

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核电厂燃料装卸 和贮存系统的设计

特定安全导则

第 SSG-63 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，国际原子能机构授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。

核电厂燃料装卸和贮存系统的设计

国际原子能机构成员国

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

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

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-63 号

核电厂燃料装卸和贮存系统的设计

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 7 月·奥地利

核电厂燃料装卸和贮存系统的设计

国际原子能机构，奥地利，2024 年 7 月

STI/PUB/1897

ISBN 978-92-0-526623-7（简装书：碱性纸）

978-92-0-526323-6（pdf 格式）

EPUB 978-92-0-526423-3

ISSN 1020-5853

前 言

国际原子能机构（原子能机构）《规约》授权原子能机构“制定或采取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”。这些标准是原子能机构在其本身的工作中必须使用而且各国通过其对核安全和辐射安全的监管规定能够适用的标准。原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商进行这一工作。定期得到审查的一整套高质量标准是稳定和可持续的全球安全制度的一个关键要素，而原子能机构在这些标准的适用方面提供的援助亦是如此。

原子能机构于1958年开始实施安全标准计划。对质量、目的适宜性和持续改进的强调导致原子能机构标准在世界范围内得到了广泛使用。《安全标准丛书》现包括统一的《基本安全原则》。《基本安全原则》代表着国际上对于高水平防护和安全必须由哪些要素构成所形成的共识。在安全标准委员会的大力支持下，原子能机构正在努力促进全球对其标准的认可和使用。

标准只有在实践中加以适当应用才能有效。原子能机构的安全服务涵盖设计安全、选址安全、工程安全、运行安全、辐射安全、放射性物质的安全运输和放射性废物的安全管理以及政府组织、监管事项和组织中的安全文化。这些安全服务有助于成员国适用这些标准，并有助于共享宝贵经验和真知灼见。

监管安全是一项国家责任。目前，许多国家已经决定采用原子能机构的标准，以便在其国家规章中使用。对各种国际安全公约缔约国而言，原子能机构的标准提供了确保有效履行这些公约所规定之义务的一致和可靠的手段。世界各地的监管机构和营运者也适用这些标准，以加强核电生产领域的安全以及医学、工业、农业和研究领域核应用的安全。

安全本身不是目的，而是当前和今后实现保护所有国家的人民和环境的目标的一个先决条件。必须评定和控制与电离辐射相关的危險，同时杜绝不当限制核能对公平和可持续发展的贡献。世界各国政府、监管机构和营运者都必须确保有益、安全和合乎道德地利用核材料和辐射源。原子能机构的安全标准即旨在促进实现这一要求，因此，我鼓励所有成员国都采用这些标准。

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。

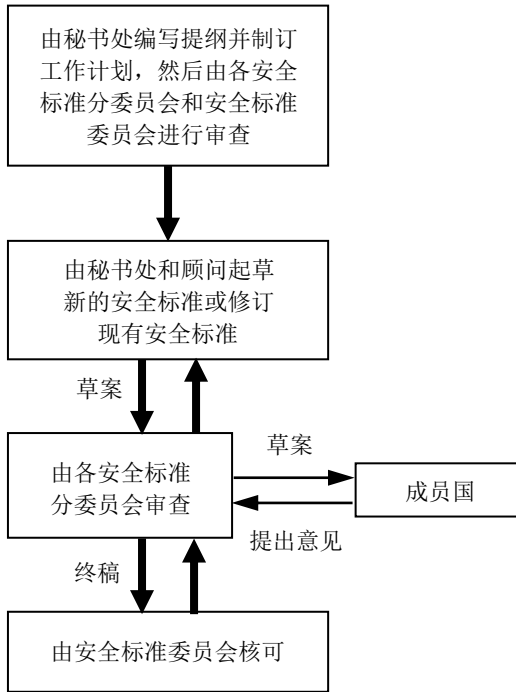


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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 (1.1-1.3).....	1
目的 (1.4).....	1
范围 (1.5-1.10).....	1
结构 (1.11, 1.12).....	3
2. 设计目标与设计方法	3
管理系统 (2.1).....	3
基本安全功能 (2.2).....	3
设计方法 (2.3-2.21).....	4
3. 燃料贮存的结构、系统和部件的设计基准	7
概述 (3.1-3.4).....	7
纵深防御 (3.5-3.8).....	8
安全功能 (3.9).....	8
假想始发事件 (3.10-3.13).....	8
内部危害 (3.14-3.33).....	9
外部危害 (3.34-3.43).....	11
设计时应考虑的电厂工况 (3.44-3.52).....	12
设计限值 (3.53-3.58).....	15
可靠性 (3.59-3.80).....	16
结构完整性 (3.81-3.87).....	19
安全分级 (3.88-3.93).....	20
环境鉴定 (3.94-3.100).....	21
临界预防 (3.101-3.106).....	21
辐射防护 (3.107-3.112).....	23
材料 (3.113-3.119).....	24
监控 (3.120-3.128).....	24
乏燃料水池净化系统的设计 (3.129-3.135).....	25
照明设备 (3.136-3.140).....	26
4. 设备设计基准和燃料装卸系统部件 (4.1, 4.2)	27
概述 (4.3-4.6).....	27
安全功能 (4.7).....	28
假想始发事件 (4.8-4.13).....	28
内部危害 (4.14).....	29
外部危害 (4.15-4.18).....	29

设计限值 (4.19-4.21).....	29
可靠性 (4.22-4.25).....	30
安全重要物项的强度分析 (4.26-4.28).....	30
特定设计建议 (4.29-4.48).....	31
安全分级 (4.49-4.51).....	33
环境鉴定 (4.52).....	34
辐射防护 (4.53-4.55).....	34
材料 (4.56-4.58).....	34
5. 辐照燃料的视察和维修, 损坏燃料装卸, 以及装卸和 贮存辐照堆芯部件的设备设计基准	35
用于视察和维修辐照燃料和装卸损坏燃料的设备 (5.1-5.11).....	35
辐照堆芯部件的装卸和贮存系统 (5.12-5.21).....	36
6. 燃料储罐的装卸 (6.1).....	38
便于乏燃料储罐装卸的设计 (6.2-6.9).....	38
外部危害 (6.10).....	39
用于转运燃料储罐的车辆和起重设备 (6.11-6.14).....	39
参考文献.....	41
附件 乏燃料储罐装卸操作方面.....	45
参与起草和审订的人员	47

1. 引言

背景

1.1. 本“安全导则”就如何满足原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂安全：设计》[1]相关核电厂燃料装卸和贮存系统设计的要求提出了建议。

1.2. 本“安全导则”是原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.4 号《核电厂燃料装卸和贮存系统的设计》¹ 的修订本。

1.3. 本“安全导则”考虑到了 2011 年福岛第一核电站事故的经验教训，特别是在核电厂燃料装卸和贮存系统设计中应用强化纵深防御方面的经验教训。

目的

1.4. 本“安全导则”的目的是为核电厂燃料装卸和贮存系统的设计提供建议，以满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]对这些系统规定的要求。

范围

1.5. 本“安全导则”主要适用于带有水冷堆的陆基固定式核电厂。所有声明均适用于轻水堆（即压水堆、沸水堆），除非另有说明，一般适用于加压重水堆。本“安全导则”的概念可经判断适用于其他类型的反应堆（如气冷堆、小型和模块化堆、先进堆）。

¹ 国际原子能机构《核电厂燃料装卸和贮存系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.4 号，国际原子能机构，维也纳（2003 年）。

1.6. 本“安全导则”述及作为核反应堆运行活动一部分的燃料装卸和贮存系统的设计方面。从这个角度来看，本“安全导则”涵盖了核电厂燃料装卸和贮存的下列阶段：

- (a) 接收新燃料；
- (b) 新燃料使用前的贮存和视察；
- (c) 将新燃料装载到反应堆中；
- (d) 从反应堆中移除辐照燃料，并将辐照燃料转移到乏燃料水池；
- (e) 视需要将乏燃料水池中的辐照燃料重新插入反应堆；
- (f) 乏燃料水池中辐照或乏燃料的贮存、视察和维修，以及从乏燃料水池中移除这种燃料的准备工作；
- (g) 装卸乏燃料水池中的燃料储罐；
- (h) 乏燃料储罐的外运。

