

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

研究堆堆芯管理 和燃料装卸

特定安全导则

第 SSG-82 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。

研究堆堆芯管理和燃料装卸

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-82 号

研究堆堆芯管理和燃料装卸

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

研究堆堆芯管理和燃料装卸

国际原子能机构，奥地利，2024 年 9 月

STI/PUB/2045

ISBN 978-92-0-512124-6（简装书：碱性纸）

978-92-0-512024-9（pdf 格式）

EPUB 978-92-0-511924-3

ISSN 1020-5853

前 言

拉斐尔·马里亚诺·格罗西总干事

国际原子能机构（原子能机构）《规约》授权原子能机构“制定……旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危险的安全标准”。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”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。

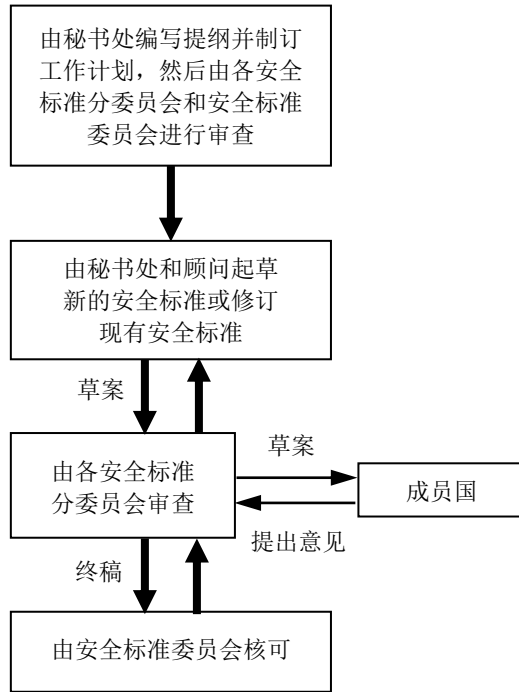


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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 (1.1-1.6).....	1
目的 (1.7, 1.8).....	2
范围 (1.9-1.17).....	2
结构 (1.18).....	3
2. 研究堆堆芯管理和燃料装卸中管理系统的应用 (2.1-2.6)	4
研究堆堆芯管理和燃料装卸管理责任 (2.7-2.9).....	5
研究堆堆芯管理和燃料装卸资源管理 (2.10-2.15).....	6
研究堆堆芯管理和燃料装卸操作实施 (2.16-2.20).....	7
研究堆管理系统的测量、评定和改进 (2.21-2.24).....	8
3. 研究堆堆芯管理 (3.1-3.6)	9
研究堆堆芯计算 (3.7-3.17).....	11
研究堆堆芯运行 (3.18-3.20).....	13
研究堆堆芯监控 (3.21-3.31).....	15
研究堆燃料完整性保证 (3.32-3.41).....	17
研究堆的新燃料采购和设计修改 (3.42-3.47).....	19
研究堆燃料换料过程 (3.48-3.54).....	21
4. 研究堆新燃料的装卸和贮存	23
研究堆新燃料管理 (4.1-4.13).....	23
研究堆新燃料的接收 (4.14-4.19).....	24
研究堆新燃料的贮存 (4.20-4.28).....	25
5. 研究堆换料程序	26
研究堆的换料准备 (5.1-5.5).....	26
研究堆燃料和堆芯部件装载 (5.6-5.10).....	27
研究堆燃料和堆芯部件卸载 (5.11-5.16).....	28
研究堆燃料和堆芯部装卸件以及试验控制棒处置措施 (5.17-5.20).....	29
6. 研究堆辐照燃料的装卸和贮存 (6.1-6.9)	30
研究堆辐照燃料的贮存 (6.10-6.23).....	31
研究堆辐照燃料的视察 (6.24, 6.25).....	34
7. 研究堆堆芯部件和中子源的装卸和贮存 (7.1-7.8)	34
8. 研究堆燃料装卸的准备 (8.1-8.9)	36

9. 研究堆堆芯管理和燃料装卸文件记录 (9.1-9.3)	37
参考文献	39
附件 研究堆堆芯管理原因	41
参与起草和审订人员	43

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”为研究堆堆芯管理和燃料装卸提供了建议。

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：

—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-83 号《研究堆运行限值和条件及运行程序》[4]；

—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的招聘、培训和资格》[5]；

—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]；

—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]；

—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》[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《研究堆的应用和改造安全》[10]。

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

1.6. 本“安全导则”替代原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-4.3 号《研究堆堆芯管理和燃料装卸》。¹

目的

1.7. 本“安全导则”目的是为研究堆堆芯管理和燃料装卸提供建议，以满足 SSR-3[1]确立的相关要求，特别是要求 58 和 78。

1.8. 本“安全导则”提供的建议是针对研究堆的营运组织、监管机构和参与研究堆项目的其他组织。

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应堆（如热或冷中子源、高压和高温回路）可能需要额外的指导。对于这种研究堆，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-73 号《核电厂堆芯管理和燃料装卸》[12]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. 一些较低潜在危害的研究堆、临界组件和次临界组件可能需要不太复杂的堆芯管理和燃料装卸计划。虽然本“安全导则”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》[13]）。

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。

1.12. 在本“安全导则”堆芯管理建议包括堆芯内和堆芯外实验设备的管理。还考虑将新设计的燃料组件放入现有堆芯，这些建议可适用于将研究堆转换为使用低浓缩铀而不是高浓缩铀。

¹ 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 NS-G-4.3 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。

1.13. 在本“安全导则”，“堆芯管理”是指与燃料组件、堆芯部件管理和反应性控制相关的活动。关于堆芯管理的建议涵盖堆芯计算、实验核实、燃料元件的移动和更换以及其他堆芯部件的移动和更换。

1.14. 在本“安全导则”，“燃料装卸”是指新燃料和辐照燃料的移动、贮存和控制，无论是手动还是通过自动化系统。相关燃料装卸的建议包括以下内容：

- (a) 新燃料组件的接收；
- (b) 燃料组件和其他堆芯部件的贮存和装卸；
- (c) 燃料组件的视察；
- (d) 燃料组件和堆芯部件的装卸；
- (e) 辐照燃料的视察；
- (f) 手动或通过自动化系统插入和移出其他反应堆材料；
- (g) 运输用燃料组件的准备；
- (h) 装卸装有辐照燃料组件的运输储罐或货包。

1.15. 本“安全导则”不包括关于在场外运输或场外贮存和最终处置辐照燃料组件和堆芯部件安全预防措施的建议。本“安全导则”不包括研究堆中产生的医用和工业放射性同位素的装卸。核安保和应急准备和响应也不在本“安全导则”范围内。

1.16. 本“安全导则”不考虑与安全没有直接关系的燃料核算方面，因此，不考虑保障措施方面。

1.17. 涉及反应堆堆芯整体重新设计的堆芯管理（例如，将具有许多燃料组件的常规堆芯转换为具有很少组件的紧凑堆芯）超出了本“安全导则”范围，相反，应当遵循 SSR-3[1]建立的研究堆设计要求。同样，具有安全重要或可能产生场外放射性后果的新实验设备的设计和建造也不在本“安全导则”范围之内。

结构

1.18. 本“安全导则”由九个部分和一个附件组成。第 2 部分和第 3 部分分别就与堆芯管理和燃料装卸相关的研究堆管理系统和堆芯管理计划提出了建议；第 4 部分提供了与装卸和贮存新燃料的主要方面相关的优化实践

建议；第 5 部分提供了关于装料活动的建议；第 6 部分提供了关于辐照燃料装卸、贮存和视察方面的建议；第 7 部分提供了关于装卸和贮存堆芯部件的建议，特别是那些辐照部件；第 8 部分提供了关于从现场发送燃料组件准备安排的建议；第 9 部分提供了关于堆芯管理和燃料装卸文件一般方面的建议。附件简要介绍了对研究堆进行堆芯管理的理由。

2. 研究堆堆芯管理和燃料装卸中管理系统的应用

2.1. 需要为研究堆物项开发一个综合安全、健康、环境、安保、质量、人和组织因素、社会和经济因素的管理系统（见 SSR-3[1]要求 4）。管理系统的文件应当描述控制研究堆所有活动的发展和实施的系统，包括堆芯管理和燃料装卸。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）。

2.2. 根据 SSR-3[1]第 4.13—4.20 段,要求管理系统涵盖以下 4 个功能类别：

- (a) 管理责任：包括提供实现组织目标所需的手段和管理支持（见本“安全导则”第 2.7—2.9 段）；
- (b) 资源管理：包括确保确定和提供对实施策略和实现组织目标至关重要资源所需的措施（见本“安全导则”第 2.10—2.15 段）；
- (c) 过程实施：包括实现组织目标所需的行动和任务（见本“安全导则”第 2.16—2.20 段）；
- (d) 管理系统的测量、评定和改进：包括为评价管理流程和工作绩效的有效性而开展的活动（见本“安全导则”第 2.21—2.24 段）。

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]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》提供了特定建议[15]。

2.3. 作为管理系统的一部分，堆芯管理和燃料装卸的安排应当在研究堆项目的早期策划。这些安排应当适用于所有安全重要物项和程序，并应当包括对堆芯管理和燃料装卸活动建立控制的手段。这应当使人们相信，这些活动是按照 SSR-3[1]第 4.16 段所要求的既定守则、标准、规范、程序和行政控制进行的。参与堆芯管理和燃料装卸人员的角色和职责应当在管理系统中定义。

2.4. 在建立管理系统时，需要根据每个物项或过程（如堆芯配置、关键实验）对安全的相对重要性采用分级方法（见 SSR-3[1]第 4.7 段）。

2.5. 适用于堆芯管理和燃料装卸管理系统的目标应当是确保研究堆满足以下要求：

- (a) 监管要求；
- (b) 设计要求和假设；
- (c) 安全分析报告（见 SSR-3[1]要求 1）；
- (d) 研究堆的运行限值和条件（OLCs）（见 SSR-3[1]要求 71）；
- (e) 与研究堆管理相关的行政要求。

