营运组织可以向监管机构提议授权所涵盖的活动。或者，监管机构可以确定需要授权的活动并相应地给予授权。

5.6. SSR-3[1]第 7.5 段指出：

“需要执照或证书的工作人员岗位必须根据国家的法律框架确定。……特别是，根据监管要求，反应堆经理³⁹、值长和反应堆操纵员必须持有监管机构、营运组织或其他主管当局颁发的授权（执照或证书）。

“³⁹ 反应堆经理不一定需要持有运行反应堆的执照，但需要完成培训计划”。

5.7. 监管机构可能要求提供其他人员的能力证明文件，这些人员未经监管机构授权，但其职责对安全有重大影响，尽管不是直接影响。

研究堆人员授权的条件

5.8. 个人的每一项授权都应当特定说明授权适用的研究堆和岗位。此外，任何由医疗或其他发现导致的情况（例如在执行职务时佩戴矫正眼镜）均应当在授权内列明。如果授权人员调到不同的研究堆或同一设施的不同授权岗位，此人应当满足新岗位的特定能力要求，然后才能被授权承担其职责。

5.9. 营运组织应当确保只有持有特定授权的人员才能操作直接影响堆芯反应性的反应堆控制装置。然而，参加导致这种授权培训计划的人员，或

参加正规教育计划的学生，可以在授权人员的监督下实施这种控制。此外，可允许具备适当资格的人员在获得控制部门授权人员许可的情况下，执行可能影响堆芯反应性的预先批准的有限行动（例如，研究人员使用气动传送带将样品放入反应堆）。

5.10. 为了保持授权，个人应当定期履行授权岗位的职责。如果个人在一段时间内（通常为 3—6 个月）没有履行该岗位的职责，研究堆的授权代表应当在该个人恢复职责之前证明该个人仍然符合授权的要求。在某些情况下，应当进行复训，并应当重新评定能力（见第 4.42 段）。

5.11. 所有获得授权的人员都应当接受定期体检，以评定身体健康和精神健康。研究堆经理应当使用这一检查的结果，以帮助确定个人是否仍有能力履行其被授权的职能（另见第 3.6 段和参考文献[26]）。

研究堆操纵员的再授权

5.12. 应当定期评审授权操纵员的能力。应当考虑定期重新授权的必要性。在许多国家，监管机构签发的授权在有限的时间内有效，通常为 1—6 年。如果个人不再符合授权岗位的要求或不再需要履行授权职责，授权可能会被撤销或不再延期。重新授权个人的决定应当部分基于持续的健康状况。获得授权的人员应当成功完成与其岗位相适应的继续培训计划，应当被确认仍具有必要的能力，并应当通过重新授权考试。

5.13. 如果被授权人长时间缺席，并且研究堆、程序或其他领域发生变化，则应当特别考虑重新授权。这种重新授权可以分级的方式进行，包括复训、能力重新评定和考试，与个人缺勤的时间、研究堆的复杂性以及个人缺勤期间设施及其运行的变化相称。

6. 研究堆人员的招聘、培训和资格的记录

6.1. 对于研究堆中的每一个人，营运组织应当保持以下记录：

- (a) 教育；
- (b) 体验；
- (c) 培训和复训；
- (d) 资格和再认证；
- (e) 考试和测验的结果；
- (f) 授权和再授权；
- (g) 工作经历；
- (h) 绩效历史；
- (i) 医疗记录。

还应当保留每个人岗位的工作要求清单。

6.2. 第 6.1 段所列记录的主要目的，（如有必要，可提供给监管机构）应当提供以下内容：

- (a) 其职责与安全相关的所有人员的资格和能力的文件；
- (b) 个人授权文件；
- (c) 必要时用于评审培训计划和实施纠正措施的历史信息；
- (d) 满足法规要求所需的文档。

这些记录也可用作职业发展目的的独立信息来源。

6.3. 第 6.1 段所列的记录。应当按照研究堆管理系统收集和存档（见第 2.61—2.85 段）。

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（2023 年）。
- [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（2023 年）。
- [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（2023 年）。
- [5] 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（2023 年）。
- [6] 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（2023 年）。
- [7] 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（2023 年）。
- [8] 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（2023 年）。
- [9] 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）。
- [10] 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）。
- [11] 国际原子能机构《核安全与安保术语：用于核安全、核安保、辐射防护、应急准备与响应》（2022 年暂定版），国际原子能机构，维也纳（2022 年）。

- [12] 国际原子能机构《核电厂营运组织》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.4 号，国际原子能机构，维也纳（2001 年）。
- [13] 国际原子能机构《核电厂员工的招聘、资格和培训》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-75 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [14] 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（2023 年）。
- [15] 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）。
- [16] 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）。
- [17] 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）。
- [18] 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）。
- [19] 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）。
- [20] 国际原子能机构《研究堆事故管理计划的评审导则》，国际原子能机构《服务丛书》第 25 号，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。
- [21] 国际原子能机构《核装置运行经验反馈》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [22] 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）。
- [23] 国际原子能机构、国际劳工组织，《职业辐射防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [24] 国际原子能机构《核电厂和研究堆放射性废物处置前管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-40 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [25] 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）。
- [26] 国际原子能机构《研究堆长期停堆的安全考虑》，国际原子能机构《技术文件》第 1387 号，国际原子能机构，维也纳（2004 年）。
- [27] 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）。
- [28] 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）。
- [29] 国际原子能机构《放射性废物处置》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-5 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [30] 美国国家标准协会《研究堆人员的选拔与培训》（ANSI/ANS-15.4-2016, R2016），美国核学会，伊利诺伊州拉格兰奇帕克（2016 年）。
- [31] 国际原子能机构《建立辐射安全基础结构》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-44 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [32] 国际原子能机构《核设施员工系统化培训方法：过程、方法和实践》，国际原子能机构《核能丛书》第 NG-T-2.8 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [33] 国际原子能机构《核电厂人员系统化培训方法（SAT）的分析阶段》，国际原子能机构《技术文件》第 1170 号，国际原子能机构，维也纳（2000 年）。