原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-15 (Rev.1) 号《乏核燃料的贮存》[2] 述及不属于核反应堆运行活动一部分的乏燃料装卸和贮存系统（如临时湿式或干式贮存所需的装卸和贮存系统）。

1.7. 本“安全导则”对某些辐照堆芯部件（如反应性控制设备）的装卸和贮存给予了有限的考虑。

1.8. 本“安全导则”旨在应用于二氧化铀燃料（天然铀、浓缩铀或再加工铀）和带有金属包壳的铀混合二氧化铀燃料（混合氧化物燃料）。

1.9. 本“安全导则”主要用于新核电厂的燃料装卸和贮存系统。对于按早先标准设计的核电厂，预计在对这种设计进行安全评定时，将与现行标准进行比较（例如作为核电厂重新安全评定的一部分），以确定是否可以通过合理可行的安全改进进一步加强核电厂的安全运行（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 第 1.3 段）。

1.10. 本“安全导则”使用的术语应理解为原子能机构《安全术语》[3] 定义和解释。

结构

1.11. 第 2 部分为核电厂燃料装卸和贮存系统的设计提供了一般建议，以满足主要在 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 3 部分和第 4 部分中确立的要求；第 3—6 部分提供了特定建议，以实现一般设计方法中的基本安全功能，并满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5 部分和第 6 部分主要规定的要求。第 3 部分和第 4 部分分别为燃料贮存系统和燃料装卸系统的安全设计提供了特定建议；第 5 部分提供了用于辐照燃料视察和维修以及装卸损坏燃料设备的安全设计的特定建议；第 5 部分还提供了辐照堆芯部件搬运和贮存系统安全设计的特定建议；第 6 部分提供了乏燃料水池中乏燃料储罐装卸设备的设计导则。

1.12. 附件介绍了一些乏燃料储罐装卸的操作方面。

2. 设计目标与设计方法

管理系统

2.1. 燃料装卸和贮存系统的设计必须按照 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 13 和原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[4]规定的要求进行。还应考虑到原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理系统的适用》[5]和第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[6]提出的建议。

基本安全功能

2.2. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 4，设计应确定燃料装卸和贮存结构、系统和部件，这些结构、系统和部件对于所有电厂状态履行下列基本安全功能是必要的：

- (a) 保持燃料的次临界；
- (b) 辐照燃料衰变热的排出；
- (c) 包容放射性物质、屏蔽辐射以及限制放射性意外排放。

设计方法

保持燃料的次临界

- 2.3. 第 2.4 段和第 2.6 段述及 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.66(a) 段的要求。
- 2.4. 燃料装卸和贮存系统的设计要求通过在所有运行状态和事故工况下保持规定的次临界裕度来防止临界。
- 2.5. 用于授权燃料²的贮存系统应设计成防止临界，优选通过使用几何构型安全配置。
- 2.6. 燃料贮存系统的设计应考虑使用物理手段或物理过程来增加正常运行中的次临界裕度，以避免在假想始发事件期间达到临界，包括由内部危害和外部危害的影响引起的假想始发事件。

辐照燃料衰变热的排出

- 2.7. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.67(a) 段要求，燃料装卸和贮存系统的设计必须能为辐照燃料保持足够的燃料冷却能力。因此，这些系统应设计成确保不超过为运行状态和事故工况规定的燃料包壳温度限值和/或冷却剂温度限值。

放射性物质的限制和放射性排放的限制

- 2.8. 第 2.9—2.11 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 5 和 80 的建议。
- 2.9. 需要设计规定防止在装卸过程中损坏燃料（棒和组件）（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.66(d) 段）。还应当有从乏燃料贮存中收集和过滤放射性物质的设计规定，以便将放射性排放量保持在运行状态下合理可达尽量低水平。
- 2.10. 必要时必须安装通风系统以降低空气中放射性物质的浓度，并防止或缓解有放射性危害区域的直接照射和污染（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 73）。

² 授权燃料是指特许用于燃料装卸和贮存系统的特定燃料类型。

2.11. 应提供设计规定，以收集和过滤排放的放射性物质，并防止在事故工况下乏燃料贮存库中的辐照燃料组件暴露。

辐射屏蔽

2.12. 第 2.13 段和第 2.14 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 5 和 81 的建议。

2.13. 燃料装卸设备和燃料贮存系统应包括必要的屏蔽，以将职业剂量保持在运行状态下合理可达尽量低水平。

2.14. 应视需要执行设计规定以防止受辐照燃料的屏蔽丧失，从而使工作人员在运行状态和事故工况下受到高放射性剂量（另见 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 第 2.11 段）。

安全与安保及保障措施的界面

2.15. 为满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 8，在设计及与燃料装卸和贮存相关的安全重要物项时，应考虑到以安全措施不损害核安保，核安保措施不损害安全的方式统筹处理安全和核安保问题。核安保措施应符合原子能机构《核安保丛书》第 20 号《国家核安保制度的客观和基本要素》[7]所确立的客观和基本要素，以及原子能机构《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) [8]所提供的建议。

2.16. 燃料装卸和贮存系统的设计也应促进原子能机构保障措施的实施和维持以及国家核材料衡算和控制制度。

经过证实的工程实践

2.17. 为了满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 9，与燃料装卸和贮存相关的安全重要物项，其设计应根据运行经验或相关研究方案的结果在同等应用中得到证实。或者，这类物项应符合适用的规范和标准所述的设计和 Design 核实和验证程序。

设计过程中的安全评定

2.18. 为满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 4.17 段要求, 燃料装卸和贮存系统的安全评定必须作为设计过程的一部分进行, 在设计阶段和安全分析之间反复进行, 并且随着设计的进展其范围和详细程度不断增加。关于确定性安全评定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》[9], 关于概率安全评定的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3 号《制定和实施核电厂一级概率安全评定》[10]和第 SSG-4 号《制定和实施核电厂二级概率安全评定》[11]。

其他考虑因素

2.19. 除了确保燃料安全贮存外, 还需要燃料装卸和贮存系统以利于下列活动 (见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.66 段和第 6.67 段):

- (a) 视察燃料 (燃料棒和组件);
- (b) 维护、定期视察、校准和试验安全重要物项;
- (c) 单一燃料组件的识别;
- (d) 允许衡算和控制核燃料的安排;
- (e) 区域的去污、维护和未来的退役。

2.20. 为满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 12, 应采用设计规定, 尽量减少正常运行期间产生放射性流出物和废物的可能性。

2.21. 在设计燃料装卸和贮存系统的结构、系统和部件时, 应考虑辐照的影响。

3. 燃料贮存的结构、系统和部件的设计基准

概述

3.1. 在本“安全导则”，安全重要物项包括水池结构、水池衬里、水池冷却系统、水池净化系统、补水系统、闸门和燃料贮存格架。

3.2. 安全重要物项的设计应符合 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 80，并考虑到 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 14、28，这些要求包括：

- (a) 保护工作人员、公众和环境在运行状态和事故工况下免受电离辐射的有害影响；
- (b) 各种系统的足够可靠性；
- (c) 防止电厂出现的高放射性区域，并实际消除可能导致早期或大量放射性排放的事故工况。

3.3. 为满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 14，安全重要物项的设计基准应考虑以下因素：

- (a) 物项将履行的安全功能或物项所起的作用；
- (b) 物项必须承受的假想始发事件；
- (c) 防止内部危害和外部危害的影响；
- (d) 安全分级；
- (e) 设计限值或验收标准；
- (f) 物项的工程设计规范；
- (g) 推荐的仪器仪表和监控；
- (h) 防止共因故障的规定；
- (i) 鉴定计划中考虑的环境条件；
- (j) 材料的选择。

3.4. 设计应考虑必要的措施和设备，以便在发生设计基准中未考虑到的多重故障时，使用非永久性设备重新建立燃料安全贮存的条件。这包括为移动设备的使用提供法兰和插座。