2.6. 管理系统需要支持强大的安全文化的发展、实施和促进（见 GSR Part 2 [14]第 1.5 (b) 段和第 4.9 段）。这种安全文化应当适用于堆芯管理和燃料装卸计划的所有方面。

研究堆堆芯管理和燃料装卸管理责任

2.7. 营运组织负责研究堆的整体安全，反应堆经理²对其安全运行负有直接责任。在大多数研究堆中，反应堆经理直接负责堆芯管理和燃料装卸。在某些情况下，分析小组可能执行堆芯管理的某些方面（例如，设计、安全分析、性能预测）。在所有情况下，堆芯管理的运行方面和研究堆的燃料装卸活动都是反应堆经理的直接责任。反应堆经理应当通过以下方式参与堆芯管理和燃料装卸活动：

- (a) 经常与堆芯管理人员和燃料装卸人员联系，包括观察工作进展；
- (b) 为堆芯管理和燃料装卸建立和实施一套安全绩效指标；
- (c) 参与对堆芯管理和燃料装卸计划的评价；
- (d) 提供来自堆芯管理和燃料装卸性能指标的反馈，用于研究堆的运行。

² 反应堆经理是反应堆管理中的一员，其直接责任和权力由营运组织分配给反应堆的安全运行，其主要任务是履行这一职责。

2.8. 营运组织负责在参与堆芯管理和燃料装卸活动的人员之间建立明确的权力和沟通关系，准备和控制执行程序，必要时对人员进行培训和复训，并发展和培养强大的安全文化。

2.9. 对堆芯管理和燃料装卸活动的执行和核实至关重要记录应当使用包括其识别、批准、评审、归档、检索和处置在内的系统进行控制。

研究堆堆芯管理和燃料装卸资源管理

2.10. SSR-3[1]第 4.15 (c) 段指出：“管理系统必须确保：……以安全方式开展工作所需的设备、工具、材料、硬件和软件得到识别、提供、检查、核实和维护。”因此，需要识别和控制用于堆芯管理和燃料装卸的设备、工具、材料、硬件和软件，以确保其正确使用，并进行检查、核实和维护。用于与堆芯管理和燃料装卸相关的监控、数据收集、视察和试验的设备必须符合运行环境条件，并在必要时进行校准（见 SSR-3[1]要求 29 和 31）。

2.11. 根据 SSR-3[1]第 7.28 段要求营运组织确定堆芯管理和燃料装卸活动所必需的关键能力，如临界评定和瞬变分析能力，以及进行堆芯计算技术方面的专门知识。对于低功率研究堆，研究堆供应商在初始安全分析或设计报告中确定的包络和裕度可能足以满足研究堆的寿期，前提是燃料组件和堆芯部件的设计和应用没有重大变化。对于更高功率的研究堆，指派个人或专家小组提供足够的分析能力可能是必要的。要求营运组织确保保持必要的的能力，以确保履行安全相关功能的人员能够安全正确地履行其职责，以满足所需的安全水平（见 SSR-3[1]第 7.28 段和第 7.29 段）。

2.12. 如果堆芯管理和燃料装卸任务将由承包商承担，营运组织，包括反应堆经理，必须对所承担的工作有足够的了解，以判断其技术有效性（见 GSR Part 2[14]第 4.34 段）。必要时应当知道在哪里寻求建议和帮助。

2.13. SSR-3[1]第 4.15 (b) 段指出：“管理系统必须确保：……外部人员（包括供应商和实验人员）经过充分培训和资格，并在与反应堆人员相同的控制和标准下开展活动。”

2.14. 外部人员应当接受与运行人员相同的一般培训，以及堆芯管理和燃料装卸程序和方法方面的特定培训。有经验和合格的人员可以通过证明他们的熟练程度来取消这种培训。然而，在任何情况下，他们都应当被告知

在研究堆要做的工作，他们应当知道反应堆堆芯的结构以及在燃料装卸过程中可能导致不良事件或事故的所有可能情况。研究堆主管应当在工作准备期间以及试验和验收试验期间评审外部人员的工作。

2.15. SSR-3[1]第 4.15 (a) 段指出：“管理系统必须确保：……安全重要结构、系统和部件的供应商、制造商和设计人员拥有有效的综合管理系统，并通过监查来确认其有效性。”

研究堆堆芯管理和燃料装卸操作实施

2.16. 参与堆芯管理和燃料装卸的不同小组之间的活动和接口应当加以计划、控制和管理，以确保有效的沟通和明确的责任分配。

2.17. 管理系统应当包括确保在实施或实际使用新的堆芯设计或试验设计或新的装卸技术之前完成视察、试验、核实和验证活动的规定。应当在管理系统内建立监控和测量流程，以提供符合设计要求和满意完成运行检查的证据。

2.18. 作为管理系统实施的一部分，营运组织应当确保建立批准的程序以控制堆芯管理和燃料管理的各种安全相关方面，包括：

- (a) 新燃料的采购、接收、视察和贮存，乏燃料装卸、装载、应用、卸载和贮存，燃料组件和堆芯部件的移动和试验；
- (b) 记录燃料组件和堆芯部件的标识、位置、相关剂量率、实物状况和处置；
- (c) 堆芯监视；
- (d) 获得堆芯参数值的适当试验，如第 3.24 段所述；
- (e) 当堆芯参数超出正常运行的运行限值和条件时，反应堆运行人员应当采取的行动，以及为防止超过运行限值和条件而应当采取的纠正行动；
- (f) 对堆芯的执行情况以及对组成部分和程序进行重大修订的建议进行独立评审（见 SSG-24 (Rev.1) [10]）；
- (g) 报告和调查异常事件，包括根本原因分析；
- (h) 管理与核安保的接口（见 SSR-3[1]要求 90）。

2.19. 为支持在管理系统下建立的流程，应当编写、评审、更新、批准、发布、必要时验证和存档堆芯管理计划、程序、规范和图纸等文件。应当

与安保专家（包括实物和计算机安保专家）协商制定堆芯管理和燃料装卸程序，以确保充分考虑安全和安保之间的接口。

2.20. 管理系统应当包括研究堆堆芯管理的采购活动，并应当根据 GSR Part 2[14]要求 11 扩展到包括对供应商的评价。供应商应当根据规定的标准进行评价和选择。营运组织应当确保制造商和设计人员拥有可接受的管理系统，并应当通过监查确保他们遵守研究堆营运组织的管理系统。

研究堆管理系统的测量、评定和改进

2.21. 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有效期。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。”

2.22. 应当采用适当方法监控堆芯管理和燃料装卸计划的有效性。为了有效，该计划不仅应当符合本“安全导则”建议，还应当符合实验计划的需要。

2.23. 应当设立一个组织单位，负责对堆芯管理和燃料装卸计划进行独立评定。如 SSR-3[1]第 7.26 段和第 7.27 段所述，该单位通常是反应堆安全委员会[1]。

2.24. 营运组织应当评价独立评定的结果，并应当采取必要的行动来实施改进建议和提议。需要应用从运行经验中确定的经验教训来提高安全运行（参见 SSR-3[1]要求 88）。应当记录从运行经验中获得的堆芯管理和燃料装卸的安全相关信息，并应当与供应商、其他研究堆营运组织和监管机构进行交流。

3. 研究堆堆芯管理

3.1. SSR-3[1]要求 78 规定：“研究堆设施的堆芯管理和燃料装卸程序必须确保符合运行限值和条件，并与应用计划保持一致。”堆芯管理的主要目标是确保研究堆中核燃料的安全、可靠和优化使用，同时保持在燃料组件设计和研究堆设计所施加的限值范围内，以安全分析报告中包含的安全分析和从安全分析中得出的运行限值和条件为基准。第二个目标是满足应用计划的需要（例如，实验对中子通量的需要），同时保持在运行限值和条件内。

3.2. 堆芯布置和堆芯部件，包括实验设备，应当在研究堆的设计阶段确定。然而，由于各种原因，如需要更换燃料组件或支持不同的应用活动，在研究堆的运行寿命期间，可能有必要更换反应堆堆芯和堆芯部件（见附件）。这可能导致燃料组件和堆芯部件的装卸安排发生相应变化。在这种情况下，应当使用来自设计人员、制造商和其他营运组织的相关信息。

3.3. 成功实施堆芯管理计划涉及以下方面：

- (a) 工作的计划和优先次序；
- (b) 具备适当技能合格人员的可用性；
- (c) 适当计算方法和工具的可用性；
- (d) 批准程序的可用性；
- (e) 满足所有适用的监管要求；
- (f) 遵守运行限值和条件
- (g) 专用工具和设备的可用性和可操作性；
- (h) 令人满意的工作环境；
- (i) 实施和执行必要的视察和试验。

3.4. 虽然堆芯管理的细节将取决于研究堆的类型和设施的组织机构，但在所有情况下，堆芯管理计划都应当达到以下目标：

- (a) 提供在整个燃料循环中有效履行堆芯管理功能的手段，以确保堆芯参数保持在运行限值和条件范围内。堆芯管理功能包括堆芯设计（燃料组件装卸和变换位置的规范，以提供优化燃料燃耗和所需的中子通量）、实验设计和安装、燃料组件采购、反应性测定和堆芯性能监控；

- (b) 确定堆芯运行策略，允许研究堆应用的最大运行灵活度和优化核燃料应用，同时保持在运行限值和条件内；
- (c) 以确保仅使用经批准设计的燃料组件和实验设备。

