

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核电厂堆芯管理 和燃料装卸

特定安全导则

第 SSG-73 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。

核电厂堆芯管理和燃料装卸

国际原子能机构的成员国

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

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

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

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

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-73 号

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

Marketing and Sales Unit,
Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Vienna, Austria
传真：+43 1 2600 22529
电话：+43 1 2600 22417
电子信箱：sales.publications@iaea.org
<https://www.iaea.org/zh/chu-ban-wu>

© 国际原子能机构，2024 年
国际原子能机构印刷
2024 年 3 月·奥地利

核电厂堆芯管理和燃料装卸

国际原子能机构，奥地利，2024 年 3 月
STI/PUB/2024
ISBN 978-92-0-520423-9（简装书：碱性纸）
978-92-0-520223-5（pdf 格式）
EPUB 978-92-0-520323-2
ISSN 1020-5853

前 言

拉斐尔·马利亚诺·格罗西总干事

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

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

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

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

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

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

国际原子能机构安全标准

背景

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准

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

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

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

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

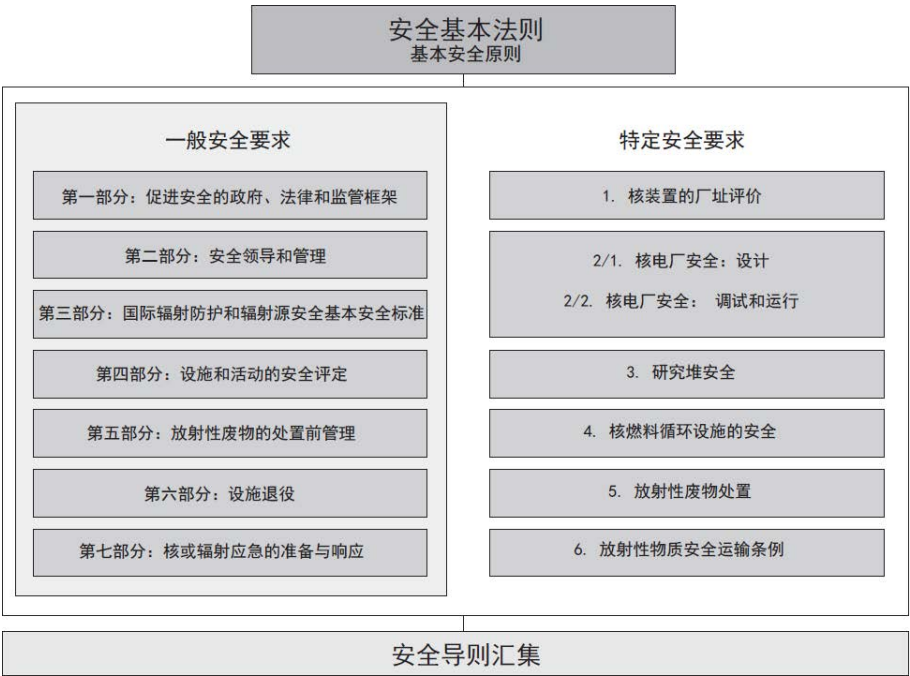


图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

原子能机构安全标准的适用

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准的制定过程

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

原子能机构所有成员国均可指定专家参加四个安全标准分委员会的工作，并可就标准草案提出意见。安全标准委员会的成员由总干事任命，并包括负责制订国家标准的政府高级官员。

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

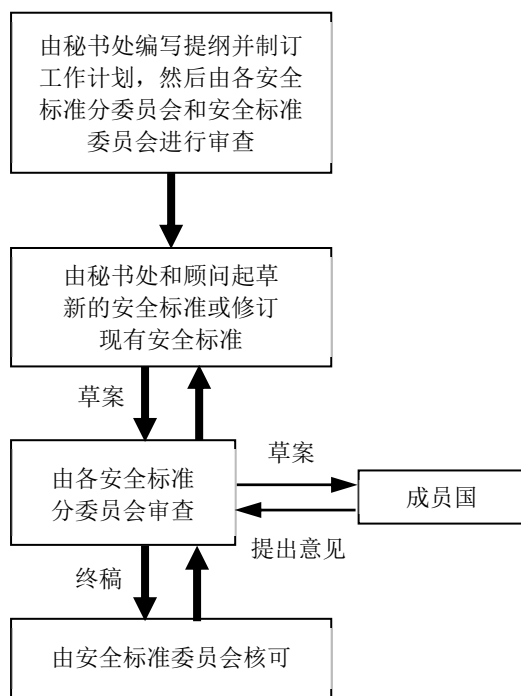


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

与其他国际组织的合作关系

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

文本的解释

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

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

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

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

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1-1.5).....	1
目的 (1.6-1.7).....	2
范围 (1.8-1.11).....	2
结构 (1.12).....	3
2. 堆芯管理	3
堆芯管理目标 (2.1-2.4).....	3
反应堆堆芯工况和特征分析 (2.5-2.13).....	4
堆芯计算的计算方法 (2.14-2.18).....	7
反应堆堆芯运行 (2.19-2.26).....	8
反应性管理计划 (2.27-2.31).....	10
堆芯监控计划 (2.32-2.43).....	11
确保燃料完整性 (2.44-2.61).....	14
换料计划 (2.62-2.72).....	17
堆芯管理和燃料装卸相关的监视 (2.73-2.74).....	20
3. 新燃料的移动和贮存	21
新燃料的管理 (3.1-3.15).....	21
接收新燃料 (3.16-3.22).....	23
新燃料的贮存 (3.23-3.31).....	24
4. 换料计划的执行情况	25
燃料装卸准备 (4.1-4.3).....	25
将燃料和堆芯部件装入反应堆 (4.4-4.11).....	26
卸载燃料和堆芯部件 (4.12-4.18).....	27
燃料和堆芯部件装卸注意事项 (4.19-4.24).....	28
燃料装卸的异物排除安排 (4.25-4.27).....	30
5. 辐照燃料的移动、贮存和视察	31
概述 (5.1-5.3).....	31
辐照燃料的装卸 (5.4-5.10).....	32
辐照燃料的贮存 (5.11-5.20).....	33
辐照燃料的视察 (5.21-5.22).....	35

6. 堆芯部件的移动和贮存 (6.1-6.9)	36
7. 燃料调度准备 (7.1-7.7)	37
8. 堆芯管理的组织和行政方面和燃料装卸 (8.1-8.11)	38
9. 堆芯管理和燃料装卸活动文件 (9.1-9.3)	41
参考文献	43
参与起草和审订人员	47

1. 引言

背景

1.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2 (Rev.1) 号《核电厂安全：调试和运行》[1]规定了核电厂运行的要求，而原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂安全：设计》[2]规定了核电厂设计的要求。

1.2. 本“安全导则”就核电厂的堆芯管理¹和燃料装卸²提出了特定建议，以确保安全可靠地使用反应堆中的核燃料。

1.3. 本“安全导则”是与关于核电厂运行的其他六部安全导则并行制定的，内容如下：

- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-70 号《核电厂运行限值和条件及运行程序》[3]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-71 号《核电厂改造》[4]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-72 号《核电厂营运组织》[5]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-74 号《核电厂中维护、试验、监视和视察》[6]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-75 号《核电厂员工的招聘、资格和培训》[7]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-76 号《核电厂运行的实施》[8]。

这套安全导则的一个共同目标是支持在核电厂培养强大的安全文化。

1.4. 本“安全导则”中使用的术语应按照原子能机构《安全术语》[9]定义和解释来理解。

¹ 在本出版物中，“堆芯管理”是指与堆芯燃料管理和反应性控制有关的活动。

² 在本出版物中，“燃料装卸”指接收新燃料；新燃料和辐照燃料的移动、贮存和控制；以及乏燃料水池中燃料货包的处理。

1.5. 本“安全导则”取代原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.5 号《核电厂堆芯管理和燃料装卸》³。

目的

1.6. 本“安全导则”的目的是就核电厂的堆芯管理和燃料装卸活动提出建议，以满足 SSR-2/1 (Rev.1) [2]规定的相关要求和 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 30。这些活动是必要的，以便在不损坏与核燃料和整个电厂相关的设计安全考虑所规定限值的情况下实现反应堆堆芯的最佳运行。

1.7. 本“安全导则”中提供的建议主要针对核电厂的营运组织和监管机构。

范围

1.8. 预计本“安全导则”将主要用于陆基固定式核电厂，其水冷反应堆设计用于发电或其他生产应用（如区域供暖或海水淡化）。

1.9. 本“安全导则”涵盖堆芯管理的安全目标和堆芯管理计划的基本任务。接收新燃料、贮存和移动燃料组件和堆芯部件⁴、装卸燃料组件和堆芯部件以及插入和移出其他反应堆材料也属于本“安全导则”的范围。

1.10. 本“安全导则”涵盖从现场运送辐照燃料的准备工作。辐照燃料和堆芯部件的运输、场外贮存和处置不在本出版物的范围内。

1.11. 本出版物不考虑与核安全没有直接关系的燃料核算方面。因此，国家核材料衡算和控制制度不在本“安全导则”的范围之内。

³ 国际原子能机构《核电厂的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-2.5 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。

⁴ “燃料组件”是一组燃料元件和相关部件，它们作为一个单一的单元装卸到反应堆堆芯中并随后从堆芯中移出[9]。“堆芯部件”是反应堆堆芯的元件，而不是燃料组件，用于为堆芯结构提供结构支撑，或为堆芯监控、流量控制或其他技术目的插入反应堆堆芯并被视作堆芯元件[9]工具、设备或其他物项。

结构

1.12. 关于安全使用核燃料的堆芯管理和监控计划的建议见第 2 部分；第 3 部分提供了关于管理新燃料装卸和贮存的建议；第 4 部分提出了关于执行换料计划以维护燃料完整性的建议；第 5 部分提供了关于装卸、贮存和视察辐照燃料的建议；第 6 部分就堆芯部件的装卸和贮存提出了建议；第 7 部分就从现场运送燃料的准备安排提出一般性建议；第 8 部分和第 9 部分说明了营运组织在行政和组织方面的责任，以及与堆芯管理和燃料装卸相关文件。

2. 堆芯管理

堆芯管理目标

2.1. 堆芯管理的目标是在安全分析的基准上确保核燃料在反应堆中的安全可靠使用，同时适当考虑燃料和电厂设计限值。关于设计的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-52 号《核电厂反应堆堆芯的设计》[10]，关于安全分析的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2 (Rev.1) 号《核电厂确定性安全分析》[11]。为了获得最大的效率，热流密度和冷却剂温度需要尽可能高，同时关键参数需要保持在运行范围内。正因为如此，高水平的专业知识和对相关行动的细致控制是必不可少的。

2.2. 纵深防御的概念必须适用于堆芯管理（见 SSR-2/1 (Rev.1) [2] 第 2.12 段）。这一概念的适用应涵盖防御级别内的若干行动预防措施（例如，对堆芯管理活动、设备和程序、堆芯分析和监控、燃料完整性监控、应急措施进行彻底计划），目的是确保燃料完整性，防止事故，并确保在发生事故时提供适当保护。