纵深防御

3.5. 第 3.6 段、第 3.8 段提供了为满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 7 的建议。

3.6. 乏燃料贮存系统的设计应包括多种手段，以排出辐照燃料的衰变热，并在设计中考虑的所有电厂状态下保持次临界裕度。

3.7. 应在第 3.8 段考虑到的情况下定义冗余性、多样性和功能独立性概念的应用。各种冷却措施之间的冗余性、多样性和独立性的联合应用应充分证明为运行状态和事故工况所定义的冷却剂温度限值不会被超越，并且以高置信度防止燃料组件的暴露。

3.8. 应识别出衰变热排出装置的潜在共因故障，并应评定此类故障的后果。在可能导致组件暴露或衰变热排出中断的情况下，应通过提供各种多样性和冗余手段，尽可能消除识别出的薄弱项。

安全功能

3.9. 燃料装卸和贮存系统执行的安全功能以及每个主要结构和部件在执行这些功能方面的贡献，应以足以确定结构、系统和部件的设计基准的详细程度加以说明。

假想始发事件

3.10. 第 3.11 段、第 3.13 段提供了为满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 16 的建议。

3.11. 对于乏燃料贮存而言，燃料贮存区有足够的冷却剂容量对于实现排出衰变热和辐射防护的基本安全功能至关重要，并有助于维持次临界裕度。因此，在确定假想始发事件时，冷却剂容量大量丧失的可能性应该是一个主要考虑因素。

3.12. 与燃料贮存系统设计相关的假想始发事件应包括可能导致次临界裕度降低、衰变热排出能力降低、放射性物质大量排放或操作人员受到大量直

接辐射照射的事件。假想始发事件是由设备故障、操作人员失误、内部危害或外部危害引起的。第 3.50 段和第 3.52 段提供了假想始发事件的典型示例。

3.13. 应确定与假想始发事件相关的包络工况，以确定为缓解其后果而设计的设备的必要性能（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.9 段）。

内部危害

3.14. 第 3.15 段、第 3.33 段提供了为满足 SSR-2/1（Rev.1）[1]关于内部危害要求 17 的建议。

3.15. 安全重要物项的设计应能够承受内部危害产生的负载，或能够保护其免受内部危害的影响（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.15A 段）。设计时还应考虑无保护设备故障的后果。

3.16. 燃料装卸和贮存系统的冗余单元应尽可能隔离或充分分开，并视需要加以保护，以防止系统所执行的安全功能丧失（即防止由内部危害影响引起的共因故障）。

3.17. 单一危害的影响不应导致乏燃料贮存系统的整个冷却能力失效。

3.18. 贮存厂房的设计应能承受电厂发生的危害（如爆炸、内部飞射物）所产生的负载。

3.19. 所使用的设计方法和建造规范应提供足够的裕度，以避免在内部危害的严重程度略高于设计基准的情况下出现“陡边效应”。

3.20. 应考虑原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-64 号《核电厂设计中内部危害防范》[12]提出的建议，以便识别相关危害并制定适当的方法保护设备免受这些危害的影响。

3.21. 第 3.22 段、第 3.33 段提供了影响燃料装卸和贮存系统设计的典型内部危害示例。

重物坠落

3.22. 应在设计中考虑到重物坠落可能损坏贮存的燃料或以其他方式影响基本安全功能的实现（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.67(d) 段）。重物坠落主要是燃料装卸过程中部件故障和操作人员失误的结果。

3.23. 由于燃料装卸的频率较高，应考虑燃料组件在装卸过程中坠落在任何区域的情况。在水密闸门的移动、工具的转移以及燃料贮存格架的安装或移除过程中，燃料贮存区的重物也可能发生坠落。

3.24. 与换料、燃料转运或储罐装载操作相关的非常重的物项（例如反应堆压力容器顶盖、堆内构件）应采用高度可靠的预防措施，通过换料、燃料贮存和乏燃料储罐装载区的布局，以及装卸设备的精心设计，排除在燃料贮存区应考虑的重物坠落危害之外。

3.25. 燃料装卸和贮存系统的设计和布局应通过空间分离的方式防止重物在燃料贮存区域上方的移动，并应通过燃料贮存区域的结构独立性和建造围堰或其它结构来避免受到重物坠落的间接影响，以防止在重物坠落时邻近区域结构受到损坏时导致冷却剂容量的大量丧失。

新燃料干式贮存区的内部水淹

3.26. 新燃料干式贮存区的设计和布局应提供防止内部水淹的保护，例如设置防水淹屏障、水管穿过的区域与燃料贮存区进行隔离、足够的排水措施等，以保持次临界裕度。

管道破裂

3.27. 应保护执行基本安全功能的设备，使其免受高能量和中等能量管道破裂的影响。

3.28. 应确保燃料贮存区的所有衬里贯穿件都高于乏燃料水池区充分屏蔽所需的水层标高，从而避免乏燃料贮存系统因管道破裂而大量丧失冷却剂容量（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.68 段）。

火灾

3.29. 应执行 SSG-64[12]提出的建议，以减少起火的可能性，限制火灾的蔓延，保护安全重要物项，并防止基本安全功能的丧失。第 3.30 段、第 3.32 段提出了针对燃料贮存的特定建议。

3.30. 对于乏燃料贮存，不同的冷却措施和冷却系统的每个冗余分区应位于单独的防火隔间中，当无法实现单独的防火隔间时，则至少应将其中的每一个设置在单独的防火单元中。

3.31. 为了防止火灾，新燃料的干式贮存区应位于防火隔间内。

3.32. 应考虑灭火剂对干式贮存新燃料次临界度的影响。对于湿式贮存的新燃料和辐照燃料，还应考虑灭火剂对系统次临界度的影响（例如，当无硼水进入含硼水时）。

爆炸

3.33. 如果氢气的产生被认为是一种危害，则应执行特定设计规定以防止氢气的产生或限制氢气的浓度（例如确保材料与乏燃料水池冷却剂化学成分的兼容性或提供通风）。在可能存在较高氢气聚集的地点，应确保氢气浓度保持在低于可燃下限的安全水平。

外部危害

3.34. 第 3.35 段、第 3.43 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]相关外部危害要求 17 的建议。

3.35. 应考虑原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-68 号《核装置设计中的非地震外部事件》[13]提出的建议，以便了解查明相关外部危害和保护结构、系统和部件不受这些危害影响的一般概念。

3.36. 对于燃料贮存，为实现基本安全功能而设计的安全重要物项必须受到保护，或经设计能承受选定外部危害的影响（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.15A 段）。

3.37. 保护燃料贮存系统免受外部危害的影响，主要应依赖于现场厂房的适当布局和设计。

3.38. 对于每种危害或危害的可能组合，应确定和规定在危害期间或之后需要保持其可运行性和/或完整性的结构、系统和部件。如果厂房的布局和设计提供的保护不够充分，结构、系统和部件的设计应能承受危害和可能的危害组合所产生的负载。

3.39. 关于燃料贮存，应根据原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-67 号《核装置抗震设计》[14]建议，为对安全重要物项划分适当的抗震类别。实现安全功能所必需的结构、系统和部件的设计应能承受 SL-2 地震负载，并提供保护，使其免受这种负载对其他设备的影响。

3.40. 对安全重要物项的抗震设计要求应根据对贮存燃料组件潜在损害的后果，厂房中放射性物质的排放以及地震期间和之后贮存系统的运行需要来确定。有抗震要求的乏燃料贮存设施的设计应考虑到由于晃动而减少冷却剂容量的可能性，以及由于固态中子吸收体的潜在位移而减少次临界裕度的可能性。

3.41. 对于乏燃料贮存，为发生外部危害时保持足够的冷却剂容量和充分冷却燃料所需的短期手段应依靠现场设备。只有长期手段才可依赖于非现场设备或非现场服务的可用性。