3.5. 在研究堆堆芯管理方面需要确保以下几点：

- (a) 要求使用经过验证的方法和代码（见 SSR-3[1]第 7.79 (a) 段），以确定核燃料、反射层、安全设备（控制棒³、倾倒慢化剂和/或反射层的阀门、可燃中子吸收层）、实验设备、辐照设备和慢化剂在堆芯中的适当位置；
- (b) 在反应堆使用期间，必须按照研究堆的运行限值和条件中规定的设计意图和假设，通过保持相关堆芯配置参数，始终确保燃料组件的完整性（见 SSR-3[1]第 7.79 (e) 段）；
- (c) 应当监控反应堆堆芯，以确保反应堆运行始终按照研究堆的运行限值和条件中规定的设计意图和假设进行。需要评定辐照堆芯材料、堆芯部件、实验设备和辐照设备的影响和安全影响（见 SSR-3[1]第 7.79 (b) 段）；
- (d) 需要对燃料包壳的完整性进行连续监控（不一定在研究堆中“在线”监控，但通常通过监控一回路冷却剂和废气系统中的裂变产物活度来间接监控）（见 SSR-3[1]第 7.82 段）。如果发现燃料故障，则需要进行调查，以确定故障的燃料组件，并在必要时将其从堆芯中卸载⁴（见 SSR-3[1]第 7.79 (e) 段）；
- (e) 燃料采购需要根据设计意图和运行限值和条件的规范进行（见 SSR-3[1]第 4.19 段和第 7.7 段）；
- (f) 装卸燃料组件和其他堆芯部件必须遵循批准程序（见 SSR-3[1]第 7.79 (d) 和 (f) 段）；
- (g) 必须保持和更新与核燃料和堆芯结构相关所有参数的基准信息（见 SSR-3[1]第 7.79 (c) 段）。

³ 一些研究堆有其他形式的反应性控制设备（如板）。在本“安全导则”，术语“控制棒”通常用于研究堆反应性控制的所有形状的设备。

⁴ 对于一回路闭合的研究堆，可以继续反应堆的运行，取决于运行限值和条件中规定的一回路的活度限值。

3.6. 纵深防御概念应当适用于研究堆运行中的安全相关活动，包括堆芯管理和燃料装卸。这些活动应当仔细计划，由反应堆管理部门适当授权，并按照合格人员实施的批准程序进行。应当对不同的堆芯管理和燃料装卸活动进行充分的安全评定和独立核实，以确保这些活动能够在不影响研究堆安全的情况下完成。

研究堆堆芯计算

堆芯工况及特征分析

3.7. 要求对研究堆进行全面的安全分析，包括堆芯设计分析，并记录在安全分析报告中（见 SSR-3[1]要求 1 和 41，另见 SSG-20 (Rev.1) [9]）。要求在这一分析的基础上制定运行限值和条件（见 SSR-3[1]第 7.33 段）。只要反应堆运行不会导致与安全分析中考虑不同的堆芯工况，就没有必要进行详细的再分析。但是，如果 (a) 堆芯配置有任何变化；(b) 使用中的燃料组件类型的差异；(c) 燃料组件之间因燃耗历史而存在的差异；(d) 存在的其他堆芯部件；或 (e) 与当前安全分析中考虑的情况不同的任何其他情况，需要进行更全面的分析（见 SSR-3[1]第 7.99 (a) 段）。分析应当在重新开始运行之前进行，并应当考虑到变化和新的条件，以确保研究堆继续在运行限值和条件内运行，并留有足够的裕度。

3.8. 应当使用适当的方法和技术来预测反应堆运行期间的行为。用于预测这种行为的计算模式、数值方法和核数据应当得到核实、验证和批准。应当考虑到计算和测量中的不确定性。

3.9. 为了核实是否符合运行限值和条件标准，在必要的情况下，应当考虑和分析稳态和瞬态工况下的以下堆芯参数：

- (a) 反应性随燃料燃耗的变化，以及维持堆芯反应性所需的行动（例如控制棒位置的变化、燃料组件的增加、堆芯反射的变化）；
- (b) 所有堆芯配置的控制棒的位置和反应性值、燃耗和氙浓度，包括核实停堆裕度是否符合运行限值和条件；
- (c) 受辐照的堆内和堆外实验设备和材料的位置和反应性值；
- (d) 对于预计运行事件和瞬态工况，在正常运行范围内的温度（对于燃料、慢化剂和冷却剂）、功率、压力和空隙的局部和全局反应系数；

- (e) 堆芯部件和核燃料中的中子通量和功率分布，以及控制棒移动对这些参数的影响；
- (f) 燃料和慢化剂温度、冷却剂流速、压降和温度以及冷却剂的密度和热裕度；
- (g) 每个燃料组件中的燃料燃耗水平；
- (h) 中子通量探测器控制棒和堆芯实验的阴影效应。

3.10. 应当适当考虑原设计中未考虑到的堆芯内或堆芯附近的实验设备和辐照设备对研究堆性能的影响。应当进行安全分析，以评价这些设备的故障对研究堆的影响。还应当考虑反应堆的变化对实验或辐照计划的影响。SSG-24 (Rev.1) [10]提供了关于实验设备安全分析的建议。

3.11. 应当预测反应堆运行期间因裂变产物积聚、燃料燃耗和燃料补充以及由此产生的控制棒移动而产生的堆芯反应性变化和相關影响，并与测量参数进行比较。这样做是为了确认在任何时候都有足够的反应性控制，以确保研究堆能够安全停堆，并在所有正常运行流程、预计运行事件和设计基准事故之后保持关闭状态。

3.12. 由于下列物项在反应堆运行过程中的安全意义，应当酌情对其进行分析：

- (a) 辐照效应引起的控制棒反应性值的变化；
- (b) 辐照效应以及控制棒和实验设备对中子通量探测器的阴影效应，特别是由此产生的灵敏度变化；
- (c) 中子源的强度以及启动中子探测器的灵敏度和位置是否足够，特别是在长期关闭之后（受辐照的燃料和光中子可能不构成足够强度的源）。

3.13. 如果在反应堆堆芯计算和堆芯特征测量的基础上做出的预测之间存在显著差异（即大于可归因于计算和测量中不确定性的变化），研究堆应当处于安全状态（必要时停堆）。应当评审计算和测量，以确定差异的原因。应当采用保守的方法，包括测量关键堆芯参数（如堆芯有效倍增系数 (k_{eff})、堆芯临界质量、控制棒值、过量反应性、停堆裕度），以作出进一步运行的决定。确定问题原因后，应当采取必要的纠正措施。

堆芯计算的计算方法

3.14. 营运组织应当确保管理系统（见第 2 部分）涵盖堆芯管理的计算方法和工具的使用。

3.15. 管理系统应当规定，用于堆芯燃料管理和实验管理的输入值、计算工具和方法应当视需要进行验证、基准试验、修订和更新。对于重要堆芯管理计算，必须对计算结果进行独立核实（最好由不同的分析师使用不同的工具和方法）。应当特别强调用于处理诸如延长燃耗、新材料、设计修改、新实验设备和功率增加等方法验证。

3.16. 对用于堆芯计算的软件和数据库的所有修改都应当评审和评价其准确预测堆芯绩效的能力。应当根据软件维护的标准方法和程序，对其进行独立核实和功能试验（例如，通过将预测的代码结果与基准模式进行比较），其中可包括在实施前得到反应堆安全委员会、监管机构或其他主管当局的批准。应当建立实物和/或行政控制，以确保相关计算机程序和数据库的完整性和可靠性。

3.17. 营运组织应当确保执行堆芯计算的人员是合格的，并根据 SSR-3[1] 要求 70 进行适当的培训。

研究堆堆芯运行

3.18. 为确保堆芯的安全运行，在堆芯运行前，应当制定详细的堆芯运行和实验应用计划。研究堆应用计划和核燃料应用的优化，以及堆芯运行和反应堆应用的灵活度，不应当损害安全。堆芯运行计划应当包括以下程序和工程实践：

- (a) 确保所有启动前程序已经执行，功能试验已经完成，所有必要的文件和程序在研究堆启动前已经更新；
- (b) 通过在初始研究堆启动期间以及酌情在随后启动期间进行临界和停堆裕度的相关测量、低功率物理试验、堆芯物理测量（包括实验设备的反应性效应）和功率提升试验，确保堆芯参数符合运行限值和条件中规定的设计意图和假设；
- (c) 为所有堆芯燃料组件以及实验管理和反应性管理功能制定和实施监视计划。

3.19. 为确保堆芯的安全运行，应当酌情考虑以下特性和工况：

- (a) 新燃料是否符合设计规范；
- (b) 燃料装卸模式；
- (c) 反应性停堆裕度；
- (d) 最大允许反应性过剩；
- (e) 反应性的增加和去除速率；
- (f) 实验设备和辐照材料的反应性系数和反应性值；
- (g) 控制棒特征（包括插入和抽出速度）与设计规范的一致性；
- (h) 控制系统和保护系统的特征；
- (i) 中子通量和功率分布，包括实验和辐照材料的扰动；
- (j) 核燃料和实验中的热传递、冷却剂流动和热裕度；
- (k) 在所有运行状态和事故工况下堆芯的散热；
- (l) 冷却剂化学、慢化剂化学和慢化剂条件；
- (m) 辐照、热应力、腐蚀和裂变密度限值造成的老化效应；
- (n) 一回路冷却剂和除气系统中裂变产物的活度；
- (o) 实验设备故障的反应性、化学和物理效应。

3.20. 根据运行限值和条件，研究堆启动、功率运行、停堆和换料的运行程序应当包括维持堆芯安全运行所必需的预防措施。运行程序应当酌情涵盖以下内容：

- (a) 确定运行人员将使用的仪器仪表以及校准和评定方法，以便能够在符合设计意图和安全分析的范围内监控相关反应堆参数，如运行限值和条件所反映的那样；
- (b) 启动前检查，包括燃料组件装卸模式和实验设备的状况；
- (c) 安全系统的设置，以避免损坏核燃料或堆芯，同时考虑到由于燃料燃烧、氙浓度或燃料补充造成堆芯工况的变化；
- (d) 每个燃料组件的运行历史，尤其是在装料之前；
- (e) 要记录的参数，以便与预测的堆芯工况进行比较；
- (f) 一回路冷却剂和慢化剂的化学参数限值；

- (g) 一回路冷却剂流量的限值、穿过堆芯的一回路冷却剂压差、功率提升率、裂变和功率密度以及中子通量倾斜；
- (h) 达到或超过限值时应当采取的行动；
- (i) 控制棒发生故障时应当采取的措施；
- (j) 确定燃料组件和实验设备故障的标准以及在检测到故障时应当采取的行动。

研究堆堆芯监控

3.21. 应当建立一个堆芯监视计划，以确保为下列目的监控和评价堆芯参数（以及这些参数的趋势）：

- (a) 确定堆芯参数是否可接受，实际堆芯性能是否符合堆芯设计要求并符合运行限值和条件要求；
- (b) 确保以符合逻辑和一致的方式记录和保留关键运行参数的值；
- (c) 检测异常的堆芯行为。