2.3. 尽管堆芯管理的特定细节取决于反应堆类型和电厂组织，但在所有情况下，堆芯管理计划都应达到以下目标：

- (a) 提供在整个燃料使用寿命期间有效履行堆芯管理功能的手段，以确保堆芯参数保持在核准的运行现值范围内。堆芯管理功能包括以下方面：
 - (i) 堆芯绩效监控（包括为处理功能丧失的关键工具和程序提供冗余）；

- (ii) 热力学评价；
 - (iii) 进行燃料耗尽计算、反应性计算、中子计算和热液状态计算。
- (b) 为堆芯运行策略提供支持，以获得最大的运行灵活性和最佳燃料利用率，同时保持在既定的安全限值内。
- (c) 确保只处理经批准设计的燃料组件。

2.4. 为确保堆芯内燃料的安全使用而需承担的基本堆芯管理任务包括以下内容：

- (a) 根据 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.18 段和第 7.19 段采购新燃料（另见原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号[12]附录 III，设施和活动管理系统的的应用）；
- (b) 根据运行限值和条件保持相关堆芯运行参数，确保燃料的完整性（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.20—7.25 段）；
- (c) 确保从任何运行状态（包括瞬态工况）反应堆停堆的能力；
- (d) 当燃料达到规定的燃耗或停留时间限值时卸载燃料，或者如果运行经验（例如腐蚀、泄漏、弯曲）需要提前卸载燃料；
- (e) 避免在预定卸载前装卸燃料和其他堆芯部件，这些部件可能退化到可能产生额外放射性危害的程度；
- (f) 在允许任何燃料组件超过其限值和条件之前提供安全正当性；
- (g) 检测故障燃料，并在必要时卸载该等燃料；
- (h) 根据电厂和其他电厂的燃料性能和运行经验，以及科学和技术的进一步进步，更新电厂的运行策略；
- (i) 评定拟插入堆芯或反应堆容器的任何部件或材料的安全影响，包括地震和动力反应；
- (j) 评定辐照对堆芯部件、邻近反应堆内构件和反应堆压力容器的影响。

反应堆堆芯工况和特征分析

2.5. 堆芯分析应按照 SSG-52[10]建议进行。

2.6. 反应堆堆芯分析应在整个反应堆运行寿期的适当时间进行，以确保运行策略和对运行限值不违反适合于每个电厂状态的任何实际限值。

2.7. 反应堆堆芯分析应涵盖各种运行状态和堆芯工况的整个运行周期，例如：

- (a) 满功率，包括代表性功率分配；
- (b) 装卸跟随（如适用）；
- (c) 伸展⁵；
- (d) 临界与功率运行的方法；
- (e) 动力循环；
- (f) 启动；
- (g) 换料；
- (h) 停堆；
- (i) 预计运行事件；
- (j) 在热工水力稳定性边界及边界以外的运行（沸水堆）。

2.8. 每当堆芯中燃料的管理发生变化，或堆芯装卸模式或燃料元件的任何特性（如燃料浓缩、燃料元件尺寸、燃料元件结构或燃料包壳材料）发生变化时，应进行新的安全分析并记录在案，以证明符合燃料的验收标准。

2.9. 反应堆堆芯分析应包括对燃料元件性能的分析（基于平均和局部功率水平，以及轴向温度或空隙分布），以证明满足正常运行、预计运行事件和无堆芯熔化的设计基准事故的相应热和机械燃料设计限值。燃料元件性能分析应考虑沿燃料堆芯块半径的功率和燃耗分布。对于轻水堆，对于正常全功率运行和稳态功率分布，反应堆堆芯分析应包括每个组件位置和沿每个燃料组件轴向的峰值通道功率和峰值线性功率率。应考虑燃料组件几何形状的变化对中子和热工水力性能的影响（例如组件弯曲引起的变化）。反应堆堆芯分析还应包括燃料组件内的径向功率分布和由于垫片、栅极和其他部件造成的轴向功率畸变，以确定局部较高的值，并评定局部功率水平。

⁵ 在一些反应堆中，伸展用于允许功率运行超过燃耗循环的自然结束，其中通过逐渐降低功率和温度水平来补偿与燃耗相关的反应性下降。

2.10. 在分析堆芯状况时应考虑到正在使用的燃料种类。中子、热工水力、化学和机械分析应作为详细的堆芯分析的一部分进行，其中应包括稳态和瞬态工况下的下列堆芯参数：

- (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、中子吸收器、冷却剂温度和空隙含量或换料率的变化）；
- (b) 所有控制棒或棒组的位置和反应性值；
- (c) 慢化剂和冷却剂中可溶性吸收器浓度的变化率；
- (d) 温度（燃料、慢化剂和冷却剂）、功率、硼浓度（在压水堆中）、压力对反应性的影响和无效，适用于所有正常运行模式以及预计瞬态工况和设计基准事故；
- (e) 堆芯和燃料组件内的中子通量和功率分布，以及通过适当移动控制棒或分区吸收器对这些参数的控制；
- (f) 燃料和慢化剂温度、冷却剂流量、冷却剂化学条件、压降以及冷却剂的温度、密度和热裕度；
- (g) 功率分布的稳定性；
- (h) 瞬变引起氚浓度的变化；
- (i) 在停堆状态下确保次临界裕度的最低硼浓度（对于压水堆）；
- (j) 燃料寿期间包壳氧化和氢化的生长；
- (k) 缓发中子分数和瞬发中子寿期的变化。

2.11. 第 2.10 段所列参数的变化。这些变化的影响应在稳态和瞬态工况下进行预测。这种预测的结果应尽可能与测量的参数进行比较，并应用于确认在任何时候都有足够的控制能力，以确保反应堆能够安全停堆，并在任何正常运行、预计运行发生或设计基准事故之后保持停堆，同时考虑到预定义的故障。

2.12. 在反应堆运行期间，应酌情考虑下列事项：

- (a) 由于辐照效应、温度效应和硼浓度变化（在压水堆中）导致控制棒反应性值的变化；
- (b) 辐照和控制棒阴影效应对中子通量探测器的影响，特别是灵敏度的变化；

(c) 中子源的足够强度以及中子探测器的灵敏度和位置，特别是在长时间停堆之后（辐照的燃料和光中子可能不构成足够强度的来源）。

2.13. 如果堆芯参数的测量值与计算值之间存在重大差异，则应按照指示的顺序采取下列措施：

- (1) 使反应堆安全（必要时停堆）。
- (2) 找出差异的根本原因。
- (3) 执行任何必要的纠正措施（包括防止复发所必需的措施）。

堆芯计算的计算方法

2.14. 营运组织应确保适当的数值方法和技术可用，并可用于预测反应堆在运行期间的行为，以确保反应堆在运行限值和条件下运行。计算模式、数值方法和核数据应在必要时加以核实、验证、基准化、修正和更新。计算结果和测量结果中的不确定性应考虑在内。

2.15. 在可能的情况下，验证试验应该在事先不知道实验结果的情况下进行，以防止任何故意调整代码计算以产生与实验结果更好的一致性。

2.16. 对于重要的堆芯管理计算，应该对计算结果进行独立核实（理想情况下，使用不同的工作人员、工具和方法）。应特别强调处理扩展燃烧、新材料、设计修改和提高功率等项目的方法的资格。SSG-2（Rev.1）[11]提供了关于核实和验证用于安全分析目的的计算机代码的进一步建议。

2.17. 对用于堆芯计算的软件和数据库的所有修改都应评审和评定其对堆芯运行的潜在影响。此类修改应根据管理和控制软件的标准方法和程序进行独立核实和验证，并进行功能试验，包括在实施前由监管机构批准。应建立实物和/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。

2.18. 营运组织应确保执行堆芯计算的工作人员合格并经过适当培训。

反应堆堆芯运行

2.19. 应制定有效的堆芯运行程序保证堆芯的安全运行。燃料利用的优化和堆芯运行的灵活性不应损坏安全。堆芯运行计划应包括旨在确保以下各项的运行程序和工程实践：

- (a) 在反应堆启动前，满足所有启动前程序要求，完成功能试验，更新所有必要文件和/或程序；
- (b) 在反应堆启动过程中进行必要的临界和停堆裕度测量、低功率物理试验、堆芯物理测量和提高功率试验；
- (c) 建立并执行所有必要的堆芯燃料管理和反应性管理功能的监视计划。

2.20. 为确保反应堆堆芯的安全运行，应考虑下列性质和条件：

- (a) 新燃料符合设计规范；
- (b) 燃料装卸方式；
- (c) 燃料燃耗和辐照记录；
- (d) 反应性停堆裕度；
- (e) 传热、冷却剂流量、压力、温度、水位（沸水堆）和热裕度；
- (f) 反应性的加入和去除率；
- (g) 反应性系数；
- (h) 控制棒组和溶解硼的价值（对于压水堆），或者控制棒组和再循环流量的价值（对于沸水堆）；
- (i) 控制和保护系统的特点；
- (j) 中子通量和功率分布；
- (k) 堆芯稳定性（特别考虑到允许的堆芯工作范围和可能的氙瞬变）；
- (l) 在所有工作状态和事故工况下，从堆芯到最终散热器的散热；
- (m) 冷却剂和慢化剂化学和慢化剂条件；
- (n) 辐照和热应力引起的时效效应；
- (o) 一回路冷却剂和排气系统中裂变产物的活性；
- (p) 燃料包壳的退化（例如由于氧化或沉积污垢）；
- (q) 燃耗对燃料热力学性能的影响；
- (r) 可接受的功率斜率；

(s) 异物侵入。

2.21. 在反应堆堆芯的运行程序中，应酌情考虑以下因素：

- (a) 识别控制室操作员使用的仪器仪表、校准和评定方法，以便在符合燃料和电厂设计以及安全分析所规定限值的范围内监控相关反应堆参数；
- (b) 启动前检查，包括燃料装卸方式、冷却剂流量和温度以及压力回路完整性；
- (c) 警报和安全设置，以避免损坏燃料、堆芯或一回路，允许由于燃料燃烧或换料而改变堆芯工况；
- (d) 各燃料组件的运行历史，特别是换料前的运行历史；
- (e) 为与堆芯工况预测进行比较而记录的参数；
- (f) 一回路冷却剂和慢化剂的化学参数限值；
- (g) 一回路冷却剂流量限值；
- (h) 功率提升速度的限值；
- (i) 功率密度和磁通倾斜的限值；
- (j) 达到限值时应采取的行动；
- (k) 控制棒图案和顺序；
- (l) 控制棒发生故障时应采取的措施；
- (m) 确定燃料故障的标准和当发现故障时应采取的行动；
- (n) 从热停堆状态到冷停堆状态过渡期间的堆芯正交温度，包括考虑冷却梯度（压水堆）。