3.42. 所使用的设计方法、厂房规范和标准应提供足够的裕度，以防止在外部危害严重程度增加的情况下产生“陡边效应”。

3.43. 在自然灾害造成的负载超过电厂危害评价所确定的负载的情况下，应确保结构的完整性以及系统和部件的可运行性得到维持。燃料贮存应防止临界和高放射性剂量并应维持辐照燃料的冷却能力。

设计时应考虑的电厂工况

燃料贮存容量

3.44. 乏燃料贮存容量应按照规定的设计容量和贮存燃料组件的特定位置以及燃料管理策略进行设计。应提供足够的乏燃料贮存容量，以便在乏燃料从乏燃料水池中移出之前，有足够的时间进行放射性衰变和排出余热。最大

贮存容量应考虑有许可证的乏燃料离堆贮存设施可用性，以及放射性衰变和转移前冷却所需的最短时间。贮存容量应至少允许贮存所有预期卸出的燃料组件（根据燃料管理策略），再加上用于贮存一个完整堆芯卸料的额外贮存位置。对于混合氧化物燃料，应考虑到较高的余热值可能进一步推迟乏燃料向储罐的转移。

正常操作

3.45. 在正常操作期间，应在不超过为正常操作制定的关于次临界裕度、冷却剂温度和职业照射（包括工作场所的放射性水平和气载活度水平）的限值和包络条件的情况下执行基本安全功能。

3.46. 衰变热应通过专用冷却系统排出，该系统设计用于将冷却剂温度保持在正常操作所规定的最高温度以下。

3.47. 在设计乏燃料贮存系统时，应采取并提供适当的手段，以便：

- (a) 保持冷却剂活度和冷却剂化学成分在正常运行所规定的范围内；
- (b) 补偿因蒸发而丧失的冷却剂；
- (c) 收集可能从有缺陷的燃料棒泄漏的放射性气体；
- (d) 为燃料装卸操作保持冷却剂的适当清晰度；
- (e) 监控和控制冷却剂温度和冷却剂液位；
- (f) 监控和控制气载活度。

3.48. 乏燃料贮存系统的通风和空调应按照 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.48 段进行设计。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-62 号《核电厂辅助系统和支持系统的设计》[15]提供了通风空调系统设计的建议。

预计运行事件

3.49. 应规定预计运行事件，以确定必要的设计规定，以保持次临界裕度、冷却条件和冷却剂容量在为预计运行事件确定的限值范围内。

3.50. 根据其发生频率和放射性后果，可导致预计运行发生的假想始发事件的典型示例³包括：

- (a) 场外供电丧失；
- (b) 冷却、过滤和/或净化系统中或通过闸门密封的冷却剂丧失（小泄漏）；
- (c) 冷却剂流量的丧失或（对于压水堆）可溶性中子吸收剂的稀释；
- (d) 燃料冷却系统在正常操作期间发生故障；
- (e) 燃料组件的异常配置，包括在燃料贮存阵列中错放一组燃料组件或坠落一组燃料组件（没有包壳损坏）。

事故工况

3.51. 应假定会导致比预计运行工况更严重可能的设备故障工况（即第2.2段所述的基本安全功能）。

3.52. 为了分别确定设计基准事故工况和设计扩展工况，应考虑单一设备故障和多个设备故障。需要考虑的这类故障的典型示例⁴包括：

- (a) 设计基准事故：
 - (i) 冷却剂大量丧失（例如连接乏燃料水池的管道断裂）；
 - (ii) 正常运行时使用的冷却系统出现故障；
 - (iii) 燃料组件配置异常（例如，燃料组件未放置在设计贮存位置，辐照燃料组件坠落、包壳损坏）；
 - (iv) 燃料贮存中慢化条件的重大变化（例如湿式贮存区可溶性中子吸收体（仅压水堆）的大量稀释或干式贮存区的淹没）。
- (b) 设计扩展工况：
 - (i) 多重故障导致强制冷却系统长期故障；
 - (ii) 在概率风险评定的基础上选择的故障组合（例如，预计运行事件或假想事故影响为缓解相关事件而设计系统共因故障的组合）。

³ 示例取决于设计，在某些情况下可能不会考虑成员国。

⁴ 这些示例取决于设计，某些成员国可能没有考虑到这些示例。

设计限值

3.53. 第 3.54 段、第 3.58 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 15 和 28 的建议。

3.54. 乏燃料贮存的结构、系统和部件的性能应符合为不同运行状态和事故工况制定的验收标准。

3.55. 由负载组合引起的应力不应超过结构、系统和部件的设计规范规定的应力限值。

3.56. 要求在所有运行状态和事故工况下以规定的裕度防止临界（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.66(a) 段）。良好实践⁵ 的示例包括：

- (a) 对于新燃料的干式贮存，为最佳慢化条件计算的有效增殖系数不应超过国家规范规定的数值（例如 0.95、0.98，包括不确定性）；
- (b) 对于辐照燃料的湿式贮存，计算出的有效增殖系数在正常操作时不应超过 0.95，在预计运行发生和事故工况下不应超过国家规范规定的值（例如 0.95、0.98，包括不确定性）。

3.57. 对于辐照燃料的湿式贮存，应在辐照燃料组件顶部保持足够的冷却剂容量，以便在所有运行状态和事故工况下进行屏蔽，包括：

- (a) 对于辐照燃料的湿式贮存，水池中的水位应足以在燃料装卸操作期间为操作人员提供辐射屏蔽，以确保对这些人员的剂量将维持在剂量限值以下，同时将保持在正常操作和预计事件发生时合理可达尽量低水平；
- (b) 在事故工况下，应保持足够冷却剂容量，以提供辐射屏蔽。

3.58. 对于辐照燃料的湿式贮存，衰变热的排出应足以将乏燃料水池温度维持在操作人员和净化系统在正常运行的所有工况下可接受的水平，包括与换料相关的高衰变热负载。对于预计运行事件，应迅速恢复衰变热排出能力，使水池温度恢复到正常运行工况而不达到沸腾。在事故工况下，应依靠

⁵ 示例取决于设计，在某些情况下可能不会考虑成员国。

固有的安全特点、能动或非能动系统的操作或安全特点与能动和非能动系统的组合来保持充分的散热，具体如下：

- (a) 在设计基准事故和设计扩展工况下保持强制冷却；或
- (b) 在设计基准事故中保持强制冷却，并依靠蒸发冷却剂排放到大气中以排出热量，同时辅以重力驱动的补充水流动以补偿设计扩展工况下由于蒸发造成的冷却剂容量丧失。

可靠性

3.59. 第 3.60 段、第 3.80 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 18、21、26、29、30 和 80 的建议。

3.60. 为满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.37 段要求，对乏燃料贮存安全重要物项的设计必须确保这些物项能够以足够的可靠性和有效性经受其设计基准规定的所有工况。

3.61. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.68 段要求，乏燃料贮存系统的设计必须能够实际消除可能导致早期或大量放射性排放的情况，并避免场址上的高放射性场。

3.62. 设计用于在不同电厂状态下运行的不同手段的可靠性应与所要完成功能的安全重要性相称。

3.63. 不同的因素影响可靠性，应当考虑这些因素中的每一个以便实现不同系统的足够可靠，这些系统是从乏燃料贮存中排出衰变热和在水池中保持足够的冷却剂容量所必需的。这些因素包括：

- (a) 每个结构、系统和部件的设计和制造的安全分级和相关工程措施；
- (b) 与系统相关的设计基准（冗余通道的数量、抗震鉴定、与恶劣环境条件相关的鉴定、供电）；
- (c) 共因故障的脆弱性和对应设计措施（例如通过多样性、隔离性和独立性）；
- (d) 保护系统免受内部危害和外部危害影响的布置措施；
- (e) 监控、视察、试验和维护的设计措施。

3.64. 对于正常运行、预计运行事件和事故工况，排热手段的设计应考虑到最大热负载和最大热井温度。

3.65. 为了满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 18，应采用确保燃料贮存系统可靠设计的方法。对于所确定的所有安全分级，应规定并应用相应的工程措施。这些措施包括：