3.22. 堆芯监视计划可能涉及可直接测量的参数，以及从可测量参数得出的不可测量参数的值。当实验设备或辐照设备位于堆芯内或邻近堆芯时，在监视计划中应当考虑到这些设备的状况、对堆芯参数的影响以及是否需要额外测量以确定各种条件的适当组合。关键堆芯参数应当在控制室中持续监控，在反应堆运行期间以适当的频率进行更详细的测量，以确保堆芯参数保持在运行限值和条件范围内，并在必要时采取任何纠正措施。

3.23. 应当监控堆芯工况并与预测进行比较，以确定这些条件是否符合运行限值和条件中规定的设计意图和假设（见 SSG-83[4]）。如果堆芯工况不符合，应当采取适当行动，使研究堆保持在安全状态。如果不能满足预测工况，应当根据运行限值和条件采取纠正措施。

3.24. 堆芯监控和试验的结果还应用于评审和更新换料计划以及优化堆芯性能。要监控的参数（连续地或以适当的间隔），并酌情包括下列各项：

- (a) 控制棒（或其他反应性控制设备）和区域中子吸收层的可运行性、位置和布置方式；
- (b) 反应性随控制棒位置或慢化剂液位的变化；

- (c) 反应堆停堆的应急停堆完成时间（如慢化剂和/或反射层排放时间，吸收器插入时间）；
- (d) 一回路冷却剂可用性（如反应堆水位）；
- (e) 冷却剂的压力、流量和温升，以及根据需要，一回路和二回路冷却剂的出口和入口温度；
- (f) 慢化剂温度和质量流量；
- (g) 燃料温度以及必要时的堆芯部件温度；
- (h) 以下计算值：
 - (i) 堆芯的热功率输出；
 - (ii) 燃料和堆芯部件温度（未测量的）；
 - (iii) 局部中子通量峰因子（功率峰因子）；
 - (iv) 慢化剂和堆芯部件中的释热；
 - (v) 热工限值裕度。
- (i) 一回路冷却剂和废气系统中的活度值（包括裂变产物活度）；
- (j) 慢化剂和一回路冷却剂的物理和化学参数，如 pH 值、电导率、固体不溶物和杂质含量，以及辐射分解产物浓度。

3.25. 应当特别注意评定启动和停堆后的堆芯工况，以确保以下情况：

- (a) 反应性和控制棒配置如预测相符；
- (b) 冷却剂和慢化剂流速在规定的限值内；
- (c) 反应堆容器（储罐、水池）、堆芯结构部件和实验设备性能正常；
- (d) 冷却剂和堆芯部件温度符合预计值。

3.26. 用于监控相关参数的冗余和独立仪器仪表通常应当布置成实现以下目的：

- (a) 从源量程到满功率量程的所有功率水平上有足够的量程重叠；
- (b) 对所有运行状态，必要时对事故工况均有合适的灵敏度、量程范围和标定；
- (c) 便于运行人员评价堆芯性能和评定异常状态；
- (d) 对总的反应性变化给出最高的灵敏度，并把局部中子通量率变化的影响减至最小。

3.27. 应当测量冷却剂和慢化剂温度、冷却剂和慢化剂流速、中子通量以及适当情况下冷却剂和慢化剂压力等参数，并向反应堆运行人员适当显示。在适用的情况下，由于装料和燃料燃耗而导致的堆芯变化可能需要改变警报级别和安全系统设置。对于在降低功率水平或停堆状态下运行，应当考虑调整警报和/或启动安全措施设定点的需要，以保持适当的安全裕度。

3.28. 在许多情况下，影响燃料性能的参数无法直接测量。在这种情况下，这些参数应当通过分析测量参数得出，如中子通量、温度、压力和流速。导出的值用作建立运行限值和条件的基本输入。反应堆运行人员使用的参数应当根据控制室中可从仪器仪表指示或导出值显示中获得的值给出。

3.29. 应当制定方法和验收标准，以评定测量的堆芯参数，并将其与其他不能直接测量的对安全重要参数相关联，如燃料和包壳的内部温度，以及实验中的内部控制棒压力和温度。应当评定辐照堆芯材料、堆芯部件、实验设备和辐照设备的影响和安全影响。这些评定和相关性应当被记录下来，它们应当构成确保与运行限值和条件一致并在必要时采取适当纠正措施的基础。

3.30. 诸如与化学控制和纯度控制相关的参数值应当从直接测量或从冷却剂、慢化剂或覆盖气体样品的定期分析中得出。应当定期向运行人员通报这些分析的结果。为了避免超过这些参数的规定值，应当向运行人员提供关于在这些参数趋向于接近预先设定的限值时应当采取的行动的说明。

3.31. 应当提供和维护适当的仪器仪表，以监控堆芯参数，如 (a) 堆芯功率；(b) 冷却剂和慢化剂的流速和温度；以及 (c) 反应堆停堆手段的效率。用于堆芯监控的仪器仪表应当根据 SSR-3[1]要求 29 进行适当的鉴定。

研究堆燃料完整性保证

3.32. SSR-3[1]要求 44 规定：

“研究堆堆芯部件、燃料元件和组件的设计必须能保持其结构完整性，并能令人满意地承受反应堆堆芯在所有运行状态下的工况和设计基准事故工况。”

3.33. 营运组织必须确保燃料组件的制造符合设计规范(见 SSR-3[1]第 4.17 段)。

3.34. 在插入或重新插入燃料组件之前，应当根据既定的验收标准对燃料组件进行视察，以确保损坏的燃料组件没有装入堆芯。

3.35. 针对早期检测可能导致反应堆堆芯不安全状况的任何恶化的燃料监视应当是运行限值和条件的一部分，并应当根据 SSG-81[3]提供的建议，通过监视和运行视察计划实施。燃料监视活动应当是总体监视计划的一部分，并应当包括监控、检查、校准、试验和视察。监视计划应当涵盖下列与堆芯管理和燃料装卸特别相关的物项：

- (a) 保护和控制系统（即可运行性、启动时间和反应性变化率）；
- (b) 堆芯冷却系统，包括堆芯部件的冷却（即冷却剂的流速、压力、温度、活度、电导率和化学性质）。次临界组件可能不需要冷却以排出热量；然而，这些规定应当适用于次临界组件内的流体，以保存燃料元件并避免放射性排放；
- (c) 燃料组件和堆芯部件的装卸系统；
- (d) 燃料组件和其他堆芯部件的退化，如尺寸变化、弯曲、微动和磨损。

3.36. 需要进行例行监控，以确认燃料包壳的完整性（见 SSR-3[1]第 6.141 段）。在开放式或池式反应堆（没有强制循环系统）中，这应当通过监控空气中裂变产物的活度来进行。在包含在诸如反应堆容器外壳内的反应堆堆芯中，应当通过监控冷却剂或冷却剂废气中的裂变产物来检测燃料包壳完整性的任何损坏。在某些情况下，位于冷却剂流中的探测器用于监控延迟中子。应当制定适当的方法，以确定空气中活动或冷却剂活动的任何异常变化，并进行数据分析，以确定以下情况（另见 SSR-3[1]第 7.80 (b) 段）：

- (a) 燃料缺陷的性质和严重程度；
- (b) 燃料缺陷的根本原因；
- (c) 纠正措施。

3.37. 必须安排对燃料完整性的监控，以确保辐射照射尽可能低（见 SSR-3[1]第 2.6 段）。

3.38. 裂变产物活度水平应当在启动后反应堆运行的初始阶段确定，以便提供参考本底水平。这种本底水平是由制造过程中残留在包壳外表面上的可裂变材料引起的，并导致低水平活度，通常低于可检测范围。可能需要例行或连续监控，以确定随着反应堆运行的发展是否需要修改参考本底水平。

3.39. 燃料组件故障的一个迹象是裂变产物活度增加到正常水平以上。冷却剂中裂变产物活度的监控应当通过在线仪器仪表和/或通过测量样品中的活度进行。确定特定裂变产物放射性核素可能是确定燃料组件故障表征所必需的。

3.40. 如果怀疑燃料组件发生故障，应当在恢复常规反应堆运行之前识别出故障组件并将其从服务中移出。如有必要，可进行研究堆的有限运行，以识别故障的组件，然后需要根据 SSR-3[1]第 7.80 (b) 段调查故障的原因。在特殊情况下，这可能涉及检查热室中的燃料组件。

3.41. 为确保对发生故障的燃料组件采取纠正措施，应当建立故障应急程序，以解决以下关键因素：

- (a) 调查可疑燃料组件故障的行动水平；
- (b) 确定泄漏燃料组件并使其停止使用的措施；
- (c) 确定燃料组件完整性丧失原因的措施；
- (d) 补救燃料组件损坏原因的措施；
- (e) 燃料组件的视察活动；
- (f) 评审经验教训，以防止今后因同一根本原因而发生故障。

研究堆的新燃料采购和设计修改

3.42. 新燃料组件采购的批准程序应当符合管理系统中规定的营运组织的一般采购政策（见第 2 部分）。程序应当包括以下内容：

- (a) 核实当前和批准的规范和图纸正在被使用；
- (b) 核实采购订单是否规定了营运组织在燃料制造设施进行的视察；
- (c) 填写可裂变材料申请的所有表格；
- (d) 解决制造燃料组件或其他堆芯部件中微小不合格的规定。

参考文献[16、17]提供了关于研究堆燃料组件采购的实用导则。SSG-24 (Rev.1) [10]提供了关于其他堆芯部件采购流程的建议。

3.43. 如果将采用新的或改进设计的燃料组件（例如，含有低浓缩铀而不是高浓缩铀的组件）引入堆芯，营运组织有责任确保按照 SSG-20 (Rev.1) [9]

提供的建议进行了安全分析。在使用一种以上核燃料运行堆芯之前，营运组织应当进行额外的安全分析，以确保新的或改进的燃料组件与现有的燃料组件兼容，并且堆芯设计人员能够获得所有相关信息。该安全分析应当记录在最新的安全分析报告中。新燃料组件的细节应当反映在运行限值和条件和其他安全相关文件中。