附件 I

系统化培训方法

I-1. 系统化培训方法是一个有用的概念，最初是为编写和执行培训计划以及评价核电厂的培训计划和受训人员而引入的。这种方法也适用于研究堆，特别是那些有大型营运组织的研究堆。关于系统化培训方法的详细信息见参考文献[I-1、I-2]。本附件载有对这种方法的简要说明。

I-2. 系统化培训方法的总体目标是培养安全运行和维护研究堆的必要能力。系统化培训方法提供了一个逻辑进程，从确定完成工作所需的能力，到制定和实施培训以实现这些能力，再到随后评定培训的有效性。

I-3. 系统化培训方法将质量管理技术应当用于培训，以确保人员的能力。研究堆中每项工作的能力要求都已确定（例如，通过工作和/或任务分析），并使用参考文献[I-1]描述的技术对人员进行培训和评定。该方法的质量管理特征能够证明已经获得了所有必要的能力。该流程的控制和问责特点为营运组织和监管机构的管理层提供了在培训流程的任何阶段应用标准质量管理程序和流程的手段。

I-4. 图 I-1 给出了系统化培训方法的概述。

I-5. 如图 I-1 所示，系统化培训方法包括以下五个相互关联的阶段：

- (a) 分析：分析阶段包括确定培训需求和执行特定工作所需的能力；
- (b) 设计：在设计阶段，确定的能力被转化为培训目标。这些目标被组织成一个培训计划；
- (c) 开发：开发阶段包括准备所有培训材料，以便实现培训目标；
- (d) 实施：在实施阶段，使用已经开发的培训材料进行培训；
- (e) 评价：在评价阶段，根据在其他每个阶段收集的数据对培训计划的所有方面进行评价。随后是适当的反馈，从而改进培训计划。对培训计划的评价还可以确定研究堆的程序、设备和组织方面的必要改进。

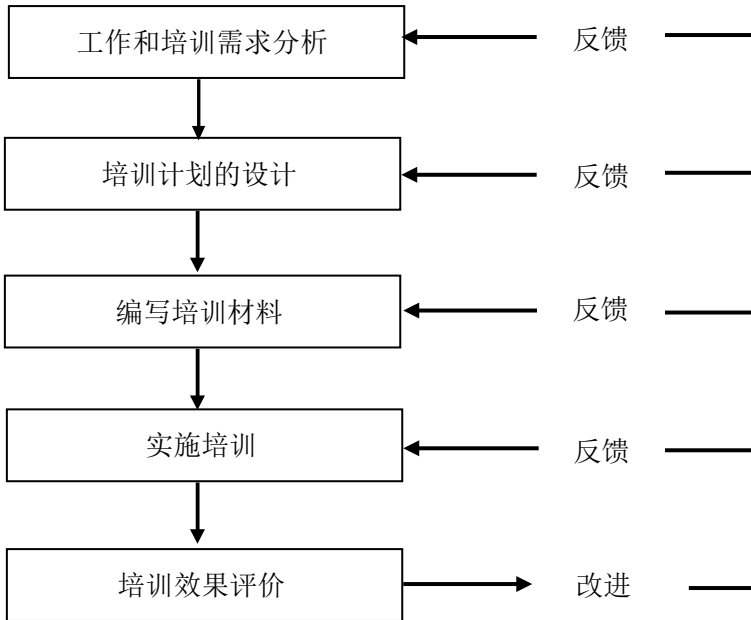


图 I-1. 系统化培训方法概述

实施系统化培训方法

I-6. 经验表明，为确保质量和一致性，系统化培训方法的每个阶段都需要实施程序。这些实施程序详细规定了完成每个阶段所需采取的步骤，并确定了执行每个阶段工作的人员职责和资格。图 I-2 说明了系统化培训方法的实施情况，并总结了来自流程内部和外部来源的每个阶段最重要的投入和产出。

I-7. 该过程的分析阶段以研究堆的特征为基础，因此将通过良好的文件来促进。如果要为处于运行前阶段的研究堆准备系统化培训方法，应当使用设计文件和/或来自类似设计设施的文件。

I-8. 参考文献[I-1、I-2]介绍了管理层基于系统化培训方法引入培训的导则，以及操纵员、维护人员、经理、应急人员和教员的培训流程。反应堆管理部门可能会发现，对所有运行领域的人员进行系统化培训是有益的。