2.22. 为了保护燃料不受颗粒—包壳相互作用的影响，应遵守供应商关于功率操纵的建议；任何例外情况都应在安全文档中说明。应处理以下方面的适当限制：规定的预处理、对降低功率下运行时间的限值（以限制燃料去库存⁶）、坡道率和功率水平保持（以防止运行后负载发生过多的颗粒—包壳相互作用）。在装卸燃料组件后的第一次启动时，应在应用更严重的功率斜率时给予特别注意。

⁶ 当较长时间降低功率时，熔覆层通过蠕变缓慢恢复，这种需要几个小时到几天的机制被称为去库存。

2.23. 对堆芯功率的全局和局部控制应使每个燃料元件的峰值线性热率和最小临界热流比保持在适当的限值内（取决于轴向位置和燃耗）。由于反应性的局部变化（例如由于氙的不稳定性、冷却剂工况的变化或通量探测器的位置和特征的变化）引起的功率分布变化应考虑到功率演变。

2.24. 功率变化后，应立即调查、充分了解和及时解决实际设备响应与预测设备响应之间的任何差异。

2.25. 可靠的堆芯冷却是一项基本的安全功能，要求确保所有电厂状态（见 SSR-2/1（Rev.1）[2]要求 4）。必须提供监控堆芯冷却状况的手段（见 SSR-2/1（Rev.1）[2]第 4.2 段）。

2.26. 概率安全评定表明，停堆方式可能是堆芯损坏频率的重要贡献者。因此，在停堆期间，应特别注意确保反应堆次临界裕度和可靠的长期堆芯冷却始终保持。

反应性管理计划

2.27. SSR-2/2（Rev.1）[1]第 7.20 段指出：

“营运组织应负责在强有力的质量管理体系下建立安全反应性管理计划。对涉及燃料的可能影响反应性控制的所有运行或改造的决定、计划、评价、实施和控制，应使用核准的程序并遵守预先确定的堆芯运行现值。”

2.28. 反应性管理计划应确保防止裂变产物排放屏障的完整性。反应性管理计划应包括确保根据运行限值和条件监控和控制堆芯反应性和贮存的核燃料（如果存在潜在的临界）的所有活动。反应性管理计划应涉及以下方面：

- (a) 核燃料的操作、装卸和贮存应在燃料和反应堆堆芯的运行限值和条件内，在一个受监控和规定的条件下进行。
- (b) 控制棒和可溶性吸收器的浓度只能以深思熟虑的、仔细控制的方式进行操纵，同时密切监控反应堆的反应。
- (c) 反应性的改变和操作必须采用专门程序，以深思熟虑和仔细控制的方式进行，以确保达到预计的反应（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]第 7.22 段）。

2.29. 应制定反应性监控策略和运行程序，作为反应性管理计划的一部分。电厂工作人员应接受培训，以了解策略并能够执行程序。作为管理层期望的一部分，应强调保持反应堆堆芯运行限值裕度的重要性。应对发生反应性管理问题的情况制定应急运行程序和措施。

2.30. 应对反应性管理计划的实施情况进行独立评审。

2.31. 关于核电厂运行期间反应性控制的进一步建议见 SSG-76[8]，关于堆芯反应性特征和反应性控制方法建议见 SSG-52[10]。

堆芯监控计划

2.32. SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.21 段指出：

“应建立一个全面的堆芯监控计划，以确保监控堆芯参数、分析趋势和评价以发现异常行为；确保实际堆芯性能与堆芯设计要求一致；并确保以逻辑、一致和可检索的方式记录和保留关键运行参数的值。”

2.33. 重要堆芯参数应在控制室中持续监控，在堆芯运行期间以适当频率进行更详细的测量，以确保这些参数保持在运行限值和条件内，并在必要时采取任何纠正措施。如果控制室有详细信息，则应通过与监控功能的安全重要性相称的定期监视来确认这些信息的有效性。

2.34. 当反应堆在功率下运行时，应监控堆芯状况，并与预测进行比较，以确定它们是否符合预计，是否在运行范围内（见 SSG-70[3]）。如果堆芯工况不符合，则应采取适当的行动，将反应堆维持在安全状态。在评审和更新换料计划以及优化堆芯性能时，也应考虑到堆芯监控和试验的结果。需要监控（连续或间隔适当时间）、分析趋势和评价的参数应酌情包括以下内容：

- (a) 轴向、径向和方位中子通量或功率峰值因子。
- (b) 中子通量变化率。
- (c) 控制棒和带状中子吸收器的位置和型式。
- (d) 冷却剂和/或慢化剂（用于压水堆）中可溶性硼的浓度（或当使用富集硼时硼-10 的含量）。
- (e) 反应堆容器内水位和饱和裕度（用于压水堆）。

- (f) 反应性控制设备的可运行性和响应特征，以及控制反应堆功率的其他重要手段。
- (g) 反应性作为控制棒位置或慢化剂水平的函数。
- (h) 停堆时间、卸料阀开启时间、卸料时间和每次反应堆跳堆后的吸收器注入时间。
- (i) 冷却剂的压力、流量和温升以及一回路和二回路中冷却剂出口温度。
- (j) 平均分区和/或扇形冷却剂出口温度和功率倾斜系数。
- (k) 下列各项的评定价值：
 - (i) 堆芯输出的热功率；
 - (ii) 燃料温度；
 - (iii) 在慢化剂中产生热量；
 - (iv) 最小临界功率比（沸水堆）；
 - (v) 离核沸腾比（压水堆）；
 - (vi) 线性产热率的限值。
- (l) 慢化剂温度和峰值通道质量流量。
- (m) 一回路冷却剂或废气系统中的裂变产物活度。
- (n) 慢化剂和一回路冷却剂的物理和化学参数，如 pH、电导率、污垢的数量和杂质浓度以及辐解产物。
- (o) 一回路冷却剂和慢化剂中吸收器的同位素组成。

2.35. 应仔细评定启动、装卸换料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正确。
- (b) 渠道流量是正确的。
- (c) 压力容器和主要结构部件运行正常。
- (d) 冷却剂的温度和预计的一样。

2.36. 应提供和维护适当的仪器仪表以监控堆芯参数，如堆芯功率（如液位、分布、随时间变化）、冷却剂和慢化剂的条件和物理特性（如流量、温度）以及反应堆停堆方式的预计效率（如吸收器设备的插入深度与其插入限值相比），以便采取任何必要的纠正措施。用于堆芯监控的仪器仪表应当

鉴定。关于设备鉴定的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-69 号《核装置设备鉴定》[13]。

2.37. 监控堆芯参数的仪器仪表通常应符合下列标准：

- (a) 在从电源范围到全功率的所有功率级别上都有足够的范围重叠；
- (b) 具备适用于所有运行状态以及在适当情况下适用于事故工况的灵敏度和响应时间、范围和校准；
- (c) 提供必要的资料，说明评价堆芯状况所需参数值的空间变化情况；
- (d) 便于控制室操作员对堆芯性能的评价和对异常情况的评定。

2.38. 为了检测所有相关反应堆运行状态下的控制棒异常或反应性控制扰动或堆芯冷却退化，堆芯监控应能够做到以下几点：

- (a) 检测控制棒异常（例如，卡住、错位、过度插入或脱落的控制棒）；
- (b) 检测无意中硼稀释（或其他可溶性吸收器）现象；
- (c) 探测堆芯冷却异常（例如冷却不对称、冷却条件退化、燃料通道流动退化、自然循环中断）。

2.39. 应针对负载跟踪制度（即增加对堆芯设备限制的制度）适当调整监控策略。应进行设备疲劳监控（如温度测量、无损材料试验），尤其是对安全重要的项目。应特别注意控制棒机构以及热和堆芯参数波动的监控。

2.40. 应测量冷却剂温度、冷却剂压力、冷却剂流量和中子通量分布等堆芯参数，并以适当的方式向控制室操作员显示。在适用的情况下，由于换料和燃料燃耗引起的堆芯变化可能需要改变警报级别和安全系统设置。对于在降低功率或停堆状态下运行，应考虑需要调整警报或启动纠正措施的设定点，以保持适当的安全裕度。

2.41. 在许多情况下，影响燃料性能的参数不能直接测量。在这种情况下，这些参数的值应通过分析测量的参数，如中子通量分布、温度、压力和流量得出。这些导出值被用作建立运行限值和条件的基本输入。控制室操作员使用的参数值应根据仪器仪表指示给出。

2.42. 应建立方法和验收标准，以评定测量的堆芯参数，并将其与无法直接测量的其他安全重要参数相关联，如燃料、包壳和部件的内部温度、内部棒压力和临界热流。评定和相关性的结果应该被记录下来，这些结果应该成为采取适当纠正措施的基准，以确保符合运行限值 and 条件。

2.43. 某些参数的值，如与化学控制相关的参数，要么是直接测量，要么是对冷却剂、慢化剂或复盖气体样品的定期分析。应定期向运行人员通报这些测量和分析的结果，并应向其提供相关在这些参数接近预先确定的限值时应采取行动的指示。

确保燃料完整性

概述

2.44. 营运组织必须确保燃料经过充分设计，并按照设计规范制造，而且只有经批准的燃料才能装入堆芯（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.18 段）。

2.45. 在插入或重新插入之前，应对燃料进行视察，以确保其符合既定的验收标准，以确保损坏或故障的燃料不会装入堆芯。视察计划应酌情包括检测包壳氧化、污垢沉积和燃料元件弯曲的手段，以查明异常退化。

2.46. 应制定和执行燃料完整性监控计划。该计划应包括监控燃料运行参数、使用铅试验组件、视察辐照燃料以及在特殊情况下对热室进行视察。营运组织应建立并实施一个流程，以识别任何燃料故障的原因。

2.47. 燃料完整性监控计划应包括适当的程序和工程实践，例如：

- (a) 实施最大限度地减少燃料故障可能性的操作策略；
- (b) 确保按照 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.24 段要求，系统地分析表明燃料包壳完整性的放射化学数据的趋势并对其进行评价，以发现异常行为；
- (c) 执行故障燃料行动计划。

2.48. 应制定燃料完整性监控计划，以便按照原子能机构《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》[14]要求 11，将职业照射保持在合理可达尽量低水平。

燃料完整性监控

2.49. 燃料故障的一个重要迹象是一回路冷却剂(或尾气系统)中裂变产物活度高于正常值。对冷却剂中裂变产物活度的监控应通过在线仪器仪表、测量样品中裂变产物活度水平或通过这两种技术常规进行。应对特定放射性核素进行调查,以确定故障的表征。

2.50. 反应堆冷却剂中裂变产物活度的正常水平应在启动后反应堆运行的初始阶段规定,以便提供一个参考背景水平。

2.51. 对于设计用于带负荷换料的反应堆,应规定反应堆冷却剂中裂变产物活度的上限,超过该上限将假想发生燃料故障。在适用的情况下,应使用扫描系统(如缓发中子监控系统)定位故障燃料。如果扫描系统有监视单一通道和多组通道中冷却剂的规定,则应指定单一通道中活度与其组中活度之比的值,并使用该值来确定通道中是否含有故障燃料。

2.52. 在适当的情况下,应通过监控检查燃料组件所有部分的完整性。特别是,应仔细检查用于有载换料的提升负载路径中承受温度循环或其他应力的高应力部件,以确保长期安全。