- (a) 使用适当的法规和标准；
- (b) 经过正式的工程实践；
- (c) 保守的安全裕度；
- (d) 鉴定。

运行状态可靠性

3.66. 将乏燃料水池与其它水池或隔间隔开的闸门在正常运行和预计运行工况下应是水密的。

3.67. 应采取措施，以检测、定位、隔离和收集通过水池金属衬里泄漏的任何水。应该有修复金属衬里小泄漏的方法。

3.68. 在正常运行中运行的冷却系统应设计成即使在系统部件因维护而不可用时，也应将冷却剂温度保持在正常运行所规定的最高温度以下。

3.69. 冷却系统的设计应能使冷却剂温度保持在最高温度以下，该最高温度是在场外电力丧失的工况下为预计运行事件规定的。

事故工况可靠性

3.70. 在设计基准事故中排出衰变热所必需的系统应设计成满足单一故障保护原则。

3.71. 在设计基准事故中排出衰变热所必需的强制冷却系统应配备应急电源。

3.72. 强制冷却系统中的单一设备故障或管道断裂不应导致强制冷却的全部丧失。

3.73. 应采取措施（如隔离阀、防虹吸装置），在管道破裂的情况下尽量减少冷却剂的丧失。

3.74. 应设计在事故工况下排出衰变热所需的系统，以便在池水过冷丧失的工况下重新启动。

3.75. 储水池的贯穿件设计不应低于在事故工况下屏蔽所贮存的辐照燃料所必需的最低水位。

3.76. 乏燃料水池的容量应足以确保在失去强制冷却的情况下，有足够的时间在水达到冷却剂温度限值之前采取纠正措施。

3.77. 应考虑布置设计措施，以防止乏燃料组件顶部裸露，并保持足够的辐射屏蔽，以防无意或发生事故时通过乏燃料水池与燃料装卸舱之间的闸门泄漏。

3.78. 乏燃料贮存格架的设计应使每个辐照燃料组件通过自然对流保持充分的热传递，以防止燃料组件内的核沸腾。

3.79. 应采取设计措施以补偿蒸发造成的冷却剂丧失以及与预计事故相关的潜在泄漏。此类规定包括一个永久安装的系统，该系统提供应急补充水以恢复冷却剂库存。

3.80. 应采取其它设计措施以便利使用非永久性设备或其他永久性安装的设备，以恢复冷却剂容量和衰变热排出能力（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 第 6.68(c) 段）。这类措施应设在能够确保进入的区域。乏燃料贮存区外应设置连接设备。典型的措施包括：

- (a) 连接到其他永久安装的系统，例如供水系统和消防水系统；
- (b) 安装管道和配件，以便在远离乏燃料水池的区域使用便携式设备连接冷却系统或输送补水；
- (c) 乏燃料水池区通风以排出衰变热和蒸汽的措施；
- (d) 在交流电源长期丧失（即电厂停电）的情况下恢复乏燃料水池强制冷却的措施；
- (e) 用于临时修复通过水池金属衬里小泄漏的手段。

结构完整性

3.81. 设计用于执行基本安全功能的结构和部件的结构完整性和可运行性应在其设计用于运行的所有运行状态和事故工况下在整个寿命期内得到维持。设计应考虑相关的负载条件（如应力、温度、腐蚀环境、放射性水平），并应考虑蠕变、疲劳、热应力、腐蚀、材料性能随时间的变化（如混凝土收缩）以及增强材料退化的可能性。

3.82. 设计中考虑的负载和负载组合应加以识别、判断和记录。用于强度分析和评定应力分析结果的设计负载组合的典型示例在第 3.83 段、第 3.87 段描述。

3.83. 在设计新燃料贮存格架时应考虑的设计负载包括：

- (a) 静态负载；
- (b) 由燃料装卸设备引起的格架上的抬升力（假设力施加到卡住的燃料组件上）；
- (c) SL-2 地震负载。

3.84. 乏燃料贮存格架设计时应考虑的设计负载包括：

- (a) 第 3.83 段所列负载；
- (b) 燃料组件坠落引起的动态负载；
- (c) 热负载。

3.85. 乏燃料贮存结构设计中应考虑的设计负载包括：

- (a) SL-2 地震负载和储水区水运动引起的水动力负载；
- (b) 乏燃料储罐坠落产生的动态负载；
- (c) 由于持续的冷却丧失而产生的热效应引起的负载；
- (d) 静负载。

3.86. 应根据适用的规范和标准建立组合单一负载的方法。

3.87. 给定加载条件下的容许应力应符合适用的并经证实的规范和标准中规定的限值。如果没有此类规范或标准，则应为所选择的许用应力水平提供正当性。

安全分级

3.88. 第 3.89 段、第 3.93 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 22 的建议。关于安全分级的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-30 号《核电厂结构、系统和部件的安全分级》[16]。

3.89. 为了安全分级的目的，应考虑物项故障的后果，即未能执行安全功能，工作人员的辐射照射和放射性排放水平。

3.90. 应以一致的方式确定安全分级，以便将在特定电厂状态下完成相同功能所必需的所有系统（包括支持系统）划入同一等级，否则应提供划入不同等级的正当性。

3.91. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 9，承压设备应按照适合其安全分级的国家或国际规范规定的要求进行设计和制造，并应证明所选设计基准的正当性（例如，见参考文献[17、19]。在选择适用于每个单独部件的工程措施和制造标准时，应适当考虑到其故障所产生的两种影响（功能未执行和放射性排放）。

3.92. 特定结构或部件的设计和制造应符合适合其安全分级的国家或国际规范所规定的要求，并应证明所选设计标准的正当性。

3.93. 根据 SSG-30[16]:

- (a) 确保次临界裕度的结构应划为安全分级 1；
- (b) 设计不超过适用于设计基准事故的设计限值的系统应划为安全分级 2，如果为短期内需要，则划为安全分级 1；
- (c) 作为设计基准事故应对系统的备份而配置的系统应划为安全分级 3，如果为短期内需要，则应分配到安全分级 2；
- (d) 正常运行中的余热排出系统应划为安全分级 3；
- (e) 为运行状态设计的系统，如果其故障不会导致超过为运行状态规定限值的放射性后果，则不必将其定为安全级。

环境鉴定

3.94. 第 3.95 段、第 3.100 段提供了满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 30 的建议。

3.95. 结构、系统和部件应经过鉴定,以保证其能够在其投运前、运行期间直至其退役的整个环境条件下执行其预期功能(见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 30),或应在其它方面得到充分保护,不受这些环境条件的影响。

3.96. 事故前、事故期间和事故后可能存在的相关环境和地震条件,电厂整个寿期内结构、系统和部件的老化、协同效应和裕度都应在环境鉴定中予以考虑。进一步的建议见 SSG-67[14]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-48 号《核电厂的老化管理和长期运行计划的制定》[20]。

3.97. 环境鉴定应包括考虑以下因素:温度、压力、湿度、放射性水平、放射性气溶胶、振动、喷水、蒸汽、水淹、电磁影响、与化学剂的接触以及这些因素的组合。

3.98. 环境鉴定应通过试验、分析(包括使用工程专业知识)或两者结合的方式进行(另见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.49 段和第 5.50 段)。

3.99. 对于受各种机制老化影响的部件,应确定设计寿命、视察计划和更换频率(如适用)。在鉴定这类部件时,样品应先进行人工老化实验,以模拟其设计寿命的结束,然后再在设计基准事故工况下进行试验。

3.100. 鉴定数据和结果应作为设计文档的一部分进行记录并保持可用。

临界预防

3.101. 当次临界裕度不能通过几何构型布置的设计来维持时应采用附加手段,如固定中子吸收体。如果使用固定中子吸收体,则应通过适当的设计和制造确保吸收体在运行状态或事故工况下,包括在地震期间或之后,不会分离或移位。

3.102. 当使用可溶性吸收剂来满足事故工况的设计限值时,应证明纯水在正常操作的所有模式下都不会导致临界。

3.103. 任何假想始发事件可能引起的燃料或贮存设备的任何几何构型变形应考虑到防止临界的设计措施。还应考虑常规的燃料移动，该燃料移动可使正在移动的燃料接近贮存的燃料，或燃料发生坠落并落到贮存的燃料上或靠近贮存的燃料。