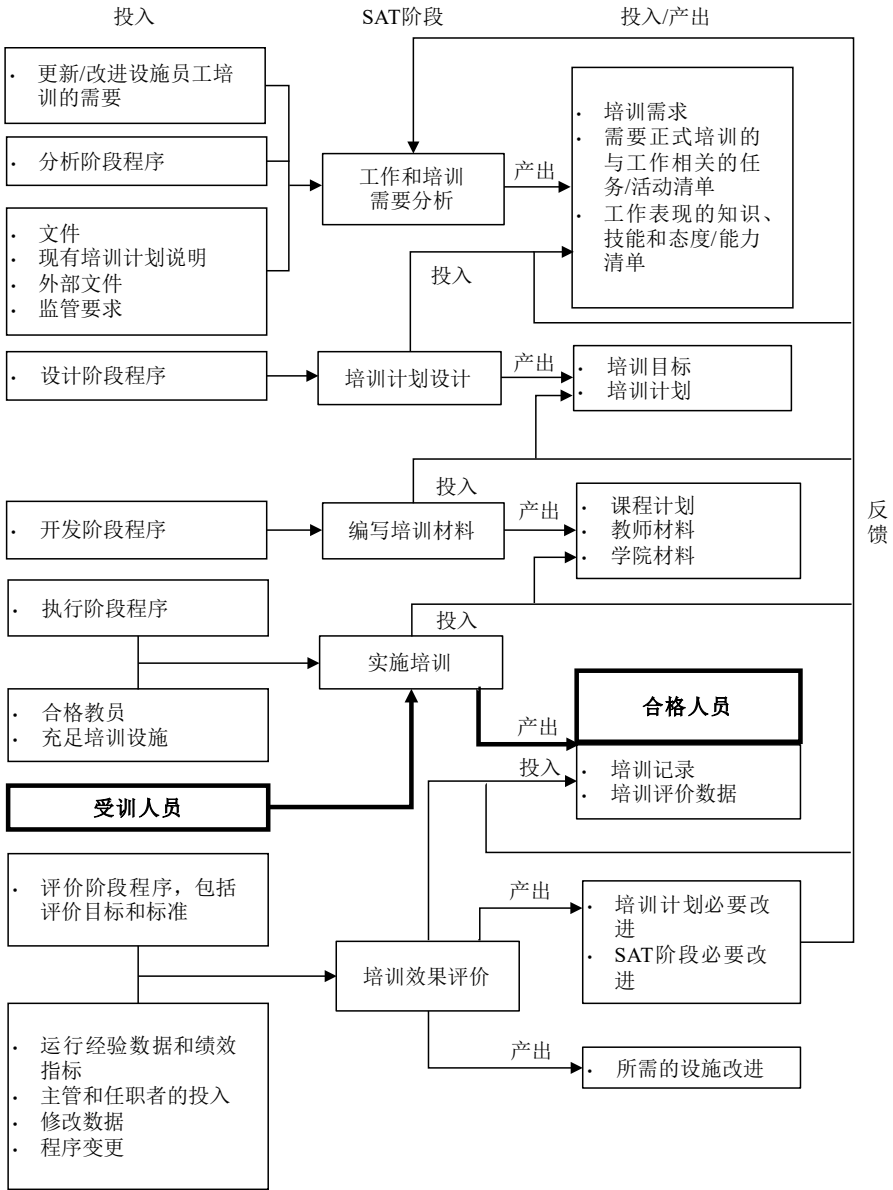


FIG. I - 2. 实施系统化培训方法 (SAT), 包括投入和产出。

附件 I 参考文献

- [I-1] 国际原子能机构《核设施员工系统化培训方法：过程、方法和实践》，国际原子能机构《核能丛书》第 NG-T-2.8 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [I-2] 国际原子能机构《核电厂人员系统化培训方法（SAT）的分析阶段》，国际原子能机构《技术文件》第 1170 号，国际原子能机构，维也纳（2000 年）。

附件 II

研究堆操纵员培训课程课程表的示例

II-1. 本附件提供了关于为研究堆操纵员建立新的培训课程的信息，并为评审现有培训课程提供了比较基础。它改编自一个会员国大型研究堆使用的材料。特定研究堆的培训专题可能与本附件给出的专题不同。培训中需要涵盖安全的所有方面。培训是促进安全文化的手段之一，需要受到同样接受过安全文化培训的工厂经理的充分鼓励和支持。列出的一些专题不适用于次临界组件和低功率水平反应堆（例如，具有自然对流冷却且不需要应急堆芯冷却或能动衰变散热的反应堆）。

研究堆操纵员初始培训

II-2. 所有反应堆操纵员都应当了解其控制下的反应堆区域并接受培训，以评定其行动对反应堆系统的影响。高级反应堆操纵员和值长应当深入了解反应堆及其各种系统之间的相互作用，并了解与其职责领域相关的行政和组织规定。此外，反应堆操纵员、高级反应堆操纵员和值长的必要知识可能包括国家法规规定的物项或设施管理需求确定的物项。

II-3. 表 II -1 列出了初始培训计划的课程计划样本中的主要标题。它由两部分组成：(a) 核专题的基本知识；和 (b) 特定设施的知识。第 II-10 段和第 II-11 段列举了每个标题下的个别专题，从而扩展了这一计划。第 II-11 段所列专题依赖于设施，有些可能不适用于所有的研究堆。

表 II-1. 研究堆操纵员初始培训课程计划

A 部分.核专题的基本知识

1. 核物理知识
 - 1.1 数量、单位和符号
 - 1.2 原子结构与放射性衰变
 - 1.3 辐射与物质的相互作用
2. 反应堆物理学
3. 能量释放与热工水力学
4. 反应堆工程与反应堆安全基础
5. 辐射防护
6. 职业安全
7. 监管要求
 - 7.1 国家法规和国际规范和标准
 - 7.2 辐射防护条例