3.44. 应当考虑来自实验和研发计划的反馈，包括功率斜坡分析（通过试验或分析进行）、反应性引发的事故试验和在燃料鉴定期间进行的冷却剂丧失事故试验（分析或全局），以证明新设计的燃料在运行状态和事故工况下的行为。

3.45. 营运组织负责确保对新的或改进的燃料组件进行所有必要的安全评价，并确保新燃料组件符合参考文献[16]第4卷规定的设计标准。应当为装入（或重装）研究堆的所有新燃料或改进燃料准备适当的许可文件。本文件应当包括以下内容：

- (a) 关于燃料组件设计的信息和用于预测和监控堆芯行为的输入数据；
- (b) 用于建立监控热裕度相关性的分析和试验结果；
- (c) 设计兼容性的机械、热液压和中子限值的核实；
- (d) 安全分析，包括事故工况下的暂态和性能分析。

3.46. 为了评定新的或改进的燃料组件设计在随后装料的预计工况下的性能，应当使用一个使用试验组件的程序，其中考虑到所有可用的运行经验。这一计划应当包括以下内容：

- (a) 试验装卸新核燃料的管理程序、工具和设备；
- (b) 监控新核燃料的性能，包括腐蚀影响；
- (c) 获得在堆芯中使用一种以上核燃料的实际运行经验。

3.47. 在考虑新的供应商时，营运组织应当确保供应商有能力满足燃料组件的质量要求。特别是，应当对新供应商制造过程中的所有差异和燃料组件参数的所有变化进行分析，无论它们是否包含在规范中。监查与单一燃料组件相关的供应商文件可能是证明所提供的燃料组件符合设计意图的适当方式。

研究堆燃料换料过程

3.48. SSR-3[1]第 6.195—6.200 段指出了燃料装卸和贮存设施的要求。

3.49. 所有燃料组件的移动和堆芯的改造都必须按照批准的运行程序进行（见 SSR-3[1]要求 78）。在整个燃料组件移动和堆芯改造过程中，必须监控堆芯完整性和反应性（见 SSR-3[1]第 7.82 段），以防止损坏堆芯部件和意外临界。中间燃料组件模式的反应性不应当超过运行限值和条件考虑和批准的最反应性配置，并应当在研究堆调试期间进行核实。应当有一种方法来检查燃料组件的移动不会相互冲突，并且如果必要的话，应当可以对燃料组件反向操作。

3.50. 换料计划应当包括详细的堆芯装载计划以及堆芯部件和实验设备进出反应堆的移动顺序。

3.51. 在编写一个能提供足够反应性以补偿燃料燃耗和裂变产物积聚的换料计划时，从初始装料开始的整个反应堆寿期中都必须满足安全目标，安全目标应当包括：

- (a) 保持中子通量率分布和其它堆芯参数（如燃耗和过剩反应性）在相应的运行限值和条件内；
- (b) 满足停堆裕度的要求。

3.52. 在制定和执行换料计划时，应当酌情考虑以下方面：

- (a) 燃料燃耗，包括裂变密度限值和相应的结构和金相限值；
- (b) 与中子通量率分布相关的冷却剂温度和燃料包壳温度、流量分布和吸收剂的布置；
- (c) 换料计划和装料后功率提升中规定的待检点，该点在继续进行额外的燃料组件移动或功率提升之前，应当进行特定的视察、试验和核实（例如临界）；
- (d) 使用原型和模拟来核实程序是正确的，其执行是可行的，并使运行人员熟悉他们预期执行的任务；
- (e) 保证燃料组件的机械能力能够承受反应堆堆芯工况和燃料换料操作，特别是辐照的燃料组件的装卸和再应用；
- (f) 需要对特定燃料组件进行限制的特殊考虑，例如对燃耗的限值；

- (g) 因拆除故障的燃料组件和插入新燃料组件而引起的变化（例如反应性和局部温度的变化）；
- (h) 考虑到反应性、燃料浓缩和裂变产物的积聚，将未辐照和辐照燃料组件放置在堆芯中；
- (i) 当燃料组件的旋转和轴向方向没有规定或限制时，燃料组件的最极限方向，以及实验和辐照程序产生的最高反应性条件；
- (j) 控制棒中子吸收层和可燃中子吸收层的耗尽；
- (k) 在完全退出位置可以保持不可运行的单一控制棒的最高反应性值；
- (l) 实际运行参数与基于计算预测的偏差。

3.53. 装料后，应当在进一步功率运行前评定堆芯工况，以核实整个运行周期是否满足运行限值和条件，包括停堆裕度。应当通过适当的试验经常确认符合 SSR-3[1]要求 46 的停堆能力。

3.54. 包括独立核实在内的检查应当在燃料重新装入期间和之后进行，以确保研究堆堆芯的配置正确。此外，应当在每次重新装入后、启动前或启动期间进行物理试验，以核实堆芯的配置和特征以及控制棒在整个工作范围内的反应性。试验应当酌情包括以下内容：

- (a) 抽出和插入每个控制棒，以检查可运行性；
- (b) 检查安全系统设置和控制棒下降时间或硼酸水注入的测量；
- (c) 控制棒、实验设备和辐照设备的反应性值的测量；
- (d) 证明如果具有最高反应性值的控制棒处于完全撤回位置，并且可移动的实验和辐照设备处于最高反应性的条件，则堆芯符合停堆裕度的运行限值和条件
- (e) 根据计划的棒抽出顺序对反应堆临界状态的预测和测量控制棒配置的比较；
- (f) 应用临时或永久安装的堆芯探测器绘制堆芯中子通量图；
- (g) 测量和计算的中子通量分布和功率分布的比较。

4. 研究堆新燃料的装卸和贮存

研究堆新燃料管理

4.1. 在研究堆装卸新燃料的安全目标是防止意外临界，并防止在运输、贮存或操作核燃料时对其造成实物损坏。要求对燃料组件进行保护，防止损坏（见 SSR-3[1]第 6.198 (c) 段和第 7.81 段），特别是可能影响堆芯中核燃料行为的损坏，例如导致冷却剂流量受限。另见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-27 (Rev.1) 号《易裂变材料的装卸中临界安全》(Rev.1) [18] 提供的建议。

4.2. 研究堆新燃料装卸的主要活动包括接收、转移、视察和贮存，按照行政控制的程序和工程实践进行，目的是达到下列目标：

- (a) 划定贮存新燃料组件的实物边界，并对其进行材料控制和临界配置限值；
- (b) 以满足行政要求，并为新燃料组件的视察提供技术指导，包括对受损燃料采取的行动。

4.3. 燃料装卸程序应当强调需要最大限度地减少机械应力，防止刮伤或对包壳的其他损坏，避免可能降低包壳完整性的物质，并确保防止盗窃和损坏。

4.4. 新燃料组件的装卸，无论是人工还是通过自动化设施，都只能使用专门为此目的设计的设备进行。从事燃料装卸的操作人员应当经过适当培训并具备资格，并应当在授权人员的监督下工作。所有与装卸新燃料相关的活动都必须按照批准的程序进行（见 SSR-3[1]第 7.81 段）。

4.5. 对怀疑在装卸或贮存过程中受损的燃料组件应当进行隔离和视察。需要制定识别和装卸故障燃料组件的程序（见第 4.16 段）。

4.6. 当人工装卸新燃料时，应当使用适当的防护设备和服装，以防止人员受到污染，并防止损坏或污染燃料包壳。

4.7. 如果燃料组件要在现场的厂房之间移动，应当使用适当和贴有适当标签的包装，以防止损坏或污染核燃料。所有燃料装配移动的路线应当尽可能短且简单。燃料组件在厂房之间移动期间的车辆交通应当受到限制。

4.8. 装卸和贮存新燃料组件的区域应当保持在适当的环境条件下（例如适当的湿度、温度和清洁空气的条件）和控制措施，以排除化学污染物和异物。

4.9. 应当对新燃料装卸和贮存区域进行保护，防止未经授权的进入和未经授权的移出核燃料（另见 SSR-3[1]要求 39）。贮存区域不应当成为通往其他运行区域通道的一部分。

4.10. 要求这种设计是为了防止重物无意中坠落对贮存的核燃料造成损坏（见 SSR-3[1]第 6.198 (d) 段）。此类重物不应当在贮存的新燃料上方的空间内移动（在货架、储罐或提升设备中），任何例外情况都应当说明正当性。

4.11. 用于检查燃料组件实物尺寸的设备应当在首次使用前进行校准，并定期重新校准。应当定期检查燃料装卸设备和相关系统，当然在装料开始前也应当如此。

4.12. SSR-3[1]要求 58 规定：“**研究堆设施的设计必须包括安全装卸和贮存新的和辐照燃料及堆芯部件的规定。**”手动和自动燃料装卸设备的设计应当确保在使用过程中出现故障时，燃料组件可以很容易地放置在安全的位置。

4.13. 产生较高水平放射性的新燃料组件（例如含有再加工材料的燃料）应当按照专门为减少操作人员的照射而制定的批准程序进行装卸。

研究堆新燃料的接收

4.14. 在接收燃料组件之前，营运组织应当确保指定人员（通常是保障官员或反应堆经理）负责现场燃料组件的控制，并确保未经授权的人员不得进入燃料贮存区。

4.15. 应当由经过培训的合格人员按照包括受损燃料识别程序在内的批准程序，按照既定验收标准接收、拆包和视察燃料组件（见 SSR-3[1]第 7.81 段）。新燃料的接收和拆包应当在设计用于燃料装卸的区域进行。应当有新燃料组件的视察计划来检查燃料组件的外观，并视察运输过程中遭受的任何损坏。对燃料组件的检查应当包括将自供应商最终视察以来可能受到运输或装卸影响的规定参数（如尺寸）与供应商提供的燃料历史记录表中记录的参数进行比较。应当核实燃料组件识别号，并检查相关文件以确认收到的核燃料与订购的核燃料相符并符合设计要求（见第 3.45 段）。