故障燃料行动计划

2.53. 应制定并实施燃料故障工况下的应急行动计划。这一计划应包含以下要素:

- (a) 以燃料故障为重点的调查活动的行动级别;
- (b) 限制功率运行的行动水平,以防止额外的燃料损坏,并防止任何现有燃料损坏的加剧;
- (c) 查明泄漏燃料组件并将其拆除的措施;
- (d) 确定燃料完整性丧失原因的措施;
- (e) 补救燃料损坏原因的措施;
- (f) 燃料视察活动;
- (g) 燃料重新组装活动;
- (h) 回顾运行经验,以防止将来因同一根本原因而发生故障。

2.54. 对于设计用于带负荷换料的反应堆，应制定运行说明，规定应采取纠正措施的水平。应卸载故障燃料，以使本底裂变产物活度保持在足够低的水平，以便能够发现未来的故障，将冷却剂和一回路冷却剂回路的污染降至最低，并防止随后的燃料损坏（例如由于氧化物或氢化物堆的形成而造成的损坏）。应评审换料计划（见第 4.1 段），以确定是否应因卸载故障燃料而修改换料计划。

2.55. 通常，设计用于卸载燃料的反应堆允许在功率下以非常有限数量的故障燃料继续运行。反应堆停堆以清除故障燃料的标准通常基于冷却剂系统中允许的最大废气活度或允许的最大裂变产物活度，以最大限度地减少工作人员和公众的实际或潜在照射。应使用堆芯内或堆芯外啜饮试验（必要时，还应使用超声波视察）来发现故障燃料。故障燃料不应在未经修理或重新组合的情况下重复使用。应评审堆芯设计，以确定是否需要因移除故障燃料而作出修改。

燃料历史追踪

2.56. 应记录燃料历史，以便考虑燃料性能的所有相关方面，例如：

- (a) 燃料设计和运行特征；
- (b) 燃料运行历史，包括关于任何异常运行工况的信息；
- (c) 燃耗历史和相关堆芯位置；
- (d) 冷却剂化学历史；
- (e) 燃料包壳缺陷的年表，包括它们的初始指示、根本原因评定和纠正措施的完成情况。

燃料的新设计或对燃料的改造

2.57. 如果将新设计的燃料或改进型燃料引入堆芯，营运组织有责任确保燃料符合设计要求，并彻底调查和了解这种燃料对堆芯运行的任何与安全相关的影响（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.18 段）。在使用一种以上燃料运行堆芯之前，营运组织应确保新设计的燃料或改进的燃料（无论何种情况）与

现有燃料和其他堆芯部件兼容，并确保负责堆芯管理的运行人员能够获得所有相关信息。⁷

2.58. 应为新设计的燃料或改进的燃料准备适当的许可证文件。该文档应包括以下内容：

- (a) 关于燃料设计和预测和监控堆芯特性的输入数据的资料；
- (b) 用于建立监控热裕度相关关系的分析和试验结果；
- (c) 核实设计相容性的热机械、机械、热水力和中子限值；
- (d) 瞬变对燃料的影响分析。

2.59. 为了评定一种新设计的燃料或一种改进型燃料在预计随后使用条件下的性能，应考虑一种铅试装配计划，其中考虑到所有现有的运行经验。此种计划应包括以下内容：

- (a) 视察的管理措施和程序，以及装卸燃料的工具和设备的新设计；
- (b) 监控新设计燃料的性能，包括腐蚀、热机械和机械效应；
- (c) 获得在堆芯使用一种以上燃料类型的运行经验。

2.60. 在确定新设计的燃料在运行状态和事故工况下的性能时，应考虑到试验和研究与开发计划的反馈，包括功率斜坡试验、反应性引发事故试验和冷却剂丧失事故试验（分析型或全局型）。

2.61. 营运组织在考虑更换新供应商时应谨慎，以确保燃料组件的质量不受不利影响，并保持支持分析（如果适用）。

换料计划

2.62. 营运组织必须制定换料计划（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]第 7.19 段）。应该严格控制堆芯装卸、混合和装卸燃料运行。

⁷ 考虑采用一种循序渐进的方法使用新燃料组件是一种良好的安全实践，逐步增加装卸燃料组件的数量和所涉及反应堆的数量。此外，对燃料组件设计的任何改进都应采取谨慎的实践，通过以下连续和渐进的步骤：(1) 在进行反应堆内辐照之前获得充分和相关的反馈；(2) 从几个铅试验组件开始，直到在一个反应堆中装卸燃料，然后在几个反应堆中。

2.63. 所有堆芯改造都必须符合核准的配置（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.19 段）。在整个这种变化过程中，应监控堆芯反应性，以防止无意中出現临界。所有燃料运输都必须符合详细的核定程序（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.26 段）。中间燃料模式的反应性不应超过设计中考虑和批准的最反应性配置。⁸ 应该有一种方法来检查燃料移动不会相互冲突，必要时应该能够追溯燃料的实际移动。

2.64. 换料计划应包括堆芯型式的详细情况和堆芯部件（即燃料组件、控制棒、可燃吸收器和熔剂成形吸收器）进出反应堆的时间表。换料过程中为核实不同活动的正确执行而进行的必要检查也应包括在换料计划中。

2.65. 为了达到全功率和燃料燃耗率的目标，并为了提供足够的反应性来补偿燃料耗尽和裂变产物的累积，从初始装卸燃料开始，在整个反应堆寿期间，换料计划应达到下列目标：

- (a) 将中子通量分布和其他堆芯参数保持在适用的运行限值和条件内；
- (b) 保持足够的停堆裕度。

2.66. 制定和使用换料计划的考虑因素酌情包括：

- (a) 燃料燃耗和随之而来的结构和冶金限值；
- (b) 冷却剂和燃料包壳温度与流量分布、通道流动和吸收器结构的关系；
- (c) 在装料期间或提高反应堆功率期间，燃料组件输出功率的增加（这可能对反应堆功率的上升速度施加限制，或者在下一次功率增加之前可能需要一个最低时间来保持功率恒定）；
- (d) 避免不可接受的通量倾斜和反应堆不稳定；
- (e) 保证燃料元件的机械能力，以承受反应堆堆芯工况和换料操作，特别是对辐照燃料元件的换料和再利用；
- (f) 换料机的可用性和能力（用于设计为带负荷换料的反应堆）；
- (g) 对特定燃料组件的特殊考虑，这可能需要限制，如对功率输出的限制；
- (h) 去除故障燃料和插入新燃料组件引起的变化（如局部温度变化和反应性变化）；

⁸ 一些使用天然铀的反应堆在早期使用期间，由于钚在燃料中累积，反应性增加。同样的情况也适用于含钆等可燃吸收器的燃料。

- (i) 选择带负荷换料通道，以保持径向对称，在双向换料的情况下，保持轴对称；
- (j) 未辐照和辐照燃料在堆芯中的定位，同时考虑到浓缩水平和中子吸收器水平；
- (k) 控制棒中中子吸收器和可燃吸收器的耗尽；
- (l) 单一控制棒的最高反应性值，可在完全退出位置保持不可操作；
- (m) 实际堆芯运行参数与换料计划中使用的计算值的偏差（这需要考虑控制棒和吸收器的结构、燃料燃耗、中子通量分布和中子吸收器的耗尽）；
- (n) 热冲击引起的变化，以及在装料过程中反应性的变化；
- (o) 反应堆堆芯辐照后燃料组件、吸收棒和中子源辐射特征的变化。

2.67. 反应堆卸料后，应在启动前评定堆芯工况，以核实在燃料进入堆芯的整个时间内，运行限值和条件以及停堆裕度都将得到满足。停堆能力应通过适当的试验来确认。

2.68. 对于装卸燃料的反应堆，应制定关于燃料燃料计划的标准，并应核实是否符合所有适用的运行限值和条件。如果与既定的燃料计划有重大偏差，则应对新的堆芯工况进行安全评定，并应采取任何必要的行动。

2.69. 第 2.5—2.12 段讨论了第 2.67 段和第 2.68 段所述评定所需的堆芯行为预测。根据现有反应堆数据进行的模拟计算，应用于更新堆芯性能评定，并计划随后的换料计划。在这种模拟中还应获得其他数据（例如燃料燃耗率、反应性、功率密度和中子通量分布）。

2.70. 对于装卸燃料的反应堆，应提供关于燃料计划的信息，包括含有燃料的通道清单和相应的燃耗。在选择换料渠道时，应考虑到这一信息和其他考虑因素，包括第 2.66 段所列的考虑因素。

2.71. 在卸料的反应堆中，在启动、负载变化和稳定功率时，在堆芯中有控制棒是正常的。换料程序应规定控制棒的型式和顺序，以确保符合控制棒反应性、质量和功率分配的设计意图。

2.72. 换料后必须进行检查，以确保堆芯已正确配置；见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.19 段。此外，应在每次换料后启动之前或启动期间进行物理试验，以核实堆芯和控制棒反应性值和硼值在整个工作范围内的构成和特征。试验应酌情包括以下内容：

- (a) 各控制棒的抽出和插入，以检查可运行性；
- (b) 控制棒下降次数（压水堆）或液压插入次数（沸水堆）；
- (c) 积分和微分，或动态，棒价值测量；
- (d) 证明，如果价值最大的控制棒处于完全退出位置，则堆芯满足停堆裕量的规范；
- (e) 根据计划的抽棒顺序，对非无效条件下预测和测量的临界抽棒配置进行比较；
- (f) 测量和评定慢化剂温度系数和反应性、临界硼浓度和棒库质量的其他温度系数；
- (g) 使用对称控制棒或堆芯内仪器仪表进行堆芯内通量测绘和堆芯内对称性检查；
- (h) 测量和计算的流量分布和功率的比较分布（轴向和径向）；
- (i) 通过检查测量值之间的不匹配来确认堆芯功率对称性。

试验结果应由在反应堆物理方面具有适当专门知识的合格工作人员独立评审。

堆芯管理和燃料装卸相关的监视

2.73. 应建立堆芯管理和燃料装卸监视计划，以便及早发现可能导致反应堆堆芯不安全状况的任何恶化。监视活动应包括监控、检查、校准、试验和视察。这些活动应是根据 SSG-74[6]提出的建议制定和执行的总体监视计划的一部分。下列与堆芯管理和燃料装卸特别相关的项目应列入监视计划：

- (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) 监控堆芯参数的仪器仪表（见第 2.37 段）；
- (c) 堆芯冷却系统，包括堆芯部件的冷却（即冷却剂的流量、压力、温度、活性和化学成分）；

- (d) 燃料和堆芯部件的装卸系统（包括仪器仪表和联锁检查）；
- (e) 燃料和其他堆芯部件的退化，如燃料组件的弯曲效应和微动、包壳氧化、结垢沉积、控制棒磨损和膨胀。

2.74. 电厂的设备鉴定计划（见 SSG-69[13]）应确认用于堆芯监控、燃料装卸和贮存的仪器仪表和系统在特定环境条件（例如压力、温度、放射性水平、机械负载和振动工况）下在相关时间内履行其功能的能力，同时考虑到适当的功能和安全问题。