B 部分.设施特定知识

1. 设施工程
 - 1.1 厂房及设备
 - 1.2 反应堆设备的布置、运行模式和功能
 - 1.2.1. 反应堆堆芯、储罐和/或水池以及内部构件
 - 1.2.2. 反应堆冷却系统
 - 1.2.3. 反应堆控制
 - 1.2.4. 控制棒设备
 - 1.2.5. 反应堆保护系统
 - 1.2.6. 反应堆安全壳系统或密封装置
 - 1.2.7. 仪器仪表和控制系统, 包括警报系统
 - 1.2.8. 反应堆辅助系统
 - 1.2.9. 常规服务系统
 - 1.2.10. 冷却水系统
 - 1.2.11. 电力供应系统和配电系统
 - 1.3 控制室
 - 1.3.1. 控制室和辅助控制站
 - 1.3.2. 控制室工程
 - 1.3.3. 计算机系统
 2. 设施运行
 - 2.1. 设施控制
 - 2.2. 堆芯管理
 - 2.3. 异常运行事件
 - 2.3.1. 重要设施故障
 - 2.3.2. 预计运行事件和事故
 - 2.3.3. 不可预见的事件序列
 - 2.4. 外部事件
-

表 II-1. 研究堆操纵员初始培训课程计划（续）

2.5.	辐射防护和监控
2.6.	环境监控
2.7.	研究堆化学
2.8.	访问控制
3.	行政要求
3.1.	当局施加的条件和发布的指令
3.2.	运行手册
3.3.	行动组织
3.3.1.	控制室和值班规则
3.3.2.	警报计划
3.3.3.	其他运行程序

研究堆操纵员的培训期限

II-4. 在许多培训计划中，反应堆操纵员岗位的候选人被期望在一段特定时间（例如 6 个月）内参与反应堆的监督运行，其中一部分时间（例如 2 个月）在申请授权之前值班。值长岗位的候选人通常被期望作为授权的反应堆操纵员在寻求值长授权的研究堆工作至少一段时间（例如 1 年）。必要的经验水平可能因国家法规而异。对于次临界组件，需要根据其潜在危害和复杂性，针对每个设施调整培训类型和培训周期。

II-5. 培训所需的时间差异很大，取决于研究堆的复杂性、参训人员的学术背景和学习能力以及培训师的教學技能。表 II-2 提供了核专题基础知识教学的典型时间表（见第 II-10 段斜体字）供反应堆操纵员使用。

表 II-2. 研究堆操纵员核专题基础知识培训时间表示例

专题	课时
1. 核物理基础	32
2. 反应堆物理学	41
3. 能量释放与热工水力学	48
4. 反应堆工程与反应堆安全基础	13
两周自学时间	
4. 反应堆工程与反应堆安全基础（续）	31
5. 辐射防护	62
6. 职业安全	7
7. 法定依据	10
8. 总结和概述讲习班	60
总课时	~300

培训进度评定

II-6. 为了评定培训期间的进展情况，通常在完成特定的课堂专题后进行单独的考试，例如：

- (a) 核和反应堆物理学和热工水力学；
- (b) 反应堆工程和反应堆安全基础；
- (c) 辐射防护。

II-7. 课程结束时，将进行全面的笔试和口试。表 II-3 给出了反应堆操纵员口试的一个示例。

表 II-3. 研究堆操纵员的设施专用口试示例

1. 提问式考试

持续时间：只要有必要对候选人得出可支持的结论。

1.1. 使用平面图或分解图标语牌对研究堆进行简短描述。

1.2. 取自设施知识“问题目录”的三个问题，重点是处理事故和与辐射防护相关的程序（适当时使用事先准备的视觉教具）。

2. 通过表演示范和实践演示的方式进行考试

持续时间：需要多久就多久。测验地点：控制室和反应堆大厅的各个岗位，视情况而定。考生在第 2.1—2.3 段被单独提问，如下所示。注：当反应堆运行时，可能需要模拟一些演示。

2.1. 对冷却剂回路和系统、反应堆保护系统和反应堆仪器仪表的选定部件在其功能范围内的解释。在适用于设施的情况下，在适当的小组或观察点附近讨论以下每个物项：

- (a) 空调面板；
- (b) 燃料元件温度显示面板；
- (c) 核仪器仪表；
- (d) 冷却剂循环控制面板；
- (e) 电源电路板；
- (f) 消防系统；
- (g) 泄漏检测指示面板和应急堆芯冷却系统；
- (h) 跳堆联锁面板；
- (i) 辐射防护仪器仪表板；
- (j) 粗控制棒组和快速停堆系统的试验设备；
- (k) 控制台。

2.2. 通过执行启动前检查，展示系统和程序的知识，反应堆启动，使用基本的序列程序将功率从低功率调整到满功率（次临界组件的情况除外），以及关闭反应堆。

2.3. 事故假想方案的讨论，应用运行手册和适当的设施演练。

2.4. 在次临界组件的情况下，讨论核燃料的数量、类型和几何构型以及有效倍增系数。

研究堆操纵员继续培训

II-8. 继续培训课程所涵盖的专题和适当的持续时间取决于研究堆及其利用计划。课程材料侧重于结构、系统和部件的最新变化，行政程序和运行程序，法规，以及运行限值和条件。培训还侧重于对预计运行事件的反应和应急响应。

II-9. 表 II-4 概述了继续培训课程的一个示例。

表 II-4. 研究堆操纵员、高级反应堆操纵员和值长的继续培训课程示例

主要专题	子专题
理论部分	
核专题基础知识	<ul style="list-style-type: none">— 设施相关反应堆物理— 反应堆的热工水力方面— 运行程序— 研究堆的辐射防护问题— 冷却剂回路化学
反应堆工程	<ul style="list-style-type: none">— 设施内的电源— 反应堆保护系统和遵守安全指令— 仪器仪表和电子系统— 仪器仪表和机械系统— 反应堆中子吸收器— 冷却剂系统回路— 其他类似反应堆的经验— 实验设施— 反应堆燃料— 研究堆测量技术的物理和工程原理— 数据的记录和处理