4.16. 如果采购新设计的燃料组件，应当评审识别和装卸损坏或故障燃料的程序。应当准备评定受损燃料的验收标准。应当记录检验人员接受的任何损坏。根据管理系统，不合格的燃料组件应当按照管理系统进行装卸。必须调查任何故障的根本原因，并采取纠正措施防止再次发生（见 SSR-3[1] 第 7.80 (b) 段）。

4.17. 应当检查运输储罐和货包，以核实它们已被正确识别并且没有损坏。贮存和识别新燃料的安排应当避免不必要的装卸。

4.18. 视察不应当损坏燃料组件（例如，视察应当涉及中子或 γ 能谱技术等无损检测方法），也不应当将任何异物引入燃料组件。视察新燃料的人员应当识别燃料组件中已经存在的任何异物，并应当根据批准的程序安排清除异物。

4.19. 如果在视察后，新燃料组件必须维修，燃料组件的供应商应当参与任何拟议的维修或改造。应当采取技术和行政预防措施，以确保只维修规定的燃料组件，按照批准的程序进行维修工作，并且不产生任何关键配置。此类维修应当通知监管机构。

研究堆新燃料的贮存

4.20. 在交付任何新燃料之前，现场应当提供适当的接收、贮存和装卸设施，以容纳全部托运的燃料组件。如果要交付新设计的核燃料，如果燃料浓缩或密度发生变化（即增加铀-235 的质量），或者如果需要对贮存区域进行重新装架，则应当重新评定安全分析报告中临界安全分析的有效性。应当提供足够数量的指定贮存位置，以确保燃料组件的完整性并防止损坏。

4.21. 应当采取实物和/或行政措施，确保燃料组件仅在授权地点装卸和贮存，以防止出现临界配置。

4.22. 新燃料的干式贮存区应当清除任何需要运行人员定期监视的设备、阀门或管道。

4.23. 对于使用固定固态中子吸收层的贮存系统，应当建立一个监视计划，以确保吸收剂已安装，并核实其保持完整性和有效性。

4.24. 当燃料组件贮存在容器外时，通风系统应当防止灰尘和其他空气传播的颗粒进入新燃料贮存区。

4.25. 新燃料组件干式贮存区的排水沟应当妥善维护，以有效清除任何进入的水，避免贮存区水淹，这可能会增加临界风险。

4.26. 要求通过防止可燃材料在贮存区积聚来最大限度地降低火灾风险（见 SSR-3[1]第 7.85 段）。消防人员的说明和适用于燃料组件火灾的消防设备的使用说明应当随时可用。要求人员接受火灾响应培训，以便处于准备状态（见 SSR-3[1]第 7.85 (d) 和 (e) 段）。应当建立经批准的程序，以控制将慢化材料或氧化剂（如水）或稀释中子吸收介质（如硼酸水）引入新燃料贮存区（这也适用于次临界组件），以便即使使用灭火材料，也能始终保持次临界状态。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-77 号《核电厂运行中的内外部危害防护》[19]提供了关于消防安全的进一步建议。

4.27. 从新燃料组件到达现场之时起，就应当防止未经授权接触新燃料组件。任何新燃料贮存区都应当指定为仅进行燃料装卸活动的物项控制区。

4.28. 在第一个燃料组件交付到燃料贮存区之前，应当执行辐射防护计划的相关部分（见 SSR-3[1]要求 84 和原子能机构《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》[20]要求 24）。

5. 研究堆换料程序

研究堆的换料准备

5.1. 第 3.48—3.54 段所述的装料过程应当构成通过详细规定所要执行操作顺序的批准程序实施的换料计划基础。这些程序应当特定说明从贮存区撤出的特定燃料组件和堆芯部件、它们将采取的路线以及它们在堆芯中占据的位置。该计划还应当特定说明以下内容：

- (a) 待换料或卸载的燃料组件及其在堆芯中的原始位置；
- (b) 燃料组件在堆芯或贮存区的新位置；
- (c) 燃料组件和控制棒等其他部件的卸载和装载顺序；
- (d) 每个阶段要执行的检查。

5.2. 关键的装料运行应当由授权人员而不是燃料装卸人员进行核实和签字。如果要重新装入堆芯，在进行全部堆芯卸载时需要采取特殊的预防措施，以确保燃料组件和其他堆芯部件返回到正确的位置和方向（如适用）。

5.3. 准备用于研究堆的新燃料组件的必要步骤应当在批准的程序中规定。只批准核燃料（见第 3.32—3.41 段）应当装入反应堆堆芯。应当由至少一名其他合格人员进行独立检查，以确认堆芯已正确组装。在所有换料步骤中，应当尽可能确保没有异物进入反应堆。

5.4. 应当提供一种在使用核燃料之前检查其状况的手段，以最大限度地减少将损坏或不在运行限值和条件或安全分析报告中的支持性分析规定的限值内的燃料插入反应堆堆芯的风险。

5.5. 在装料过程中进行堆芯监控所需的任何设备都应当在准备过程中进行试验，以确保其正常操作。燃料装卸人员和控制室人员之间的可靠三方⁵通信手段应当始终可用。

研究堆燃料和堆芯部件装载

5.6. 当燃料组件从仓库移走时，应当根据批准的换料计划对其进行识别和检查。应当作出安排尽可能确保（例如，通过不直接参与装卸运行的人员的独立检查）燃料组件已装卸到堆芯中的指定位置并正确定位（以及在相关情况下，具有指定的方向）。装料过程中要进行的任何次临界检查都应当在换料计划中规定。

5.7. 首次装料时，因为燃料组件和堆芯部件尚未辐照，燃料装卸程序可以简化，然而，仍应当遵循装料程序和管理系统。所有燃料装卸工具和设备，无论是手动装卸还是自动装卸，在与燃料组件一起使用之前，都应当进行调试试验和使用前检查。SSG-80[2]在这些方面提供了进一步的建议。程序应当得到核实，燃料装卸人员应当使用模型、假人或试验燃料组件进行培训。应当遵循批准的程序，以确保在研究堆开始运行之前，工具和异物已从堆芯附近移走。即使放置在堆芯中，模拟或试验燃料组件也应当清晰可辨。

⁵ 以下三个步骤建立了三方沟通：(a) 托运人清楚地传递信息；(b) 收货人已确认发货信息的许可回复；及 (c) 托运人确认收货人同意的回复。这最后一步也是继续执行沟通中所述运行的最后一个命令。

5.8. 作为燃料组件的一部分或连接到燃料组件的堆芯部件（如仪器仪表、冷却剂流量分配孔板、阻力塞、控制棒、中子吸收层、实验或辐照设备的固定设备）应当根据管理系统作为装料程序的一部分进行视察和检验。在将这些组件和部件装入反应堆堆芯之前，必须考虑装料计划中未考虑到的与中子源和堆芯部件相关的任何安全问题（见 SSR-3[1]第 7.80 (a) 段）。SSG-80[2]提供了在第一次堆芯装卸前应当完成的试验建议。

5.9. 需要制定程序，以控制任何堆芯部件进出堆芯的移动（见 SSR-3[1]第 7.81 段）。在可能的情况下，应当进行检查以确认燃料已令人满意地插入。

5.10. 当装载大量核燃料或将堆芯部件（如控制棒、中子吸收层、实验或辐照设备）移入停堆时，应当监控次临界程度以确保停堆裕度意外减少和意外临界。随着装料的进行，可以进行核实停堆裕度的试验。

研究堆燃料和堆芯部件卸载

5.11. 燃料组件和堆芯部件应当按照批准的换料计划卸载。在计划的所有步骤中，都需要确保燃料组件和堆芯部件的充分冷却（见 SSR-3[1]要求 7）。

5.12. 每次将燃料组件或堆芯部件移至新地点时，应当对照换料计划检查燃料组件或堆芯部件的标识。在初始装料或换料中发现的任何错误都应当由适当的人员记录和评审，以确保在恢复操作前采取适当的纠正措施。

5.13. 在装卸卸下的核燃料、堆芯部件和材料以及进行拆卸操作时应当采取的辐射防护措施应当在装料程序中特定规定。应当制定明确的政策，只使用适当和指定的区域存放（即使是短暂的）辐照或污染物项，以避免污染扩散或过度辐射照射。

5.14. 如果怀疑有任何损坏，应当在贮存前检查卸载的燃料组件和堆芯部件。发现燃料组件或堆芯部件损坏可能需要检查相邻部件。任何维修都应当使用成熟的技术，按照批准的程序并参考燃料组件制造商进行。

5.15. 已确认破损的燃料组件应当进行隔离，以防止其随后被无意使用，并应当进行适当处理，以最大限度地减少贮存设施的污染，并允许在随后运出现场时符合原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6 (Rev.1) 号《放射

性物质安全运输条例》（2018 年版）[21]规定的适用运输要求。任何怀疑损坏的燃料应当按照损坏燃料处置，直至其经彻底检查表明其完好无损。

5.16. 燃料贮存架应当保持在规定的公差范围内，以确保燃料组件不会变形。

研究堆燃料和堆芯部装卸件以及试验控制棒处置措施

5.17. 燃料和堆芯部件的装卸应当按照批准的程序进行，其中应当包括确保安全的必要预防措施。应当考虑的方面包括反应性状态、部件完整性、散热和辐射防护（包括屏蔽）。在装卸燃料组件和其他堆芯部件方面需要考虑的问题包括：

- (a) 临界，例如由操纵反应性控制设备的错误引起；
- (b) 部件碰撞或坠落对燃料组件造成的实物损坏；
- (c) 由于缺乏适当的冷却而损坏燃料组件；
- (d) 燃料组件变形、膨胀或弯曲；
- (e) 操作人员在装卸部件或材料过程中受放射性排放照射。