3.104. 乏燃料贮存格架的贮存单元应设计成防止由于类似在燃料装卸或贮存过程中空气或蒸汽的存在而导致次临界裕度的任何降低。

3.105. 应在燃料贮存格架的设计中作出规定，以防止将燃料组件放置在不正确的位置。

3.106. 在确定次临界时，应使用有效增殖系数 k_{eff} 或无穷增殖因子 k_{∞} 的保守计算值。关于临界安全的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-27 号《易裂变材料的操作中临界安全》[21]。下列建议适用于燃料装卸和贮存系统的设计：

- (a) 在考虑到计算程序和实验数据中的所有不确定性的情况下，应证明在所有可信条件下有足够的次临界裕度；
- (b) 如果燃料组件内的富集度是可变的，则应使用精确的模式，或假定燃料组件的富集度是保守的、均匀的；
- (c) 如果燃料组件的富集度不同，则用于新燃料的贮存格架的设计通常应基于与具有最高富集度的燃料组件或反应性最强燃料组件的富集度相对应的富集度值；
- (d) 所有乏燃料组件应假定都具有导致最大反应性的燃耗和富集度，除非假定的燃耗信用是具有包括适当测量在内的正当性，其中确认了燃料贮存前的裂变含量或贫化水平的计算值；
- (e) 如果燃料设计是可变的和/或与燃料相关的任何数据存在不确定性（在设计、几何构型和材料规范、制造公差和核素方面），则在所有次临界计算中应使用保守值。应在必要时进行敏感性分析；
- (f) 燃料贮存格架的容量应假定为设计的最大容量；
- (g) 对于用于正常运行的燃料贮存格架的中子吸收部件或组件不应予以置信，除非它们是永久安装的；

- (h) 燃料贮存格架应设计成防止可导致燃料不可接受的尺寸变化的横向、轴向和弯曲负载。在进行临界评定时，应考虑到任何假想始发事件或设计基准地震可能引起的燃料和贮存格架的任何几何构型变形；
- (i) 应作出慢化的保守假设；
- (j) 应考虑到中子反射的影响，为此应考虑到燃料贮存格架的精确设计，包括材料、尺寸和燃料贮存格架之间以及燃料贮存格架与贮存格架附近结构（例如地板和墙壁）之间的间距；
- (k) 相关不同贮存区的中子去耦的假设，如适用，应通过适当的计算加以支持；
- (l) 对于作为燃料组件组成部分的可燃吸收体的存在，仅应在监管机构可接受的正当性基础上发放许可，该正当性应包括考虑到可燃吸收体的燃尽而可能降低次临界裕度。

辐射防护

3.107. 乏燃料贮存设施的设计应按照国家法律的要求和原子能机构《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》[22]规定的要求，对工作人员、公众和环境提供辐射防护。原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.13 号《核电厂辐射防护设计》[23]提供了进一步的建议。

3.108. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.48 段要求 81，应配置适当的通风系统和屏蔽，以将空气中放射性物质的浓度和工作人员的直接辐射照射保持在运行状态下合理可达尽量低水平。

3.109. 应配置适当的包容和过滤系统，以尽量减少对公众和环境的放射性后果，并确保这些后果低于为运行状态和事故工况规定的限值。

3.110. 在设计屏蔽时，应考虑到初始燃料成分、 γ 和中子辐射的燃耗和冷却时间、乏燃料贮存设施最大设计容量下的辐照燃料存量、轴向燃耗对 γ 和中子源的影响、活化产物的流动性和非燃料部件的活化等方面的包络情况。

3.111. 穿过辐射屏障的贯穿件（例如与冷却系统相关的贯穿件或用于装换料的贯穿件）应设计成避免局部高 γ 和中子辐射场，无论是直接穿透还是由于辐射流。

3.112. 通过后处理回收的含有易裂变材料的新燃料会发出大量辐射。在干式贮存中应提供额外的屏蔽，以限制操作人员接触此类燃料的装卸和贮存。

材料

3.113. 应根据认可的设计规范和标准选择结构材料和焊接方法。应考虑到辐射对可能遭受重大辐射场材料的潜在累积效应。此外，还应考虑由于热效应而产生的潜在材料退化。

3.114. 考虑到冷却剂的化学性质，用于水池衬里的材料和其他与冷却剂接触的结构材料（如格架）应对腐蚀现象的敏感度较低。

3.115. 与燃料直接接触的材料应与燃料组件的材料相容，并应尽量减少化学反应和电化学反应，这些反应可能在辐照燃料贮存期间降低辐照燃料的完整性。与辐照燃料直接接触的材料不应使辐照燃料在贮存过程中受到可能显著降低辐照燃料完整性物质的污染。

3.116. 用于制造燃料贮存系统的材料应便于表面去污。

3.117. 应考虑去污材料与操作环境的相容性。

3.118. 用于制造燃料贮存系统的材料应符合第 3.29 段、第 3.32 段关于防火的建议。

3.119. 对于使用固定式固态中子吸收体的贮存格架，应能在贮存格架的整个使用寿命内证明：

- (a) 固定式固态中子吸收体并没有丧失效能；
- (b) 固定式固态中子吸收体在化学上与其他格架部件相容，并且在浸入水中时化学上稳定。

监控

3.120. 第 3.121—3.128 段提出了关于满足第 6.68A 段和 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 82 的建议。

3.121. 应安装适当和鉴定的（必要时）仪器仪表，用于监控运行状态和事故工况下辐照燃料贮存设施的水温（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.68A(a) 段）。

3.122. 应安装适当和鉴定的仪器仪表，用于监控运行状态和事故工况下乏燃料贮存设施的水位（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.68A(b) 段）。应采用可靠的仪器仪表来监控大范围的水位变化，以便在事故工况下进行监控。

3.123. 应安装适当和鉴定的仪器仪表，用于监控运行状态和相关事故工况下燃料贮存和燃料装卸区空气中的活度（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.68A(c) 段）。

3.124. 应安装适当和鉴定的仪器仪表，用于监控运行状态和相关事故工况下辐照燃料贮存水池的活度（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.68A(c) 段）。

3.125. 应采取适当手段监控运行状态下乏燃料水池中的化学参数（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.68A(d) 段）。这应包括酌情监控可溶性吸收剂的浓度。

3.126. 监控事故管理中使用的关键参数所需的仪器仪表设备应是冗余的。

3.127. 装卸或贮存辐照燃料的区域应设置适当的辐射监控设备和警报器，以保护操作人员。这应包括足够数量的辐射监控器，以确保保护操作燃料装卸设备的人员。应对在装卸辐照燃料过程中可能排放气态放射性物质的任何地区进行持续的空气监控。更详细的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 RS-G-1.8 号《辐射防护的环境和源监控》[24]。

3.128. 燃料贮存设施的设计应考虑便于使用远程和机器人技术来监控和测量可能非常高的剂量率，特别是在发生事故工况下。

乏燃料水池净化系统的设计

3.129. 应规定乏燃料水池水中放射性核素浓度的限值。还应确定水质和空气中放射性核素水平的限值。

3.130. 乏燃料水池净化系统的设计应确保：

- (a) 活化产物、损坏燃料和其他来源产生的放射性、离子性和固体杂质可以从水中去除，从而确保由于水本身而产生的辐射剂量率能够维持在规定的限值之内；

- (b) 与池水化学相关的限值（如硼浓度、氯化物、硫酸盐和氟化物的含量（如有）、pH 值和电导率）可被满足，这些限值是维持次临界和腐蚀最小化的正常运行而定义的；
- (c) 水的清澈度可维持在可接受的水平，以便可监控水中的燃料装卸操作；
- (d) 净化系统的容量足以在规定的时间内净化乏燃料水池中的水量；
- (e) 控制微生物生长的措施。