表 II-4. 研究堆操纵员、高级反应堆操纵员和值长的继续培训课程示例
(续)

主要专题	子专题
法规和组织	<ul style="list-style-type: none"> — 中心的一般安全规则，外部事件防护 — 组织、监管机构及其他主管当局和责任 — 授权、通知和报告 — 保持专业知识的计划 — 行政 — 相关防止意外的规定 — 呼吸防护 — 设施安全和辐射防护服务概述
特殊专题	<ul style="list-style-type: none"> — 运行程序及运行手册 — 维护程序和视察手册 — 故障分析和可报告事件
实用部分	
运行实践	<ul style="list-style-type: none"> — 燃料元件、中子吸收器和实验的装卸和更换 — 设施内便携式辐射监控仪器仪表的使用 — 设施专用电子数据处理的使用
反应堆冷却剂回路和相关系统的运行方面	<ul style="list-style-type: none"> — 适用的运行限值和条件 — 对假想预计运行事件的响应 — 对假想紧急情况响应 — 冷却剂系统的最新改造
一般实用专题	<ul style="list-style-type: none"> — 反应堆警报—演习 — 火警—演习 — 急救课程
特殊专题	<ul style="list-style-type: none"> — 安保许可，在反应堆经理或合格操作员的监督下，根据视察手册进行或参与定期试验和在役检查。

研究堆操纵员核专题的基础知识初始培训专题

II-10. 本段描述了“A部分.核专题的基本知识”表 II-1 的各个专题。斜体字中的专题适用于反应堆操纵员、高级反应堆操纵员和值长的培训。其余的仅适用于高级反应堆操纵员和值长的培训。所用编号反映了表 II-1 的结构。

1. 核物理基础：

1.1. 数量、单位和符号：

- 核工程中使用的数量的解释，包括相关符号。

1.2. 原子结构与放射性衰变：

- 原子的结构和模型、核电荷和质量数；
- “同位素”“核素”“中子”“质子”“电子”和“ γ 量子”的定义；
- 辐射类型 (α 、 β 、 γ 、 n)；
- 原子核的变化和相关的能量转移有 α 、 β 、 γ 和 n 衰变；
- 核素和衰变链图表的衰变定律。

1.3. 辐射与物质的相互作用：

- α 和 β 辐射与物质的相互作用；
- 横截面；
- 反应速率；
- γ 辐射屏蔽；
- γ 辐射（如能量转移、二次辐射、散射辐射）和中子（散射、俘获、裂变）与物质的相互作用；
- 中子源；
- 温度与中子动能的定性关系；
- 中子屏蔽；
- 核裂变过程与结合能；
- 裂变截面及其对中子能量的依赖；
- “裂变产物”和“活化产物”的定义；
- 育种和转化过程；
- 描述最重要的可裂变和可育核素。

2. 反应堆物理:

- 链式反应;
- 四因子公式及其在实际反应堆中的推广;
- 乘法因子 (k_{eff} , k_{∞});
- 反应性 (与倍增系数相关) 和慢化剂、反射剂和冷却剂的影响;
- 瞬发中子和延迟中子 (定义、产生和对反应堆控制的影响);
- 最重要的裂变核素的延迟中子和延迟中子部分;
- 临界方法;
- “临界”和“即时临界”的定义;
- 中子通量在临界状态或临界状态附近的变化;
- “稳定周期”和“反应堆周期的定性处理”或“相对通量变化率”的定义;
- “静止”“瞬态”和“过渡行为”的定义;
- 中子通量与堆功率的关系;
- 中子通量的测量方法, 慢化剂和反射器密度变化对中子通量的影响;
- 对中子通量在堆芯上以及在燃料元件和控制元件附近的分布进行定性处理;
- 反应性与燃料温度、冷却剂或慢化剂密度 (蒸汽空隙)、反应堆功率、样品辐照和反射材料以及反应性效应贡献者的时间行为的关系;
- 反应性系数与燃料损耗的关系;
- 次临界和临界反应堆运行行为和各種功率范围内行为的定性处理;
- 氙中毒 (定义、通过裂变产物的积聚过程、对中子通量和燃料装载量的依赖、随时间的行为以及对反应性的影响);
- 反应堆控制、可燃吸收器和控制元件;
- 监控次临界或临界反应堆的堆芯行为;
- 中子源 (目的和效果);
- 反应性平衡 (定性处理)、过度反应性和停堆裕度;
- 临界实验的进行。

3. 能量释放和热水力学：
- 水的性质；
 - 管道和阀门中的流动阻力；
 - 通过孔板测量流量；
 - 离心泵的工作原理、工作限值、管道中的泵运行和泵气蚀；
 - “临界热通量”和“热点”的定义；
 - 临界热流比、体沸腾、核沸腾和膜沸腾；
 - 传热机制；
 - 从包壳到水的热传递；
 - 换热器的传热能力；
 - 燃料中的热传导和从燃料到冷却剂的热传递（定性处理）；
 - 在运行期间和停堆之后，根据辐射类型和作为反应堆功率历史的函数，对燃料、慢化剂、冷却剂、堆芯内部构件和屏蔽中的能量分布进行定性处理；
 - 在燃料、慢化剂和反应堆结构中产生热量；
 - 自然循环（单相）和自然循环的限度；
 - 空气—蒸汽混合物的物理行为（定性处理）。
4. 反应堆工程和反应堆安全基础：
- 研究堆的基本布局 and 特征；
 - 使用核能所涉及的危害和风险（裂变产物库存和不受控制的反应性）；
 - 正常运行，预计运行工况、事故或事件的概念；
 - 安全概念、单一故障标准和质量保证（管理系统）；
 - 纵深防御；
 - 共模故障；
 - 正常运行期间、主散热器故障后和冷却剂丧失事故期间的余热排出；
 - 防止放射性物质排放到厂房和环境中屏障的基本布局和功能；
 - 材料老化；