5.18. SSG-80[2]提供了适用于研究堆初始堆芯装卸、初始临界和调试的附加考虑因素的建议。

5.19. 装卸燃料和堆芯部件的考虑因素因研究堆的类型和燃料组件设计以及功率密度和运行历史而有很大差异。典型的考虑因素包括：

- (a) 为辐射防护目的建立控制和监督；
- (b) 适当工具和设备的可用性和可运行性，如有必要，包括辅助目视设备；
- (c) 在装卸燃料组件和堆芯部件期间的封闭和密封完整性；
- (d) 通风系统的可运行性；
- (e) 电源的可靠性；
- (f) 起动范围中子通量探测器和相关警报的可运行性；
- (g) 在反应堆堆芯处于停堆状态的情况下，将控制棒插入堆芯并断开，使其在燃料换料操作期间无法运行；
- (h) 停运和开始移动燃料组件和堆芯部件之间规定的最短时间；
- (i) 运行所需的安全仪器仪表和检查频率的规范；

- (j) 适当冷却和应急冷却的可用性；
- (k) 实施适当程序，防止异物进入反应堆；
- (l) 防止堆芯上任何不必要的重物移动的措施；
- (m) 控制室和堆芯装卸区之间的通信联络是否畅通；
- (n) 明确的授权；
- (o) 最后检查燃料组件和堆芯部件是否已正确装卸并正确定位（或固定）堆芯格栅（另见第 5.6 段）；
- (p) 为燃料装卸事故建立事故规程和应急程序。

5.20. 控制棒和控制棒驱动机构的试验和视察应当足够频繁，以便能够核实控制棒可靠运行，并及时发现以下异常：

- (a) （单一或多个）控制棒因金属触点卡住而不动；
- (b) 急停事件期间控制棒落棒时间显著增加；
- (c) 老化退化（如脆化引起的裂纹）；
- (d) 存在材料积聚和/或异物。

6. 研究堆辐照燃料的装卸和贮存

6.1. 反应堆中使用的燃料组件将具有高放射性，并将含有保留在辐照燃料组件中的放射性铀系元素和裂变产物（次临界组件不太可能包括受过大量辐照的燃料，因此，相关装卸和贮存辐照燃料的一些建议可能不适用。）与装卸和贮存辐照燃料组件相关的安全目标如下：

- (a) 确保在任何时候都处于次临界状态；
- (b) 防止对燃料组件或燃料元件的实物损坏；
- (c) 保持不降低燃料包壳完整性的环境；
- (d) 确保适当的散热速率；
- (e) 确保在装卸辐照燃料的过程中，辐射照射和放射性物质的排放将保持在合理可达尽量低水平。

6.2. 为确保保持燃料组件的完整性和次临界，辐照燃料应当在经批准的由训练有素的合格人员提供的设施，以及为此目的认证的工具和设备。

6.3. 辐照燃料的所有移动、装卸、贮存和视察都必须按照核实的程序进行（见 SSR-3[1]第 7.81 段）。关键任务的完成应当由授权人员批准和签字。

6.4. 用于移动辐照燃料组件的设备在使用前应当经过鉴定和试验。

6.5. 应当建立一个系统，说明放射性核素存量，并在相关情况下说明辐照燃料的衰变热。

6.6. 应当采取措施控制污染的扩散以确保安全的工作环境，并防止放射性物质不可接受的排放（另见 SSR-3[1]第 6.100 段）。为此，应当提供专用设备和程序来装卸损坏或泄漏的燃料。泄漏燃料组件的经批准设计的可密封容器应当随时可用。

6.7. 必要时，要求在可能放置辐照燃料的所有区域周围提供屏蔽（见 SSR-3[1]第 6.199 段），以确保核燃料、裂变产物和活化材料的外部辐射的职业照射保持在合理可达尽量低水平。

6.8. 辐照燃料（以及用于移出燃料组件的燃料装卸工具）的装卸和贮存区域应当确保安全，防止未经授权进入或未经授权移出燃料组件（另见 SSR-3[1]要求 39）。打算在辐照燃料区装卸或贮存的堆芯部件应当按照批准的程序进行管理。

6.9. 应当建立适当的程序，以管理预计运行事件、设计基准事故和设计扩展工况，而不会在装卸和贮存辐照燃料时出现显著的燃料退化。这些程序应当涵盖设施内发生的事件（如临界、散热损失、重物坠落、内部火灾和水淹、运行人员失误、安全系统故障）、设施外发生的事件（如地震事件、洪水、极端气象条件、场外断电以及所有可信的组合）以及与安全相关的事件（包括实物安保和计算机安保，见第 2.18 (h) 段和第 2.19 段）。

研究堆辐照燃料的贮存

6.10. SSR-3[1]第 6.195 段指出：

“设计必须包括安全贮存足够数量的乏燃料元件和辐照堆芯部件的规定。这些规定必须符合堆芯管理计划以及拆除或更换燃料元件和堆芯部件的计划。”

6.11. 应当采用经批准的程序，以确保辐照燃料组件仅以经评定和批准的配置贮存。在对燃料贮存进行分析时，应当考虑设施中使用的所有燃料类型以及贮存设施中辐照燃料组件在其寿命期间的最大反应性值。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-15 (Rev.1) 号《乏燃料的贮存》[22]提供了关于乏燃料贮存的建议。

6.12. 应当确保贮存设施中的中子吸收层（见 SSR-3[1]第 6.198 (a) 段）符合批准的配置和必要时要求。中子吸收层可以是固定吸收剂（例如硼酸板），或者对于水池贮存，可以是溶解在池水中的中子吸收层。应当建立一个监视计划，以确保用于辐照燃料贮存的任何中子吸收层的完整性和有效性。应当采取适当措施，包括行政程序，确保次临界。

6.13. SSR-3[1]第 6.199 段指出：“辐照燃料的装卸和贮存系统的设计必须允许在运行状态和事故工况下进行充分的散热和屏蔽。”

6.14. 对于干式贮存设施，应当确保冷却介质的流动没有损坏（即堵塞或扰动）。如果通过自然循环或强制循环来散热，则应当确保供暖、通风和空调系统的足够可靠性。

6.15. 对于湿式贮存设施，应当确保池水的整体温度以及温度的变化和变化率保持在可接受的范围内，并确保池水的补充能力足以补偿蒸发。对于辐照燃料的所有假设条件，应当控制冷却介质的组成，以防止燃料包壳的恶化。

6.16. 就湿式贮存设施而言，池水的化学和物理特征应当按照运行限值和条件的规定维持，以达致以下目标：

- (a) 通过保持适当的 pH 值和其他适用的化学、生物和物理条件（如卤素离子浓度、电导率），避免水池中受辐照的燃料、堆芯部件和结构受到腐蚀；
- (b) 通过保持水池温度高于最低水平来避免溶解硼的结晶；
- (c) 通过限制水的蒸发和水中的放射性来降低水池区域的污染和放射性水平；
- (d) 通过保持水的清澈度（即清除杂质和悬浮颗粒）和提供足够的水下照明，促进水池内的燃料装卸；
- (e) 以防止用于临界控制的水池溶解的中子吸收层被稀释。

6.17. 为避免损坏贮存水池中贮存的辐照燃料组件，应当禁止重物在贮存燃料上方移动（例如使用起重机或类似设备），除非经过安全分析并根据特定情况得到特别授权（另见 SSR-3[1]第 6.198 (d) 段）。所有提升应当限制在安全完成运行所需的最低高度。应当定期检查起重设备（如起重机），以确保正确运行。

6.18. 为了辐射防护和核安保的目的，辐照燃料贮存区应当受到出入控制。进入应当限于经授权的人员，并应当规定对进入进行持续监控。

6.19. 对于湿式贮存设施，为防护和安全最优化而应当采取的预防措施包括以下示例：

- (a) 池水应当保持在规定的水位之间，应当监控渗漏情况，并试验水位报警器；
- (b) 应当检查辐射监控器的可运行性和校准，以确保它们在放射性水平达到警报设置时发出警报；
- (c) 应当通过使用批准的程序和工具来控制水面的放射性水平，以确保燃料组件不会升到离水面太近的地方；
- (d) 通风系统应当正确运行，以确保空气传播的污染水平保持在运行限值和条件内（另见 SSR-3[1]第 6.211 段）；
- (e) 应当在水池贮存区和控制室之间提供足够的通信手段；
- (f) 应当提供培训、适当的监督和工作控制程序（使用工作许可）；
- (g) 应当根据 GSR Part 3[20]要求 25 保存人员的剂量历史记录和医疗记录。

6.20. 对于干式贮存或在水以外的液体下贮存，应当建立适当的安全程序。

6.21. SSR-3[1]第 6.196 段指出：“设计必须包括随时从堆芯安全卸载所有燃料的规定。”对于一些研究堆来说，保持足够的贮存容量以同时容纳来自反应堆的燃料组件和控制棒对安全十分重要。

6.22. 应当采取一项政策，排除贮存的辐照燃料组件中的异物（另见 SSR-3[1]第 7.9 (r) 段）。应当建立经批准的程序来控制某些材料的使用，如松脱件或水小难见的透明材料。

6.23. 要求为装卸损坏或泄漏的燃料组件制定计划(见 SSR-3[1]第 7.81 段),并要求为可疑或损坏的燃料元件提供适当的贮存安排(见 SSR-3[1]第 6.198 (e) 段)。这些安排可包括以下内容:

- (a) 将损坏或泄漏的组件与其他辐照过的燃料分开存放;
- (b) 提供能够保持严重损坏的组件和任何碎片的容器,同时允许充分冷却,并提供贮存容器的空间;
- (c) 提供容器,用于贮存故障的燃料实验中的放射性或污染设备或部件,用于长期贮存或运出现场。

研究堆辐照燃料的视察

6.24. 为了跟踪堆芯中燃料组件的性能并预测未来的行为,应当根据 SSR-3[1]要求 77 建立一个辐照燃料组件视察计划。当卸载燃料组件要再应用时,这一点尤其重要。视察结果对于确保最终装卸燃料组件的完整性、调查泄漏燃料组件的根本原因以及向燃料组件供应商提供经验反馈也同样重要。该视察计划的内容包括:

- (a) 选择在堆芯和作为辐照燃料贮存期间定期跟踪和检测的燃料组件(也可考虑将一些组件纳入辐照后检测);
- (b) 使用试验组件来试验新燃料组件设计和增加燃耗,以及在热室中视察这种燃料以研究结构行为的后续计划;
- (c) 与燃料组件供应商进行反馈和信息交流的安排。