3.131. 乏燃料水池净化系统的设计应能去除池水表面的杂质和悬浮颗粒。

3.132. 乏燃料水池净化系统的设计应提供局部清除池水的手段，并在放射性物质排放可能增加或粒子悬浮可能发生的操作中，例如在燃料重组过程中，将池水输送到净化系统或局部净化设备。

3.133. 乏燃料水池净化系统的设计应包括防止包括卤素在内的气态放射性核素从水池表面扩散的措施（例如将通风和空调吸入口置于水池表面附近）。

3.134. 乏燃料水池净化系统的设计应提供措施，防止燃料贮存区不可接受的污染积聚，并在确实发生污染积聚的情况下便于将污染减少到可接受的水平。管道的设计应尽量减少可能积聚放射性物质的法兰和其他特点（如捕集器或环路）。

3.135. 正常运行时的最高冷却剂温度不应超过净化设备（如离子交换器）的最高允许温度。

照明设备

3.136. 第 3.137 段、第 3.140 段提供了满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 要求 75 的建议。

3.137. 辐照燃料装卸和贮存的装卸区，包括水池区，应配备必要的照明设备（即工作区附近的水下照明和更换水下灯的手段），以便对燃料组件进行可靠的装卸和目视视察及识别。

3.138. 用于水下照明的材料应适应环境条件，特别是不应经受不可接受的腐蚀或造成任何不可接受的水污染。

3.139. 应尽可能提供抗冲击和热冲击的能力。

3.140. 应选择具有高温光谱的照明技术，以最大限度地扩大通过水的透射范围。

4. 设备设计基准和燃料装卸系统部件

4.1. 燃料装卸系统主要用于卸载和重新装载反应堆堆芯。轻水堆使用的燃料装卸系统包括：

- (a) 换料机，用于操作新的或辐照的燃料组件，用于装载和卸载堆芯，并将组件在堆芯和燃料转运系统（对于压水堆）之间移动，或直接移动到贮存位置（对于沸水堆）；
- (b) 燃料转运系统，通过燃料输送通道在反应堆水池和乏燃料水池之间输送燃料组件（用于典型的压水堆）；
- (c) 在燃料贮存区移动和定位燃料组件的系统（例如辅助起重设备或提升机、新燃料升降机、燃料装卸机）；
- (d) 燃料装卸工具（例如控制棒驱动轴的解锁工具、新燃料组件装卸工具、乏燃料组件装卸工具）。

4.2. 用于加压重水堆（通道型）的燃料装卸系统包括：

- (a) 将新燃料组件输送到换料机的系统（例如新燃料输送机构）；
- (b) 将新燃料装载到堆芯中并从堆芯排放辐照燃料的系统（即燃料加注机）；
- (c) 用于将从换料机卸出的辐照燃料组件转移到贮存水池水中的系统（例如升降机和梯子）；
- (d) 燃料厂房内的辅助起重设备或提升机；
- (e) 燃料装卸工具（例如燃料束抓取器）。

概述

4.3. 为满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 14，应为燃料装卸系统的每个部件和设备确定设计基准，并应具体说明第 3.3 段所列物项（如适用）。

4.4. 在运行状态和事故工况下应限制负载，以确保既不会造成燃料损坏也不会造成意外临界，而且不会对乏燃料贮存水池的结构或燃料装卸设备造成损坏。

4.5. 在燃料装卸系统的设计中应作出规定，以避免燃料组件在装卸和转移期间坠落、粘滞或卡住。

4.6. 在燃料装卸系统的设计中应作出规定，以避免燃料装卸工具在装卸操作期间中坠落。

安全功能

4.7. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 80，燃料装卸系统的设计应能保持次临界裕度，并避免燃料损坏、高放射性场和在燃料装卸期间放射性物质的排放超过规定的限值。主要部件和设备对基本安全功能的贡献应详细说明，说明程度应足以确定设计基准。

假想始发事件

4.8. 第 4.9—4.13 段提供了满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 16 的建议。

4.9. 与燃料装卸系统设计相关的假想始发事件包括可能导致次临界裕度降低，或放射性物质大量排放，或操作人员大量直接辐射照射的设备故障和操作人员错误。在设计中必须考虑所有这些假想始发事件，以建立必要的预防措施和防护措施，以确保执行所需的安全功能（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 第 5.7 段）。

4.10. 如果燃料装卸限值对于维持足够的次临界裕度是必不可少的，则操作人员的错误，如燃料组件的错置和燃料组件的失控坠落应视为假想始发事件。

4.11. 燃料组件的潜在坠落应视为假想始发事件。应从保护工作人员、公众和环境的角度考虑放射性物质的潜在排放。

4.12. 在反应堆储罐内的燃料移动活动期间，应通过实施具有适当可靠性和质量的联锁来防止燃料错置。

4.13. 除非可靠的联锁可以防止，否则应考虑因装卸系统力量过大或重物坠落而造成的机械损坏。可能导致损坏的装卸系统动作的示例包括燃料组件装卸、提升或下降时的平移，以及带载时钩爪打开。过度运动（例如，燃料组件落座后继续下降或向上运动进入硬停止）和过高速度导致的机械损坏也应考虑在内。

内部危害

4.14. 为了满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]关于内部危害的要求 17，燃料装卸系统的保护应首先通过安装燃料装卸系统厂房的布局来确保。

外部危害

4.15. 第 4.16—4.18 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 17 与外部危害相关的建议。SSG-68[13]提供了关于可能影响燃料装卸系统设计的外部危害（不含地震）的建议。关于抗震设计的建议见 SSG-67[14]。

4.16. 燃料装卸系统的设备和部件的设计必须能够承受外部危害的影响或受到保护防止外部危害和这些危害组合（见 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 5.15A 段）。

4.17. 对燃料装卸系统进行保护，使其免受外部危害的影响，首先应通过安装燃料装卸系统厂房的适当设计来确保。当保护不起作用时（例如，在发生地震的情况下），装卸设备的设计应保持其完整性，并且无重物坠落（例如，在发生 SL-2 地震负载的情况下）。

4.18. 燃料装卸系统的抗震设计规范应根据对燃料组件（贮存或正在操作的）的潜在损害，放射性物质排放到厂房中的后果，以及在地震期间和地震后装卸设备的需要来制定。

设计限值

4.19. 第 4.20 段和第 4.21 段提供了关于满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 15 和 28 的建议。

4.20. 设计应确保由设计负载组合引起的应力保持在燃料和燃料装卸系统的各个部件和设备的允许限值以下。

4.21. 应规定装卸设备的限值和条件（例如，对起重能力、起升速度、下降速度、翻转速度和转运速度的限值，以及对装卸设备移动的限值），并提供联锁以确保不超过这些限值和条件。

可靠性

4.22. 第 4.23—4.47 段就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 22、23、25、26、29 和 30 提出了建议。

4.23. 应规定燃料装卸设备个别物项的必要可靠性。在指定这种可靠性时，应考虑到设备故障的后果。以下因素有助于实现必要可靠性：

- (a) 单一结构、系统和部件的设计和制造的安全分级和相关工程规则；
- (b) 监控、视察、试验和维护的设计规定；
- (c) 指挥、控制和监控设备以及识别标记，启动元件和连接元件的设计，以安全执行和监控燃料装卸过程；
- (d) 燃料装卸区域之间以及与控制室之间的通信设备。

4.24. 燃料装卸系统承载部件的设计应保守。

4.25. 应进行可靠性评定以核实是否实现了可靠性目标。

安全重要物项的强度分析

4.26. 应进行强度分析，以证明由负载组合引起的应力在为燃料装卸系统的个别结构和设备确定的设计限值内。强度分析中应考虑的典型示例包括：

- (a) 静态负载；
- (b) 由设备正常运行产生的动态负载（例如，在操作设备加速时产生的负载）；
- (c) 由设备异常操作（例如燃料组件从最大高度意外坠落）和非对称负载引起的动态负载；
- (d) 根据 SSG-67[14]地震分类中明确的地震负载；
- (e) 温度负载。