3. 新燃料的移动和贮存

新燃料的管理

3.1. 新燃料装卸程序的主要安全目标是防止意外的危险，并防止在移动、贮存或装卸燃料时对燃料造成损坏。应保护核燃料不受任何损坏，特别是可能影响其在堆芯内行为的损坏。

3.2. 新换料计划的主要内容包括燃料的接收、转移、视察和贮存。该计划应以受程序和工程实践控制的有条不紊的方法为基准。本计划的主要目的如下：

- (a) 划定贮存新燃料的物理边界，并在此范围内受材料控制程序和临界配置限值的约束；
- (b) 满足要求，并提供新燃料视察的技术指导，包括装卸受损燃料的应急行动。

3.3. 在任何新燃料运到现场之前，现场应具备接收、贮存和装卸全部托运燃料的适当设施。如果要交付新设计的燃料，或者如果燃料浓缩已经改变或需要重新计划贮存区，则在收到燃料之前应重新评定临界安全分析的有效性。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-63 号《核电厂燃料装卸与贮存系统的设计》[15]提出了关于此类设施设计的建议，包括考虑可能导致意外临界偏离或可能对燃料和/或燃料装卸和贮存系统产生不利影响的事件。

3.4. 在第一批燃料运到现场前,应执行辐射防护计划的相关部分(见原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号《职业辐射防护》[16])。此外,根据原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[17]和 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 18,必须实施和试验充分的应急准备和响应安排。

3.5. 与二氧化铀新燃料相比,含有后处理材料的新燃料产生更高的放射性水平和更高的热量,应按照专门为减少对运行人员的剂量而设计的程序进行处理。根据 GSR Part 3[14]要求 11,应酌情采取屏蔽措施,以确保职业照射尽可能低。

3.6. 燃料装卸程序应特别强调必须最大限值地减少机械应力,特别是侧向应力,重点是小应力可能对燃料组件有害的情况。施加在燃料组件上的任何力和加速度的大小和方向应保持在设计限值内。

3.7. 为了减少在装卸过程中对燃料造成损坏的可能性,只应使用为装卸燃料而设计的设备。

3.8. 从事装卸燃料的工作人员应具备适当的资格和培训,并须在授权人员的监督下工作(见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.28 段)。所有与新燃料相关的活动都应按照批准的程序进行。此类活动中的关键步骤应由授权人员核实和签字。

3.9. 当工作人员装卸燃料时,应使用适当的防护设备和防护服,以防止工作人员受到污染,并防止燃料包壳受到损坏或污染。关于保护工作人员的要求见 GSR Part 3[14],建议见 GSG-7[16]。

3.10. 如果燃料要在现场的厂房之间移动,则应使用合适的、贴有适当标签的储罐和货包,以防止燃料受到污染或损坏。所有燃料移动的路线应尽可能短和简单。

3.11. 装卸和贮存新燃料的区域应保持在适当的环境条件下(在湿度、温度和清洁空气方面),并随时加以控制,以排除化学污染物和异物。

3.12. 进入燃料贮存区只限于经授权的人员（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.28 段）。新燃料的装卸和贮存区应确保不受未经许可进入和未经许可移走燃料的影响。贮存区不应是通往其他装卸区域的访问路线的一部分。关于核安保的进一步指导见参考文献[18]。

3.13. 重物不应移动到贮存的新燃料上方（在机架、贮存罐、货包或提升设备中）。对此的任何例外都应说明正当性。

3.14. 用于检查燃料物理尺寸的设备应定期重新校准。燃料装卸设备和相关系统应定期检查（或至少在换料运动之前），并保持在良好的运行状态。

3.15. 应提供应急操作程序和相关设备，以确保燃料组件在任何情况下都能随时放置在安全的位置。

接收新燃料

3.16. 在收到燃料之前，营运组织应作出安排，确保指定人员负责现场燃料的控制。

3.17. 燃料应由训练有素和合格的工作人员按照书面程序接收、拆包和视察，以识别损坏的燃料或任何其他不符合规定之处。新燃料的接收和拆箱应该在一个为燃料装卸设计的区域内进行。应制定新燃料视察计划，视察燃料的外观，并检查运输过程中发生的任何损坏。对燃料的视察应包括视察规定的参数（如尺寸），这些参数自供应商最后视察以来可能会受到运输和装卸的影响。应核实每个燃料组件的识别号，并视察相关文件，以确认收到的燃料与订购的燃料相符并符合设计要求。

3.18. 如果将新设计或修改设计的燃料运到现场，则应评审确定燃料损坏和任何其他不符合规定的程序。验收标准应可用于评定燃料是否损坏。对视察燃料的人员所接受的任何损坏应作记录。乏燃料应作为不合格产品处理（见 GS-G-3.1[12]第 6.50—6.77 段）。应调查任何故障的根本原因，并采取纠正措施防止其再次发生。

3.19. 应检查运输货包，以确认它们有适当的标识和没有损坏。贮存安排和标识应避免不必要的处理。

3.20. 新燃料在电厂使用前应不含异物。电厂的视察应能够识别燃料中已经存在的任何异物。这种视察不应在燃料中引入任何异物。

3.21. 如果必须修理新燃料组件，燃料供应商应参与任何拟议的修理或改造。应采取技术和行政预防措施，以确保只修理规定的燃料组件，修理工作按照书面指示（例如与燃料元件的位置、浓缩和有毒物质含量相关的指示）进行，并确保不产生关键配置。

3.22. 任何怀疑在装卸或贮存过程中损坏的燃料都应接受额外视察，如有必要，应按照损坏燃料装卸程序进行装卸。

新燃料的贮存

3.23. 应提供足够和规定的贮存位置，以确保燃料组件的完整性并防止其损坏。特别是应采取适当的措施，以避免燃料组件的轴向扭曲。

3.24. 新燃料贮存区的操作应确保满足设计中规定的次临界标准（见 SSG-63[15]）。次临界应始终保持，即使在发生内部或外部水淹或设计中考虑的任何其他事件时也是如此。应采取实物和/或行政措施，确保燃料只在批准的地点装卸和贮存，以防止出现严重配置。应核实该燃料的浓缩程度与贮存区的设计限值相称。

3.25. 干燥的新燃料贮存区应该没有任何设备、阀门或管道，这些设备、阀门或管道要经过运行人员的定期监视。

3.26. 对于潮湿的新燃料贮存区，水条件和机架布局应保持在规定的操作范围内，以确保次临界裕度。应严格遵守水化学要求（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]第 7.13—7.17 段），以尽量减少燃料包壳和贮存部件的腐蚀（另见第 5.15 段）。

3.27. 对于使用中子吸收器的新燃料贮存系统，应制定寿期监控计划，以确保吸收器已安装，且没有失去效力或被替换。

3.28. 当燃料组件贮存在密封的运输货包之外时，应使用适当的通风系统，以防止灰尘和其他空气颗粒进入新燃料贮存区。实现这一点的一种方法是在进气道中使用过滤器，并保持贮存区的环境气压略高于周围区域。

3.29. 干燥贮存新燃料的地方的排水渠应保持通畅，以确保有效地清除任何可能进入的水，并确保排水不良不会成为水淹的可能原因。

3.30. 应防止可燃物在贮存区积聚，以尽量减少新燃料贮存区的火警风险。应随时备有适用于涉及燃料的火灾的消防和消防设备说明。应建立程序，以控制向新燃料贮存区转移缓和材料，以确保即使使用灭火材料，也始终保持次临界状态。关于消防安全的进一步建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-77 号《核电厂运行中的内外危害防护》[19]。

3.31. 从新燃料到达现场之时起，应防止未经授权接触新燃料。任何新燃料贮存区应指定为只应进行燃料装卸活动的区域。

4. 换料计划的执行情况

燃料装卸准备

4.1. 第 2.62—2.72 段所述的换料计划应通过一项详细规定进行顺序的换料计划来实施。换料计划应规定从贮存区撤出的燃料和堆芯部件的种类、它们的路线和它们在堆芯中的位置。计划还应特定规定如下：

- (a) 哪些燃料将被换料或卸载，以及其在堆芯中的原始位置；
- (b) 燃料在堆芯或贮存区的新位置；
- (c) 燃料和控制棒等堆芯部件的卸载顺序；
- (d) 每一步要执行的检查。

4.2. 为组装新燃料和准备在反应堆中使用新燃料所必需的步骤，包括将新燃料置于中间贮存的任何安排，应在换料计划中指明。只提供符合 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.18 段规定的燃料可装入反应堆堆芯。应进行检查，以确认燃料已正确组装。在所有燃料装卸和维护活动中，应尽可能确保没有异物被引入反应堆（见第 4.25—4.27 段）。

4.3. 燃料装卸人员和控制室人员之间应随时提供可靠的双向通信手段。

将燃料和堆芯部件装入反应堆

4.4. 当燃料从贮存库中移出时，应根据批准的换料计划进行识别和检查。应作出安排，以确保燃料已装入堆芯的规定位置并正确定位（轻水堆的情况下，应按规定方向）。这些安排应包括由不直接参与装卸操作的人员进行独立检查。在卸货换料期间进行的任何次临界检查都应在换料计划中指定。

4.5. 尽管在反应堆首次换料时（即由于燃料和堆芯部件尚未接受辐照），换料程序可能较简单，但仍应遵守换料计划和质量管理计划。在将新燃料装入换料机或堆芯之前，应进行检查，以确保用于调试的所有设备、材料和虚拟或试验燃料组件均已拆除。还应采取预防措施，防止异物进入反应堆堆芯（见第 4.25—4.27 段）。假燃料组件或试验燃料组件应清晰可辨，即使在堆芯内也是如此。应遵循程序，以确保在反应堆容器停堆前已将所有不必要的材料从反应堆容器中移出。关于首次装卸燃料的进一步建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-28《核电厂调试》[20]。

4.6. 在开始装入燃料之前，应建立程序来试验换料机和任何其他可能必要的工具或系统。

4.7. 参与燃料装卸的人员应具备资格并受过培训。换料机操作员应根据监管要求获得执照（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]第 4.16 段）。应培训人员正确使用换料机（初始使用假燃料），包括在燃料从接收点到反应堆堆腔和乏燃料水池的整个路线上进行操作。

4.8. 作为燃料组件的一部分或连接到燃料组件上的任何堆芯部件（例如仪器仪表、冷却剂流动孔板、塞、控制棒、中子吸收器）都应根据电厂的质量管理计划，作为换料程序的一部分进行视察和检查。在将中子源组件和堆芯部件装入反应堆堆芯之前，应考虑与这些组件和部件相关的所有安全问题。

4.9. 应建立控制堆芯部件进出堆芯的程序。在可能的情况下，应进行检查，以确保燃料插入令人满意。对于不属于安全分析报告中所述设计的一部分并且不是电厂永久部分的物项（例如被辐照材料的样品），程序应包括对该项目进行彻底的安全评审，并适当批准其进出堆芯以及其在堆芯内的驻留。