- “固有安全” “冗余” “多样性” “故障安全原理” “跳闸通
电和断电原理” “能动故障” “非能动故障” 和 “自报告故障”
的定义（附示例）；
- 研究堆中重要的能动和非能动安全系统的运行模式和目的；
- 故障对测量系统数据显示的影响；
- 需要启动反应堆保护系统的条件；
- 在正常运行、预计运行情形或事故和事件期间，可能对厂房中
的人员、设施（包括对反应堆堆芯的损坏）和环境造成危害的
预计典型事件序列；
- 假想始发事件；
- 运行限值和条件的基础。

5. 辐射防护：

- 辐射引起的危害和辐射防护的目的；
- 对术语“活度” “比活度” “活度浓度” “半衰期” “污染”
“半值厚度” “活化” “摄入” “吸入剂量” “摄入剂量” “淹
没剂量” “浸没剂量” “剂量率” “当量剂量” 和 “有效剂量”
的解释；
- 辐射测量仪器仪表和设备（电离室、比例计数管、盖革—米勒
管、闪烁探测器、半导体探测器、中子探测器、个人剂量计（非
能动）、多球剂量计和酌情用于测量剂量率、表面污染和剂量的
电子个人剂量计）的运行模式、用途和局限性；
- 辐射场；
- 研究堆内未密封和密封的放射性物质，以及处理注意事项；
- 天然辐射照射（来源和强度）；
- 剂量限值和剂量约束 (a) 针对研究堆内、限制进入区域和活动
期间的职业照射人员；以及 (b) 由于向空气或水中排放放射性
物质而针对公众的剂量限值和剂量约束；
- 高辐射剂量的影响；
- 排放到空气或水中的放射性物质的最大授权活度限值；
- 对身体摄入量的年度限值；
- 工作场所或物体表面污染情况下的防护措施；

- 摄入放射性物质引起的危害（预防和后续措施、摄入和测量方法）；
- 防止污染（身体、衣服、工具和设备）的措施和去污措施；
- 在辐射防护人员抵达之前应当采取的防护措施（控制措施、安全措施和人员去污）；
- 个人监控的措施和设备、个人剂量评审的时间间隔以及受辐射人员的医疗检查；
- 在辐射区或污染区工作时（在禁区和限制进入区以及在维护工作期间）最佳辐射防护的防护措施和行为（例如使用时间、距离、屏蔽、防护服和呼吸器）；
- 与辐射防护官员和工作人员的合作。

6. 职业安全：

- 运行可靠性与职业安全的关系；
- 遵守职业安全原则；
- 与工作相关的职业安全的法定基础，以及对职业安全重要的规定和规则；
- 危害特征与事故预防；
- 负责职业安全措施的人员；
- 职业安全官员和安全专业人员的职责和责任；
- 维护工作的基本措施和程序（工作许可程序）；
- 针对人身伤害的措施，重点是涉及辐射的事故；
- 研究堆的防火和消防基础，包括火灾中的行为和火灾警报器的基本特点。

7. 监管要求：

7.1. 国家法规和国际规范和标准：

- 许可证要求；
- 运行要求；
- 研究堆或其运行中需要监管评审和批准的变化；
- 监管机构代理人的访问权限；
- 原子能机构安全标准；

- 原子能机构研究堆安全行为守则¹；
 - 国际放射防护委员会的出版物。
- 7.2. 辐射防护条例：
- 获得辐射防护条例；
 - 辐射防护条例的主要规定及其对研究堆的影响；
 - 辐射防护人员的职务和职责；
 - 辐射防护指令；
 - 在事件期间和之后为缓解其后果而采取的措施；
 - 设施说明，“控制区”“监督区”和“监控区”的定义；
 - 保护空气、水和土壤以及环境调查；
 - 放射性废物的处置；
 - 职业辐射照射；
 - 其他辐照的核算；
 - 禁止和限制工作；
 - 局部剂量测量和进入监督区和控制区的控制。

研究堆操纵员设施特定知识的初始培训专题

II-11. 本段描述了“B 部分设施特定知识”表 II-1 的各个专题。斜体字中的专题适用于反应堆操纵员、高级反应堆操纵员和值长的培训。其余的仅适用于高级反应堆操纵员和值长的培训。所用编号反映了表 II-1 的结构。

1. 设施工程：
 - 1.1. 厂房和设备：
 - 研究堆安全分析报告；
 - 厂房的布局和功能、通道、系统和部件的位置，特别考虑工程安全特点（应急冷却和余热排出）；
 - 安全重要设备（如气闸、逃生门、防火门、火警、消防设备、排烟装置、应急设备）的运行和功能模式；

¹ 国际原子能机构《研究堆安全行为守则》，IAEA/CODEC/RR/2006，国际原子能机构，维也纳（2006年）。

- 逃生路线、集合点、交通路线、围栏和监视设备；
- 反应堆运行期间和关闭后设施隔间的可及性；
- 消防设备的位置和功能；
- 通信设备和系统的位置和运行。

1.2. 反应堆设备的布置、运行模式和功能：

1.2.1. 反应堆堆芯、储罐和/或水池以及内部构件：

- 主要部件的任务、功能模式、布置和布局（如燃料元件、中子源、堆芯仪器仪表、包括驱动器在内的控制元件和实验设施）；
- 解释仪器仪表数据以确定运行状态。

1.2.2. 反应堆冷却系统：

- 热交换器、管道、反应堆冷却剂泵、隔离阀、安全阀和排污阀的任务、功能模式、布置和布局；设计和运行数据；
- 能量来源和热井，运行期间和停堆后或自然循环模式下的热传输；
- 用于确定运行状态的数据解释，运行模式，运行模式对反应堆冷却系统和邻近系统部件的影响，在出现故障的情况下启动纠正措施。