6.25. 视察应当在适当的地点进行,并使用为此目的设计的设备和程序。应当记录结果,并与既定的验收标准进行比较。

7. 研究堆堆芯部件和中子源的装卸和贮存

7.1. 在装卸和贮存未受辐照堆芯部件时,应当考虑的方面包括防止损坏、确保清洁和防止放射性污染。在设计堆芯部件装卸工具(包括反应性控制设备、中子源、模拟燃料、反射层、燃料通道仪器仪表和限流器以及实验设备)时,应当考虑到这些方面。

7.2. 应当使用足够数量的指定贮存位置来贮存堆芯部件，特别是辐照过的堆芯部件，以及与堆芯部件一起使用的贮存容器或运输储罐或货包等其他物项。

7.3. 所有新的堆芯部件在插入堆芯之前，应当目视检测是否有实物损坏。应当进行尺寸和功能检查，以确保部件适合其预期功能。

7.4. 应当充分识别每个堆芯部件，并应当记录其在堆芯内的位置和方向、堆芯外的贮存位置和其他相关信息，以便获得该部件的辐照历史（另见 SSR-3[1]第 7.84 段）。

7.5. 在研究堆运行期间，堆芯部件可能会变得具有高放射性。对于辐照过的堆芯部件，应当考虑以下因素：

- (a) 辐照过的堆芯部件只能贮存在为此目的设计的贮存区专属位置；
- (b) 应当提供足够的冷却；
- (c) 应当限制进入，并提供辐射防护屏蔽；
- (d) 堆芯部件和存储介质的材料应当兼容；
- (e) 要复用或由于其他原因需要取回的堆芯部件应当是可使用的；
- (f) 如果有必要对辐照堆芯部件进行视察，则应当提供联锁设备，并应当采取其他适当措施，以确保将职业照射降低到合理可达尽量低水平；
- (g) 必要时应当提供将辐照堆芯部件转移到适当的运输储罐或货包中的手段。

7.6. 除了确保堆芯部件有足够的贮存能力外，还应当为装卸工具以及拆卸和监视堆芯部件所需的其他工具和设备的贮存和使用作出适当安排。

7.7. 在适当情况下，应当制定一项计划，以监视和维护堆芯部件。应当检查实物变化，如弯曲、膨胀、腐蚀、磨损和蠕变。这个计划应当包括检查要返回堆芯以供进一步使用的部件，以及检查排放部件，以检测在使用期间发生的任何显著退化。维护计划应当包括防止异物进入反应堆的程序。

7.8. 应当作出适当安排，明确识别研究堆现场的所有中子源，并应当实施控制中子源的行政措施。中子源应当充分屏蔽，并应当根据批准的程序进行装卸。应当在收到含有中子源的运输货包后进行污染检查。中子源的运输货包应当按照 SSR-6 (Rev.1) [21]要求进行明确标记。

8. 研究堆燃料装卸的准备

8.1. 燃料组件从研究堆中移出时，必须获得一项授权，该授权应当标明燃料组件的类型、辐照历史、目的地以及在装卸过程中应当采取的控制措施。

8.2. 准备用于发送的燃料可以包括切断未加燃料的末端部件，以便切断后的燃料组件将适合运输储罐或货包，或者减少发送用于进一步处置的未加燃料材料的量。此类工作必须按照批准的程序进行（见 SSR-3[1]第 7.81 段）。执行此类活动的操作人员需要根据 SSR-3[1]要求 70 接受适当的培训。监督和监控应当作为根据 SSR-3[1]要 84 建立和实施辐射防护计划的一部分。

8.3. 应当根据要装卸的燃料组件选择运输储罐或货包的类型。根据 SSR-6 (Rev.1) [21]第 8 部分，此类储罐或货包必须得到放射性物质运输主管当局的批准。这种批准考虑了燃料类型，燃料组件的数量，易裂变材料的含量（确保临界安全），以及能耗、辐照历史和冷却时间（以确保放射性水平和衰变热水平保持在储罐或货包的规定限值内）。如果储罐或货包包括可移出的中子吸收层或类似设备，操作程序应当确保在将燃料组件放入储罐之前将其放置到位。储罐或货包也需要根据 SSR-6 (Rev.1) [21]第 530—544 段进行标记和标签。

8.4. 应当建立准备运输储罐或货包以便运出现场的程序。应当遵循这些程序，特别是确保运输储罐或货包正确装载、关闭和密封，并具有足够的冷却能力，放射性水平和污染水平符合放射性物质运输的要求（见 SSR-6 (Rev.1) [21]第 501—503 段）。可能还需要其他经批准的制备储罐或货包的程序（例如真空干燥程序，其中要监控干燥时间、干燥温度和废气）。此外，应当遵循批准的程序，以确保装卸运输储罐或货包所需的设备可用、经过功能试验并证明其可靠性。

8.5. 程序应当包括一些技术，如使用核对表，要求对重要待检点进行批准和会签，以确保燃料组件已正确装入运输储罐或货包。程序应当包括生成记录和运输单证。

8.6. 运输车辆连同运输储罐或货包在从现场发货之前，应当检查其是否符合 SSR-6 (Rev.1) [21]规定的要求，包括储罐或货包拴系、车辆标牌以及外部污染和放射性水平的要求。

8.7. 以前使用过的储罐或货包开始应当假定含有放射性物质，在到达研究堆现场时应当检查污染水平和放射性水平。如果污染水平和放射性水平超过规定值，应当进行调查以发现原因并确定要采取的纠正措施。

8.8. 在打开先前使用过且假定为空的运输储罐之前，应当检查带有警报的辐射监控器是否正常工作，并应当采取适当措施（例如在水下打开储罐），以防止在储罐中残留有显著活度的放射性物质时人员意外照射。

8.9. SSR-6 (Rev.1) [21]规定了放射性物质安全运输的附加要求。

9. 研究堆堆芯管理和燃料装卸文件记录

9.1. 为了研究堆的安全运行，营运组织应当掌握关于燃料组件、堆芯参数和部件以及燃料和堆芯部件装卸设备的充分信息。该信息应当包括设计和安装的细节以及安全分析的结果。在调试和后续运行期间获得的信息应当在可用时进行评价并应当保留。

9.2. SSR-3[1]第 7.84 段指出：“必须按照管理系统维护一个全面的记录系统，以涵盖堆芯管理以及燃料和堆芯部件的装卸和贮存。”该记录系统的设计应当提供足够的信息，以便在现场正确装卸燃料和堆芯部件，并详细分析燃料组件的性能以及研究堆整个运行寿命期间与安全相关的活动。

9.3. 对堆芯管理以及燃料和堆芯部件装卸的重要记录应当包括（但不限于）以下内容：

- (a) 堆芯和堆芯部件的设计基准、材料性能和尺寸；
- (b) 设施的运行记录；
- (c) 与燃料组件和堆芯部件的安装试验和调试试验相关的数据以及特殊运行试验的记录；
- (d) 堆芯运行历史（例如温度和流速等参数的每小时日志）；
- (e) 功率水平和运行时间；
- (f) 启动时的后备反应性和临界配置；
- (g) 堆芯中子通量测量；
- (h) 装料模式和计划；
- (i) 每个燃料组件和堆芯部件在场区期间的位置；

- (j) 每个燃料组件的燃耗历史；
- (k) 燃料组件和堆芯部件破损的数据；
- (l) 燃料组件和堆芯部件的检验结果；
- (m) 燃料组件和堆芯部件的装卸设备的状况、维修历史、改造和试验结果；
- (n) 冷却剂和慢化剂装量、化学品质和杂质含量；
- (o) 与堆芯管理相关的记录（如计算日志、计算机代码描述）；
- (p) 堆芯参数、功率和中子通量分布、同位素变化和其他重要燃料组件性能数据的计算机计算结果；
- (q) 试验结果的比较和计算方法的验证。

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）。
- [5] 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（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（出版中）。
- [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（出版中）。
- [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（出版中）。
- [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《研究堆的应用和改造安全》，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《核电厂堆芯管理和燃料装卸》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-73 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [13] 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）。
- [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《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）。
- [16] 国际原子能机构《研究堆堆芯转换导则》第 5 卷，国际原子能机构《技术文件》第 643/1-5 号，国际原子能机构，维也纳（1992 年）。
- [17] 国际原子能机构《低浓缩铀板式研究堆燃料规范和检验程序的标准化》，国际原子能机构《技术文件》第 467 号，国际原子能机构，维也纳（1988 年）。
- [18] 国际原子能机构《易裂变材料的操作中临界安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-27 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [19] 国际原子能机构、联合国环境规划署，《设施和活动的预期放射性环境影响评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-10 号，国际原子能机构，维也纳。（修订版编写中）
- [20] 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）。
- [21] 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）。
- [22] 国际原子能机构《乏燃料的贮存》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-15 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。

附 件

研究堆堆芯管理原因

A-1. 研究堆堆芯包括燃料组件、慢化剂、反射层、反应性控制设备、中子吸收器和实验设备。在许多情况下，这些部件是模块化的，并放置在网格板上的规定位置，以实现满足当前实验计划需求的运行堆芯，同时确保符合运行限值和条件。

A-2. 堆芯管理旨在适应因修改而对堆芯产生的变化，例如：

- (a) 更换燃料组件，以补偿燃耗或辐射注量限值，同时保持堆芯结构；
- (b) 添加燃料以补偿燃耗，从而改变堆芯结构（例如，通过添加燃料组件来增加堆芯尺寸）；
- (c) 修改反射层以补偿燃耗（例如，插入更有效的反射层以取代现有的反射层）；
- (d) 更换反应性控制设备；
- (e) 实验完成后移出实验设备；
- (f) 插入新的实验设备（例如在堆芯中心安装中子通量阱）；
- (g) 安装具有新特征的新堆芯部件（如燃料和反射层部件或反应性控制设备）。

A-3. 在一些对燃料、反射层、反应性控制设备和实验设备具有固定堆芯配置的研究堆中，堆芯管理可能只包括对燃耗或寿命辐射通量限值的补偿。

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）
Hargitai, T.	顾问（匈牙利）
Hirshfeld, H.	以色列原子能委员会
Kennedy, W.	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
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