4.10. 当大量燃料被装入停堆时，应监控次临界计数率，以防止意外的停堆裕度减少或无意中的临界。停堆裕度核实试验应该在满载的堆芯上执行。

4.11. 对于带负荷换料，在功率状态下，应始终保持反应堆压力边界的完整性。在燃料跨越安全壳边界的转移过程中，应作出规定，以确保安全壳在任何时候都是完整的。

卸载燃料和堆芯部件

4.12. 应采取措施，核实在卸载堆芯之前将上部堆芯支撑结构抬起时，燃料组件没有悬挂在上部堆芯支撑结构上。

4.13. 应按照换料计划卸载燃料。

4.14. 在从堆芯卸料期间或之后，只要可行，应对照换料计划检查燃料组件或堆芯部件的标识。在原装料或卸料过程中发现的任何错误都应报告，并由电厂管理层进行评审，以确保采取适当的措施。

4.15. 只有适当的指定区域才应用于贮存（即使是暂时的）辐照或污染物项，以避免污染的扩散和/或不必要的辐射照射。

4.16. 如果条件允许，如果怀疑有任何实物损坏，应在贮存前检查卸载的燃料和堆芯部件。如果发现燃料或堆芯部件损坏，应检查相邻部件。理想情况下，任何维护都应以经过核实的技术为基准，并按照批准的方法进行。

4.17. 任何已知故障的燃料的装卸方式应尽量减少对贮存设施的污染，并使其能够遵守现场外运输的适用要求（见原子能机构《安全标准丛书》第SSR-6（Rev.1）号《放射性物质安全运输条例》（2019年版）[21]）。任何怀疑发生故障的燃料都应作为故障燃料装卸，直到彻底检查显示其完好无损为止。

4.18. 在贮存设施中的机架位置接收未装卸燃料之前，如果怀疑可能有损坏影响燃料的完整性，或者如果分配的机架已经包含燃料组件或控制棒等任何堆芯部件，则应对其进行检查。机架应保持在规定的垂直公差范围内，以确保燃料组件不变形。

燃料和堆芯部件装卸注意事项

4.19. 通过适当的装卸和贮存燃料，应确保在任何时候都保持燃料的完整性。在使用燃料之前，应检查燃料的状况，以尽量减少将受损燃料插入反应堆的风险。

4.20. 执行换料计划的程序应包括必要的预防措施以确保安全。应考虑反应性状态、组件完整性、散热和辐射防护（包括屏蔽的使用）等方面。燃料装卸和堆芯部件装卸过程中需要考虑的问题包括：

- (a) 临界安全，例如操纵反应性控制设备时的错误；
- (b) 部件碰撞或跌落对燃料造成的实物损坏；
- (c) 由于燃料组件或燃料元件变形、膨胀或弯曲而损坏燃料；
- (d) 由于部件或在移动过程中排放放射性物质的放射性而引起的职业照射。

4.21. 对于卸载燃料的反应堆，应在装卸之前并酌情在装卸过程中检查确保在燃料装卸期间不形成关键配置的先决条件，如核启动仪器仪表和保护系统联锁。这在第一次堆芯装卸期间尤为重要。这也适用于满负荷换料的反应堆维护后的停堆期。关于这些先决条件的进一步建议见 SSG-28[20]。

4.22. 在新燃料和辐照燃料的正常装卸程序中，应禁止自动安全系统的超限（如过载或对准联锁）。在不正常的燃料装卸条件下，可能会出现紧急需要取消联锁的情况。此类行动只应由合格和授权的工作人员按照批准的程序进行。在实施这些措施之前，应对其进行独立安全评审。

4.23. 以下是在反应堆堆芯停堆工况下进行换料操作时应考虑到的特定问题的示例⁹：

- (a) 应当建立换料过程中的辐射防护和监督措施。
- (b) 安全壳或约束的完整性应符合换料规定。
- (c) 空气净化系统应按规定运行。
- (d) 应该有可靠的电源。

⁹ 该清单考虑了轻水堆设计的考虑因素。对于在停堆状态下也加入燃料的其他类型反应堆，也可以准备类似清单。

- (e) 启动范围、中子通量探测器或专门用于换料和相关警报的任何其他探测器应可操作。
- (f) 控制棒应插入堆芯并断开，以使其无法操作。在压水堆中，应循环规定硼浓度的硼酸水，并应采取积极措施防止稀释（例如，关闭纯水控制阀，反应堆停堆附近可能使用的所有硼酸水系统）。
- (g) 反应堆容器和水池的贮存水位应保持在规定的最低水位以上。
- (h) 在开始卸载燃料之前，反应堆应在规定的最短时间和最短数量内处于次临界状态。
- (i) 适当的联锁应处于正确的配置中，应对控制棒驱动电路、反应堆保护系统和换料设备进行必要的功能检查和校准。
- (j) 应该有足够数量的关闭冷却回路（至少一个），并具有适当的紧急冷却能力。
- (k) 应制定适当的程序，防止异物被引入反应堆容器（见第 4.25—4.27 段）。
- (l) 在装卸燃料组件时，应采取措施防止不必要地处理反应堆水池上的部件或工具。
- (m) 控制室和燃料装卸区之间应建立充分的通信联系。在整个换料过程中，应由授权人员负责。
- (n) 在关闭容器之前应进行最后检查，以确保堆芯已正确装卸（检查燃料和堆芯部件的标识），如有可能，应进行录像，以便随后进行核实。
- (o) 应提供应急操作程序，规定在燃料装卸过程中发生事故时应采取的行动。

4.24. 对于装卸燃料的反应堆，应考虑以下问题

- (a) 应建立反应堆运行工况，并应稳定在与换料相关的水平。
- (b) 为安全和正确换料所必需的所有监控仪器仪表和安全设备都应进行校准，并确认其在使用和运行令人满意。
- (c) 应确认从正确的贮存位置收集正确的燃料组件，并将其装入换料机的适当库中，库中应有空间接收卸载的燃料。
- (d) 换料的开始应由控制室操作员批准，并应随时通知控制室操作员换料的情况。

- (e) 应进行独立检查，以确保换料机正确连接到正确的换料位置。对于双向换料设计，应确保加载机和卸载机在夹紧前对齐在同一通道上。
- (f) 在换料机中，如果不能使用新燃料组件，应该有替代的方法来堵塞反应堆通道。
- (g) 换料机应该能够穿透和恢复反应堆安全壳边界。
- (h) 在将换料机从燃料通道上断开之前，应确认关闭塞已正确更换。
- (i) 在减压状态下换料后，在建立显著的冷却液压力之前，应检查是否更换了合格的封闭塞。
- (j) 行政控制应到位，以补充设计规定，防止换料机在与反应堆连接时移动。
- (k) 应建立控制措施，以确保换料机中的辐照燃料在停止向换料机供应冷却剂之前被适当地移出，并在适当的情况下防止换料机超出其设计范围。
- (l) 应通过自动控制和/或使用核对表等技术确保严格遵守程序。
- (m) 当反应堆运行时，换料机应该能够进入一个区域进行维护。
- (n) 应提供设施，以便在尽可能代表实际操作的条件下试验换料机。
- (o) 应急操作程序应到位，以规定在燃料装卸过程中发生事故时应采取的行动。

燃料装卸的异物排除安排

4.25. 电厂的异物排除计划应包括在靠近燃料或含燃料设施的特定活动中防止异物侵入的规定，以防止燃料损坏或完整性丧失（立即或潜在的）。应特别注意对打开的一回路冷却回路系统和部件、反应堆容器腔体和乏燃料贮存设施的维护活动，特别是在大修期间。对于所有使用新燃料和辐照燃料的操作，应建立和保持适当的异物排除安排。新燃料应根据电厂程序进行检查，以确保不存在异物。

4.26. 应在计划进行燃料装卸活动的地点周围设立特定的异物排除区。这个区域应该用柱子或障碍物适当地标记和划界。应在异物禁区周围的地板上用标记划出缓冲区，以最大限值地减少异物侵入的可能性。应尽量减少缓冲区内工具、设备或材料的贮存。

4.27. 在进行燃料装卸或燃料修理操作的地方，应创造必要的清洁工作条件，以防止异物进入任何打开的堆腔。要做到这一点，应只将必要的材料带入异物禁区，对所有此类材料保持能动控制，然后尽快将其运出该区域。对于靠近乏燃料水池或开放反应堆容器堆腔的工作，应实施“空口袋”政策¹⁰。所有进入异物禁区的材料和工具都应使用工具和材料控制日志进行登入和登出。所有的物项和材料都应在每班结束时从异物禁区移走，除非另有批准和文件证明。应尽可能避免在异物禁区内进行可能产生碎片的活动。应在无法避免这些活动的情况下作出适当安排，捕获所产生的任何碎片。

5. 辐照燃料的移动、贮存和视察

概述

5.1. 与装卸和贮存辐照燃料相关的主要安全目标如下：

- (a) 确保在任何时候都处于次临界状态；
- (b) 防止对燃料组件和/或燃料元件的物理损坏；
- (c) 确保有足够的散热率；
- (d) 确保在装卸辐照燃料过程中，辐射照射和放射性物质的排放保持在合理可达尽量低水平。

5.2. 为确保保持燃料的完整性和次临界，辐照燃料只能在经批准的设施中和使用为此目的合格的设备进行装卸、贮存和视察（见 SSG-69[13]和 SSG-63[15]）。辐照燃料和堆芯部件的所有搬运、移动和贮存都必须按照书面程序进行（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]第 7.26 段和第 7.28 段）。

5.3. 必须制定适当的应急操作程序和严重事故管理准则，以管理辐照燃料装卸和贮存期间的事件和事故（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]要求 19）。这些程序和导则应涵盖电厂内部发生的事件（例如，临界、散热丧失、重物坠落、内部火灾和水淹、人为错误、安全相关系统故障）和电厂外部发生的事件（例如，地震事件、洪水、强风和龙卷风、场外电力丧失、相关事件的组合）。SSG-63[15]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-15（Rev.1）号《乏燃料

¹⁰ “空口袋”策略指定在进入区域之前应移出口袋中松动的对象，或者口袋应得到充分的保护。

的贮存》[22]提出了与燃料装卸和贮存过程中可能发生事故相关的建议。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-54 号《核电厂事故管理计划》[23]提出了关于在反应堆、乏燃料水池和或任何其他燃料位置的所有运行模式期间制定和执行应急操作程序和严重事故管理准则的建议。

辐照燃料的装卸

5.4. 应建立一个系统来说明核素库存和辐照燃料的衰变热。

5.5. 在装卸辐照燃料之前，应确认所有燃料装卸和转移设备的可运行性以及相关的安全特点。该设备应包括以下内容：

- (a) 燃料装卸机械；
- (b) 燃料转运设备；
- (c) 燃料提升设备；
- (d) 装配、拆卸和修理燃料的方法；
- (e) 与储罐的运输或乏燃料或储罐的视察相关的所有操作的装卸装置；
- (f) 安全装卸退化或故障燃料或储罐的设备；
- (g) 负载测量设备，包括过载保护；
- (h) 照明设备；
- (i) 适当的屏蔽；
- (j) 辐射防护设备；
- (k) 净化设备；
- (l) 仪器仪表和控制系统；
- (m) 通信设备；
- (n) 燃料视察设备；
- (o) 相关的通风和过滤系统。