1.2.3. 反应堆控制：

- 原理和功能模式；
- 控制系统对反应堆系统的影响，在出现故障的情况下启动纠正措施；
- 运行模式（手动和自动、正常和降低功率）和功能（控制系统的限值、最大值和联锁）。

1.2.4. 控制棒驱动：

- 控制棒驱动的任务和功能模式，应急停堆机构和应急停堆系统；
- 检查可运行性，在出现故障的情况下启动纠正措施；
- 控制元件的运动速率和下降时间。

1.2.5. 反应堆保护系统：

- 安全分析报告中假想始发事件；

- 任务、布局、功能模式和逻辑、可运行性和功能性监控以及故障检测；
- 反应堆保护信号的启动和设施状态的解释；
- 在役检查和监视中。

1.2.6. 反应堆安全壳系统或密封装置：

- 密封任务和功能模式，包括厂房隔离，以及部件和系统的布置；
- 通风，并在发生故障时启动纠正措施；
- 安全壳设计限值和负压维持；
- 厂房隔离阀的布置；
- 厂房隔离对其他反应堆系统的影响。

1.2.7. 仪器仪表和控制系统，包括警报系统：

- 能动和非能动安全系统仪器仪表的目的以及相关的警报通知；
- 测量方法；
- 仪器仪表和警报系统的设计限值。

1.2.8. 反应堆辅助系统：

- 目的、运行模式、部件布局、用于确定辅助系统运行状态的数据解释、可能的运行模式、系统运行对其他反应堆系统的影响，以及在下列任何系统发生故障时启动纠正措施：
 - 冷却剂去污和脱气系统；
 - 反应堆水池清理和过滤系统；
 - 余热排出系统；
 - 应急冷却系统；
 - 安全壳喷淋系统；
 - 限制进入区域的通风系统和相关的过滤系统；
 - 屏蔽冷却系统；
 - 排气系统；
 - 核封闭冷却系统；
 - 废气系统；
 - 取样系统；

- 燃料水池冷却和过滤系统;
 - 冷却剂处理和贮存系统;
 - 废水收集系统。
- 应急冷却和余热排出系统、安全壳喷淋系统、限制进入区域的通风系统和废气系统的启动标准和手动启动。
- 1.2.9. 常规服务系统:
- 消防系统、空调系统和通风系统部件的用途、运行模式和位置,相关仪器仪表的用途。
- 1.2.10. 冷却水系统:
- 冷却水系统主要部件的用途、运行模式和位置;相关仪器仪表的用途。
- 1.2.11. 供电系统及配电系统:
- 电气系统部件的用途、运行模式和位置;
 - 需要使用带有基本电源和母线的应急电源条件;
 - 安全重要应急电力负载;
 - 辅助电源和重要负载及连接。
- 1.3. 控制室:
- 1.3.1. 控制室和辅助控制站:
- 控制室的实物布置,包括系统和设备的位置,控制室设备和辅助控制室设备记录的记录器和参数的运行;
 - 反应堆保护面板上显示信息的含义;
 - 根据反应堆保护面板上的仪器仪表读数诊断设施状况,辅助控制板的用途和岗位,包括辅助控制室、实验辅助控制面板。
- 1.3.2. 控制室工程:
- 显示器、信号、代码和驱动设备的含义,以及它们与相应系统或部件的关联;
 - 按键运行开关的含义和运行工况;
 - 控制室设备故障及纠正措施;
 - 警报系统的操作和意义。

1.3.3. 计算机系统:

- 研究堆计算机系统的重大安全任务;
- 计算机系统与设施其余部分的接口;
- 计算机日志的解释。

2. 设施运行:

2.1. 设施控制:

- 从各种初始条件启动和关闭反应堆,并在符合运行要求的功率下运行;
- 运行瞬变和研究堆行为;
- 启动和关闭的重要数据;
- 二次侧运行参数变化对一次侧运行的影响;
- 临界热通量;
- 个别系统的运行程序,包括监视和试验;
- 解释和修改数据,以确定研究堆的状况,包括检测个别系统的故障;
- 解释指示系统故障和事故的信号,发生的自动动作和可能的手动动作;
- 安全系统的在役检查(以及视察的范围和日期);
- 气闸和通风系统的运行和监控;
- 消防设备和呼吸器的运行,以及其他消防措施;控制室防火面板的运行;
- 值班人员在换料和临界试验期间装卸燃料元件的责任;
- 相关排放液态及气态污水的订明措施。

2.2. 堆芯管理:

- 堆芯管理计划,包括堆芯运行和监控;
- 换料程序和换料计划;
- 新的和辐照燃料的装卸和贮存;
- 燃料装卸设施和程序。

2.3. 异常运行事件:

2.3.1. 重要设施故障:

- 下列故障的识别、后果和应当采取的措施:

- 循环泵；
- 中间（封闭）冷却系统；
- 反应堆控制系统；
- 反应堆保护系统；
- 反应堆冷却系统；
- 仪器仪表；
- 反应堆的密封或安全壳隔离装置；
- 辐射监控系统；
- 含有放射性物质的通风口、排水沟和污水坑；
- 反应堆辅助系统；
- 冷却剂去污系统；
- 应急冷却和余热排出系统；
- 控制进出区域的通风系统；
- 废气系统；
- 传统服务系统；
- 冷却水系统；
- 应急电源系统和基本电源母线。