5.6. 辐照燃料的余热应以足以防止燃料组件以及贮存和支持系统发生不可接受退化的速度移出。池水蒸发速率的增加应考虑在内。

5.7. 应控制和尽量减少污染的传播。应提供装卸泄漏燃料的专用设备和程序。

5.8. 应在可能放置辐照燃料或激活堆芯部件的所有区域周围提供屏蔽。这是必要的，以确保根据 GSR Part 3[14]要求 11，将裂变产物和活化材料的职业外辐射照射保持在合理可达尽量低水平

5.9. 为了保持燃料的完整性和确保次临界，冷却剂化学成分必须加以控制（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]要求 29）。

5.10. 与辐照燃料相关的特殊、非常规活动（例如燃料清洗、清除污垢、回收受损燃料、使用特殊燃料视察台）应按照既定程序认真计划和实施。必须进行特定的安全评审（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]第 4.27 段），并应独立评审。要求编写操作程序和应急操作程序，运行人员必须经过适当培训（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]要求 26 和第 4.17 段）。应确定执行和监督非常规活动的作用和责任，并提供持续的辐射监控。开展此类活动时，应始终保持次临界、移出余热和限制放射性的基本安全功能（见 SSR-2/1（Rev.1）[2]要求 4），并充分遵守辐射防护规则。

辐照燃料的贮存

5.11. 辐照燃料的贮存应使用足够和规定的贮存区域。应建立和实施程序，以确保辐照燃料仅以经过充分评定的配置贮存。燃料贮存分析应考虑，例如，新燃料设计、扩展燃烧和新燃料的贮存配置。进一步的建议见 SSG-15（Rev.1）[22]。

5.12. 除了确保使用经批准的配置外，还必须符合贮存设施中中子吸收器的标准，并酌情达到最大容量。规定的中子吸收器应该是固定的吸收器，或者在水池贮存时在水中辅以硼。应制定监控计划，以确保中子吸收器的完整性。应执行适当的质量管理程序以确保次临界。

5.13. 应确保可靠地移出余热，以防止燃料组件发生不可接受的退化。应确保池水的体积温度以及温度变化和变化率保持在设计要求（见 SSG-15（Rev.1）[22]）规定的可接受范围内。

5.14. 对于辐照燃料的湿式贮存设施，应控制冷却介质的组成，以防止辐照燃料的所有假定条件下燃料包壳的退化。对于干式贮存设施，应确保冷却介质的流动没有丧失（即阻塞或干扰）。如果热量移出是通过自然循环或强制循环提供的，则应确保加热、通风和空调系统的足够可靠性。

5.15. 对于湿式贮存，应按照规定的温度、pH、氧化还原反应（氧化还原）、放射性和其他适用的化学和物理特征保持水条件，以达到以下目的：

- (a) 通过保持适当的 pH 值和其他适用的化学条件，防止燃料、堆芯部件和池内结构的腐蚀；
- (b) 通过保持熔池温度高于最低水平来防止硼结晶；
- (c) 通过限制水的蒸发和采取措施消除水中的放射性，减少水池区域的污染和放射性水平；
- (d) 通过保持水的清晰度（即。通过去除杂质和悬浮颗粒）和提供足够的水下照明；
- (e) 为了防止在使用可溶性硼进行临界控制的水池中硼稀释。

5.16. 为避免损坏贮存水池中的燃料，应禁止重物（即不属于升降装置的物体）在贮存燃料上方移动，除非在详细的安全分析基准上逐案特别授权。所有提升应限制在安全完成操作所需的最低高度。在开始装卸燃料之前，应检查池式起重机，以确保正确操作。

5.17. 为了辐射防护的目的，贮存区域应保持在监视之下。为优化湿式贮存的辐射照射而应采取的预防措施包括：

- (a) 水池水位应保持在规定的水平之间，应监控渗漏情况，并试验水位报警器。
- (b) 应检查辐射监控器的可运行性和正确调整，以确保警报设置正确设置。
- (c) 应使用经批准的程序和工具来限制水面的放射性水平，以确保燃料不会离水面太近。
- (d) 通风系统应正确操作，以确保空气污染水平保持在限值范围内。
- (e) 燃料水池区、控制室和辐射防护人员之间应提供充分的通信。
- (f) 应有适当的监督和工作控制程序（酌情使用辐射工作许可证（见 GSG-7[16]第 3.94—3.96 段））。必须提供充分的辐射防护培训（见 GSR Part 3[14]要求 26）。要求保存职业照射和工作人员健康监视的记录（见 GSR Part 3[14]要求 25）。
- (g) 燃料水池区域应根据 GSR Part 3[14]第 3.88—3.90 段指定为受控区域。

5.18. 对于某些类型的反应堆,为了安全起见,必须在辐照燃料贮存设施中保留足够的容量,以便在任何给定时间容纳反应堆的燃料库存和一套完整的控制棒。

5.19. 应对辐照燃料的所有贮存采取排除异物的政策(见第 4.25—4.27 段)。应制定程序,以控制在水中看不到的材料(如透明片)和松散部件的使用。

5.20. 应编写装卸受损或泄漏燃料组件的计划,并为其作出适当的贮存安排,例如:

- (a) 如果安全分析不允许将泄漏或损坏的组件贮存在一起,则将其与其他辐照燃料分开贮存;
- (b) 提供能够保留严重损坏的组件和任何碎片的容器(连同贮存容器的空间),同时仍提供充分的冷却;
- (c) 为从组件中移出的故障棒提供容器或箭袋,作为新的第一道屏障,可以用于长期贮存或从现场运输。

辐照燃料的视察

5.21. 为了监控堆芯燃料元件的性能并预测其进一步的行为,应制定和执行一项视察辐照燃料的计划。当卸载的燃料要在随后的循环中重复使用时,这一点尤其重要。视察的结果对于确保燃料最终从现场发出时的完整性、视察泄漏燃料的根本原因和向燃料供应商提供反馈也很重要。该计划可包括以下内容:

- (a) 选择在堆芯和贮存期间作为辐照燃料定期检测的燃料组件(也可考虑将一些组件列入辐照后检测);
- (b) 使用铅试验组件来试验新燃料设计和增加燃耗,以及对此类燃料的后续视察计划(使用热室)来研究结构性能;
- (c) 与燃料供应商进行反馈和信息交流的安排。

5.22. 应在适当地点进行视察,使用为此目的设计的设备和程序,并记录检查结果。必要时,应提供适当空间进行燃料的视察、鉴定、拆卸和重组。应采取适当措施,防止啜饮试验容器(用于辐照燃料的视察)中的燃料组件过度加热,包括在发生事故(例如电力损失、容器封闭头堵塞)的情况下。

6. 堆芯部件的移动和贮存

- 6.1. 在装卸和贮存未经辐照的部件时应考虑的方面包括防止实物损坏、保证清洁和防止放射性污染。
- 6.2. 贮存堆芯部件，特别是辐照堆芯部件，应使用适当的指定贮存位置。这适用于所有类型的反应性控制设备和停堆设备、中子源、假燃料、燃料通道、仪器仪表、限流器、可燃吸收器、反应堆容器材料样品、其他堆芯部件和其他物项，如贮存容器和运输货包。
- 6.3. 所有新的堆芯部件在插入堆芯之前都应进行实物损坏的目视视察。在适当的情况下，应进行尺寸和功能检查，以确保组件处于预计使用的适当状态。
- 6.4. 每个堆芯部件都应得到充分识别，并应记录其在堆芯内的位置和方位、堆芯外贮存位置和其他相关信息，以便提供该部件的辐照历史。
- 6.5. 在反应堆运行期间，堆芯部件可能会变得具有高放射性。对于辐照堆芯部件，应考虑采取以下措施：
- (a) 辐照堆芯部件只应贮存在为此目的而设计的贮存区域内的特殊位置，并注意不要将辐照堆芯部件贮存在用于新燃料的区域或其他清洁贮存区域。
 - (b) 应提供足够的冷却。
 - (c) 应限制出入，并酌情为辐射防护目的提供屏蔽。
 - (d) 堆芯部件和存储介质的材料应兼容。
 - (e) 任何要重用或出于其他原因需要检索的组件都应该是可访问的。
 - (f) 如果有必要对辐照部件进行检查，则应提供联锁，并应采取其他适当措施，以确保根据 GSR Part 3[14]要求 11，职业照射尽可能低。
 - (g) 必要时，应提供将辐照组件转移到适当运输货包中的方法。
- 6.6. 应当为贮存和使用修理和试验堆芯部件所需的工具和设备提供适当的空间，而不降低堆芯部件的贮存能力。可能还需要有足够的空间接收其他堆芯部件。

6.7. 中子源应加以屏蔽并应适当处理。这些来源必须按照 GSR Part 3[14] 要求 17 进行管理。这包括明确标识所有来源和控制这些来源使用的程序。在收到含有中子源的运输货包后,应进行污染检查。中子源的运输货包必须按照 SSR-6 (Rev.1) [21]规定清楚地标明。

6.8. 在适当情况下,应制定计划,在服务期间监控和维护堆芯部件。应检查实物变化,如弯曲、膨胀、腐蚀、磨损和蠕变。这些计划应包括检查卸载的部件,包括将返回堆芯进行进一步维护的部件,以发现维护期间的严重退化。维护计划应包括防止异物进入反应堆的程序(见第 4.25—4.27 段)。SSG-74[6]提出了关于监督和维护对安全重要物项的进一步建议。

6.9. 应对控制棒和控制棒驱动机构进行试验和视察,以确保控制棒可靠运行。试验和视察应足够频繁地进行,以便能够及时发现至少下列异常:

- (a) (单一或多个)控制棒由于金属触点的粘连而不动;
- (b) 在停堆过程中控制棒移动时间的显著增加;
- (c) 老化退化(如脆性引起的裂纹);
- (d) 机械损坏;
- (e) 存在物质沉积和/或异物。

7. 燃料调度准备

7.1. 只有在得到正式授权的情况下,燃料才应从贮存设施中取出。这份授权书应特定说明燃料类型、在设施中的位置、目的地以及装卸过程中应适用的程序。

7.2. 应根据燃料的燃耗、辐照历史和冷却时间来选择装入经批准用于此类燃料的运输货包的燃料(特别是在临界评定方面),以便使放射性水平和衰变热水平保持在货包的规定限值内。如果需要特殊的可拆卸中子吸收器帘或类似设备,则应建立程序,以确保在燃料放入货包之前,这些帘或类似设备就位。货包必须按照适用的运输条例(见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.27 段)贴上标签,并用任何其他必要的识别手段清楚地标明。