2.3.2. 预计运行事件和事故：

- 确定研究堆的状态，重点是次临界和从反应堆堆芯中排出余热；
- 安全系统性能的核实；
- 确保长期次临界和从反应堆堆芯排出余热的必要措施；
- 在预计运行事件和事故中，各种安全系统的相互作用；
- 预计运行事件和事故期间的手动操作；
- 查明和制定导致故障和事故的序列及其对反应堆运行、设施和环境的影响；
- 用于确定事故原因的方法；
- 解释警报器和记录数据，以确定预计运行事件和事故的原因；

- 消除事故原因的措施，最大限度地减少排放的废水，事故相关程序的应用；
- 运行中的异常序列和研究堆发生的事件；
- 反应性相关事件：导致反应性增加的故障、各种运行状态下最高价值控制元件、最高价值有效组或控制元件组的意外撤出；
- 由于电源控制故障导致控制元件脱落或弹出；
- 散热故障：反应堆堆芯冷却减少、散热器故障、热交换器故障；
- 冷却剂丧失：反应堆安全壳或密封装置内的反应堆冷却剂丧失，装有反应堆冷却剂的管道破裂，从反应堆冷却剂压力边界泄漏和连接管道破裂，阀门故障，以及反应堆冷却剂丧失到相邻系统；
- 其他故障：保护系统故障后激活替代停堆措施；
- 应急电源故障（短期和长期）；
- 装卸和贮存燃料元件的事故；
- 涉及实验的事件及其对研究堆的影响。

2.3.3. 不可预见的事件序列：

- 对事件序列和研究堆安全重要部件和系统的设计限值，如反应堆储罐、热交换器、应急堆芯冷却系统、余热排出系统和安全壳或密封装置；
- 保护基础，以保持次临界，保持冷却剂在堆芯上方，确保从反应堆冷却系统中散热，确保放射性物质的密封并保持辅助电源；
- 表明满足保护基础的设施特定数据范围（安全参数）；
- 提供保护基础的功能（安全功能）—如反应堆紧急停堆、堆芯应急冷却、安全壳隔离或密封装置的隔离—以及可能影响其有效性的条件；
- 识别初期堆芯损坏，例如通过一回路系统中的堆芯出口温度和放射性；
- 确定限值（安全参数），当超过这些限值时，会挑战保护基础，并表明安全功能的故障或失效，例如中子通量测量的限值、反应堆容器冷却剂液位、

反应堆冷却剂出口温度、燃料元件温度、主蒸汽压力、废气活度和应急母线电压；

- 对保护基础重要的安全功能的可接受替代品；
- 当临界状态已经确定，主要安全功能已经失效或退化时，使用替代安全功能。

2.4. 外部事件：

- 查明外部事件（如洪水、地震、飞机坠毁、爆炸、环境中的有毒或爆炸性气体）并采取措施。

2.5. 辐射防护和监控：

- 使用辐射监控仪器仪表进行个人监控和工作场所监控；
- 在禁区进出点进行个别监控的安排；
- 值班人员辐射监控仪器仪表的功能模式及使用；
- 确定禁区和进入禁区的规定；
- 进行实验时的辐射防护措施；
- 监控放射性水平、空气中的放射性物质和排气系统的流出物。

2.6. 环境监控：

- 控制室内用于环境监控（如液态废物、气态流出物或气象数据）和显示器或警报的仪器仪表；
- 在液态废物或气态流出物活度增加的情况下，或在通过研究堆排放的气载放射性物质活度增加的情况下应当采取的措施。

2.7. 研究堆化学：

- 监控各种系统的化学性质。

2.8. 访问控制：

- 控制值班人员进入个别厂房或舱室。

3. 行政要求：

3.1. 当局施加的条件和发布的指令：

- 对值班运行规定的条件和发布的指令（许可证中的授权限值、反应堆保护限值和运行边界条件）；
- 违反运行限值和条件时的措施。

- 3.2. 运行手册：
 - 运行手册的结构、内容和使用，包括安全规范、附加计划、图纸和说明；
 - 根据视察手册安全重要物项进行监视。
- 3.3. 营运组织：
 - 3.3.1. 控制室和值班规则：
 - 安全文化；
 - 强制性文件；
 - 反应堆日志内容；
 - 值班操纵员的职责范围；
 - 班组的权力和权限；
 - 高级经理、其他经理和辐射防护官员对值班人员的权力和权限。
 - 3.3.2. 警报计划：
 - 研究堆的警报和警报设备；
 - 警报的识别和响应；
 - 启动警报的条件和责任；
 - 通知待命人员和当局。
 - 3.3.3. 其他运行规则：
 - 值班人员关于维护说明和辐射防护说明规则的详细信息、职责和责任；
 - 安保说明和进出说明；
 - 急救说明；
 - 消防安全说明。

参与起草和审订人员

Abou Yehia, H.	国际原子能机构
D' Arcy, A.	顾问（南非）
Dillich, J.	顾问（澳大利亚）
Hardesty, D.	美国核管制委员会
Hargitai, T.	顾问（匈牙利）
Hirshfeld, H.	以色列原子能委员会
McIvor, A.	国际原子能机构
Perrin, C.D.	阿根廷核管制局
Rao, D.V.H.	国际原子能机构
Sears, D.F.	国际原子能机构
Shaw, P.	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

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