7.3. 应建立和实施准备运输货包的程序，以便从现场运输。应遵循这些程序，特别是确保运输货包是密封的，有足够的冷却能力，放射性水平和污染水平符合适用的运输条例。此外，应遵循程序，以确保装卸运输货包所需的设备可用，并经过功能试验。这些程序应包括一些措施，如对重要的待检点使用带有批准和会签的核对表，以确保运输货包的内容物已正确装卸。

7.4. 用于运输燃料的车辆在从现场发出之前，应检查污染和放射性水平，以确保符合适用的运输条例。

7.5. 以前使用过的任何货包初始都应假定含有放射性物质，到达现场后应检查外部污染水平和放射性水平。如果污染和放射性水平超过规定值，应进行调查以发现原因并确定应采取的纠正措施。

7.6. 在打开以前使用过的（假定为空的）货包之前，应确保带有警报的辐射监控器处于工作状态，并应采取适当措施（例如在水下打开货包），以防止在货包内残留大量放射性物质时工作人员意外照射。

7.7. 放射性物质运输的要求见 SSR-6 (Rev.1) [21]，相关建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-26 (Rev.1) 号《国际原子能机构〈放射性物质安全运输条例 咨询材料〉》[24]。

8. 堆芯管理的组织和行政方面和燃料装卸

8.1. 营运组织负责现场燃料管理的所有方面。堆芯管理的特定组织安排可能彼此有很大不同，这取决于营运组织的实践和政策。应向参与堆芯管理的运行人员提供充分的设计支持。营运组织应确保电厂管理层已被赋予必要的权力，并明确规定责任。

8.2. 营运组织在堆芯和燃料管理方面的责任¹¹ 应包括以下内容：

- (a) 建立和维持一个全面的堆芯管理计划（见第 2.3 段），以确保向电厂管理层提供必要的协助，以执行本“安全导则”所述的堆芯管理和燃料装卸任务；

¹¹ 与其他组织的联络也可能是必要的。

- (b) 确保从设计阶段起，向电厂管理层提供必要的数据、设计报告和与制造、施工、调试和质量管理相关的文件，以允许电厂按照设计规范安全运行；
- (c) 对燃料和堆芯部件的制造进行定期监督，以确保它们符合规范并符合营运组织管理系统的适用要求（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》[25]要求 11，以及 GS-G-3.1[12]附录 III）；
- (d) 确保在必要时未经适当考虑和正式批准，不得对燃料组件、堆芯部件、装卸设备或程序进行任何修改（另见 SSG-71[4]）；
- (e) 确保建立并更新计算方法，以确定燃料循环和燃料及吸收器的装卸模式，保持遵守运行限值和条件，核实操作程序和建立相关的监督安排，并实现燃料的最佳利用；
- (f) 安排对辐照燃料进行视察，以评价其性能；
- (g) 安排新燃料、辐照燃料和堆芯部件的移动；
- (h) 安排新燃料、辐照燃料和堆芯部件的现场贮存和装卸；
- (i) 按照 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 31，安排燃料装卸设备的视察和定期维护；
- (j) 根据 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 14，为老化管理作出安排；
- (k) 排除异物的安排（见第 4.25—4.27 段）；
- (l) 根据 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 7，作出安排以确保运行人员获得适当的资格和培训；
- (m) 根据 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 3，明确界定所有任务的责任，并将其分配给适当的工作人员。

8.3. 此外，营运组织应确保制定程序，以控制堆芯管理和燃料装卸的各种安全方面，包括：

- (a) 燃料和堆芯部件的接收、贮存、移动、视察和定位；
- (b) 记录燃料和堆芯部件的位置、照射、实物状况和定位；
- (c) 监控堆芯；
- (d) 试验以获得堆芯参数的值，如第 2.34 段中列出的参数。酌情为：

- (e) 当堆芯参数超出正常运行的限值和条件时，运行人员应采取的行动，以及为防止超过安全限值而采取的纠正措施（见 SSG-70[3]）；
- (f) 对堆芯的绩效和对电厂物项和程序进行重大修改的建议进行独立评审（见 SSG-71[4]）；
- (g) 异常事件的报告和调查，包括根本原因分析。

8.4. 必须制定一项安全政策（见 GSR Part 2[25]第 4.2 段），这应符合燃料管理计划的目标（见 GSR Part 2[25]要求 4）。高级管理层应确保向工作人员传达他们的期望，提供足够的资源（见 GSR Part 2[25]第 2.2 (e) 段），并监控工作人员的绩效，从而实现这些目标。安全政策应规定安全目标和技术经济目标，应确定预计的安全性能水平，并应明确规定实现这些水平的责任。应通过适当的程序使与燃料管理相关活动的目的和目标能够实现。

8.5. 安全政策的基准应是保持每一级纵深防御的独立性和足够的可靠性。人力和组织因素对一个或多个纵深防御级别的影响应在所有操作活动中加以考虑和处理。对堆芯管理和燃料装卸方面与安全相关的活动应普遍采用纵深防御办法。这些活动应仔细计划，由电厂管理层适当授权，并按照主管人员实施的批准程序进行。

8.6. 应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电厂安全工况下完成。

8.7. 内部接口和与外部组织的接口应由营运组织规定并记录在案（见 SSG-72[5]第 4 部分）。文件应特定说明哪些信息需要在组织之间和由谁交换，以及必要的评审和批准。当营运组织安排获得堆芯管理服务（从营运组织内的其他团体或从其他组织）时，这些服务应该是容易获得的。

8.8. 营运组织必须确保有足够的合格人员用于电厂的安全运行（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 4）。堆芯管理和燃料装卸所需人员的数量将取决于将要执行的任务和以下方面：

- (a) 承包商在多大程度上提供堆芯管理服务、堆芯相关计算、重新装卸安全评定和瞬态分析；
- (b) 与优化堆芯相关的策略（如公司关于新燃料设计或新供应商的政策、增加燃耗、开发低泄漏堆芯和利用热性能裕量）。

8.9. 营运组织应确定进行堆芯计算所需的关键能力（例如，在进行临界评定和瞬态分析方面，在使用相关工具方面）。它应考虑是否应由营运组织内部（由现场人员或组织内其他地方）或外部承包商提供这些能力。无论选择哪一种计划，营运组织都应确保建立和保持必要的能力水平。如果任务由外部承包商承担，则要求营运组织对代表其完成的工作有足够的了解，以判断其技术有效性（见 GSR Part 2[25]要求 11）。

8.10. 燃料管理计划的质量管理应扩大到包括供应链。营运组织应确保制造商和设计者有可接受的质量管理计划。营运组织还应确保制造商和设计者遵守管理计划，例如通过执行定期监查。

8.11. 必须应用从电厂内外事件中获得的经验教训来加强安全运行（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]要求 24 和 GSR Part 2[25]第 6.7 段）。应记录从燃料运行经验中获得的与安全相关的信息，并应与供应商、同一营运组织的其他电厂、监管机构（如适用）和其他营运组织，特别是运行类似反应堆的组织进行交流。

9. 堆芯管理和燃料装卸活动文件

9.1. SSR-2/2（Rev.1）[1]要求 15 规定：“**营运组织应建立和维持记录和报告控制系统。**”为了核电厂的安全运行，营运组织应掌握关于燃料、堆芯参数和堆芯部件以及关于燃料和堆芯部件装卸设备的充分信息。这些信息应该包括设计和安装的细节以及安全分析的结果。

9.2. 在调试和随后的运行过程中获得的信息应在可用时进行评定和保留。这一信息应保存在一个全面的记录保存系统中，涵盖燃料和堆芯部件的堆芯管理和装卸活动。该系统的设计应提供充分的信息，以便在现场正确装卸燃料和堆芯部件，并详细分析燃料的性能和在整个电厂运行寿期间与堆芯安全相关的活动。关于记录保存的进一步建议见 GS-G-3.1[12]。

9.3. 对堆芯管理和燃料及堆芯部件装卸重要的记录通常应酌情包括以下内容：

- (a) 堆芯的设计基准、材料性能和尺寸；
- (b) 电厂运行记录；

- (c) 与安装试验、调试试验相关的资料和特殊操作试验记录；
- (d) 堆芯运行历史（例如，来自电厂计算机的温度和流量等参数的每小时日志）；
- (e) 功率、能量和热量平衡；
- (f) 启动过程中的反应性平衡和临界配置；
- (g) 堆芯内通量测量；
- (h) 换料计划和辅助信息；
- (i) 换料模式和时间表；
- (j) 每个燃料组件在现场的位置；
- (k) 每个燃料组件的燃耗历史；
- (l) 燃料故障数据；
- (m) 燃料和部件的视察结果；
- (n) 燃料和堆芯部件装卸设备的状态、修理历史、修改和试验结果；
- (o) 冷却剂和慢化剂库存、化学品质量和杂质；
- (p) 与堆芯管理相关的记录（例如计算笔记本、计算机代码说明）；
- (q) 堆芯参数、功率和中子通量分布、同位素变化和对燃料性能重要的附加数据的计算机计算；
- (r) 运行数据，以核实各种方法，为换料计划提供投入，并为运行操作安全奠定基准；
- (s) 试验结果的比较和计算方法的核实。

参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《核电厂安全：调试和运行》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [2] 国际原子能机构《核电厂安全：设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [3] 国际原子能机构《核电厂运行限值和条件及运行规程》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-70 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [4] 国际原子能机构《核电厂改造》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-71 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [5] 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 SSG-72 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [6] 国际原子能机构《核电厂维护、试验、监视和视察》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-74 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [7] 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（出版中）。
- [8] 国际原子能机构《核电厂运行的实施》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-76 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [9] 国际原子能机构《国际原子能机构核安全和辐射防护安全术语》（2018 年版），国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [10] 国际原子能机构《核电厂反应堆堆芯的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-52 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [11] 国际原子能机构《核电厂确定性安全分析》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [12] 国际原子能机构《设施和活动管理系统的适用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。

- [13] 国际原子能机构《核装置设备鉴定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-69 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [14] 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）。
- [15] 国际原子能机构《核电厂燃料装卸与贮存系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-63 号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。
- [16] 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）。
- [17] 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）。
- [18] 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）。
- [19] 国际原子能机构、联合国环境规划署，《核电厂运行中的内外部危害防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-77 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [20] 国际原子能机构《核电厂调试》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-28 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）。
- [23] 国际原子能机构《核电厂事故管理计划》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-54 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [24] 国际原子能机构《国际原子能机构〈放射性物质安全运输条例〉咨询材料》（2018 年版），国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-26 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [25] 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）。

参与起草和审订人员

Andersson, O.	顾问（瑞典）
Asfaw, K.	国际原子能机构
Bassing, G.	顾问（德国）
Cavellec, R.	国际原子能机构
Depas, V.	比利时能源集团电力公司
Lipar, M.	顾问（斯洛伐克）
Nikolaki, M.	国际原子能机构
Noël, M.	欧洲委员会联合研究中心（比利时）
Rangelova, V.	国际原子能机构
Shaw, P.	国际原子能机构
Tararin, A.	俄罗斯联邦俄罗斯核电厂联合企业
Vaišnys, P.	顾问（奥地利）

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