4.27. 应根据适用的设计规范和标准建立评定负载组合的方法。

4.28. 强度分析应考虑为限制负载而提供的任何设备（如阻尼器或减震器），还应考虑该设备的故障模式。

特定设计建议

4.29. 对于轻水堆，用于提升燃料组件的系统应设计成使得非正常操作和提升不能导致燃料组件上不可接受的负载。应通过实物限制或自动保护动作（非能动或由仪器仪表和控制系统驱动）来确保这一点。可以使用的方法包括：

- (a) 限制提升电机的功率；
- (b) 在驱动机构内提供滑动离合器；
- (c) 与提升电机或缆索相连的自动和连续负载感测和记录设备；
- (d) 规定的速度限值。

4.30. 在设计中应规定手动操作设备，在燃料装卸系统正常操作模式发生故障时能够将燃料组件放置到安全位置。

4.31. 装卸设备的设计应能防止润滑剂和其他可能降低池水纯度的流体或物质的泄漏和逸出。应防止此类物质进入湿式贮存系统，或最好与燃料、设备和贮存结构完全兼容。

4.32. 装卸设备的设计应能防止意外将燃料或堆芯部件放入已被占用的位置或放入其他不适当的位置。

4.33. 燃料装卸和换料机的设计可以包括仪器仪表和控制系统，以管理和监控在反应堆厂房和燃料厂房中进行的燃料装卸。仪器仪表和控制系统可用于帮助防止燃料组件的不正确移动和燃料组件放置到不适当的位置。该系统的可靠性应与燃料装卸操作的安全重要性相匹配，应考虑这种仪器仪表和控制系统失灵的后果。

4.34. 对于轻水堆，当燃料组件倾斜时，燃料组件结构中产生的负载应借助支撑加以限制，以确保不会发生损坏。

4.35. 对于轻水堆，应在燃料装卸系统的设计中提供措施，以限制在堆芯换料操作期间燃料组件在储罐中不正确定位的风险。

4.36. 对于轻水堆，应设置电气联锁以防止燃料处于不正确位置时换料机的移动。

换料机的特定设计

轻水堆

4.37. 换料机的卷扬机夹持器应设计成牢固地抓取并安全地运输燃料组件或其他组件。因此，应提供以下安全特点和安全系统：

- (a) 在开始提升之前，应获得提升机夹持器正确位于燃料组件上的明确指示。在可行的情况下，应通过提供自动联锁来实现这一点。如果这样做不可行，则应适用严格控制的行政程序；
- (b) 在失电工况下，夹持器应保持夹持状态；
- (c) 当燃料装卸设备在燃料组件上施加力时，夹持器不应能够与燃料组件分离。这应该通过使用机械联锁来实现；
- (d) 夹持器应仅在规定的高度与燃料组件分离，即使在没有负载的情况下也是如此。在可行的情况下，应通过提供自动联锁来实现这一点。如果这样做不可行，则应采用严格控制的行政程序；
- (e) 夹持器应具有一个整体安全设备，以防止燃料组件解锁。

4.38. 应提供保护设备，以确保燃料装卸设备在提升或下放燃料组件或堆芯部件时不能进行水平移动，因为这可能导致燃料被迫就位。

4.39. 应提供保护设备（电气和/或机械联锁），辅以行政措施，以限制燃料装卸机的移动，以防止燃料损坏（例如，防止燃料损坏的过载保护设备，辅以观察称重传感器读数，以核实没有过载）。

加压重水堆

4.40. 应采取设计措施，以便在辐照燃料束卡在换料机内并停留很长一段时间直至采取适当行动时，提供燃料的连续冷却。这些措施的设计应能防止由于空气冷却不足而导致的辐照燃料束的显著损坏或燃料元件故障。

4.41. 在不停堆换料的核电厂中，换料机和接口设备的设计应保护反应堆冷却剂回路的完整性和功能，特别是保持压力边界和燃料冷却功能。

4.42. 应预见到可能导致换料机在换料周期内卡住的情况或故障，并应制定措施防止此类事件发生或缓解其后果。应提供措施以手动操作将燃料装卸机从其已被卡住的位置排放。对于不停堆装料的设计，应特别注意换料机卡在配置的通道上从而导致局部流量堵塞的情况。

4.43. 换料机的设计应防止作用在新燃料、堆芯接口燃料、接口设备和辐照燃料上的机械负载超过设计限值。

4.44. 换料机的设计应能承受在运行状态下由接口系统引起的负载。

4.45. 换料机的设计应使换料机因操作损坏的燃料而受到的污染减至最低，并应便于随后进行去污。

带燃料转运系统的核电厂（压水堆）的特定设计

4.46. 燃料转运系统的设计应确保即使在燃料转运操作出现故障期间也能充分冷却燃料。

4.47. 当乏燃料水池在安全壳之外时，应采用设计措施以满足安全壳隔离的要求（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 56）。

4.48. 燃料转运系统的设计应允许在燃料转运系统故障（或失效）导致燃料组件卡住的情况下，及时安全地回取组件。

安全分级

4.49. 要求燃料装卸系统的设备和部件根据其功能和安全重要性进行分级（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 22）。

4.50. 装卸设备的安全分级可直接从操作过程中设备故障后果的严重程度得出（燃料损坏、辐射照射或放射性物质排放）。

4.51. 已安全分级设备应按照适合其安全分级的国家或国际规范进行设计和制造，所选择设计基准的应用应具有正当性。

环境鉴定

4.52. 在燃料装卸系统的鉴定中，应考虑系统执行安全功能的任何现行环境条件（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 30。应考虑到第 3.95 段、第 3.100 段提出的建议。

辐射防护

4.53. 水下辐照燃料组件起升设备的设计应使起升控制在限值范围内，以保持必要的最小屏蔽水层深度。

4.54. 在水下使用中空的操作工具时，其设计应使其在浸没时充满水（以保持水屏蔽），在移除时排水。

4.55. 在装卸含有通过后处理回收的可裂变材料并发出显著辐射的新燃料（包括混合氧化物燃料）时，由于新燃料的放射性水平较高，应考虑提供额外的屏蔽，以限制操作人员的照射。

材料

4.56. 应根据公认的设计规范和标准选择结构材料。应考虑到对可能遭受重大辐射场材料的潜在辐照累积影响。

4.57. 与燃料直接接触的材料应与燃料组件的材料相容，并应尽量减少在装卸过程中可能降低辐照燃料完整性的化学和电化学反应。

4.58. 用于燃料装卸系统的材料应便于表面去污。

5. 辐照燃料的视察和维修，损坏燃料装卸，以及装卸和贮存辐照堆芯部件的设备设计基准

用于视察和维修辐照燃料和装卸损坏燃料的设备

5.1. 用于视察和维修（拆除和重建）辐照燃料的设备以及操作损坏燃料操作设备的安全措施，应考虑到第4部分的建议，并采用分级方法，同时考虑到设备故障的后果。典型操作设备的特定考虑在第5.2—5.11段描述。

视察设备

5.2. 应提供能够通过目视或其他方法视察燃料组件和其他堆芯部件的设备。

5.3. 视察设备的设计应尽量缓解辐照的影响并防止燃料过热。

拆卸和重组设备

5.4. 如果为了保留燃料通道等可重复使用的部分而必须拆除燃料，以及如果在贮存前必须拆除燃料，则应提供适当的拆除设备。

5.5. 拆卸和重组设备的设计应尽量减少辐照的影响并防止燃料过热。

5.6. 拆卸和重组设备的设计应能保持燃料棒的完整性。该设计应防止因吊起已拆除的燃料组件或燃料棒，或者其他操作（如倾斜）或燃料包壳的改变所引起的负载而可能造成的燃料损坏。

5.7. 在拆卸和重组设备的设计中，应提供可靠的手段从辐照燃料和用于清洁辐照燃料的设备中排出余热。

损坏燃料的装卸设备

5.8. 用于探测燃料组件是否损坏的设备应能够探测辐照燃料组件的故障而不会进一步损坏燃料的结构完整性。

5.9. 应备有设施将泄漏的燃料放置在适当的特殊储罐中。储罐的设计应能承受辐照燃料的余热以及燃料或其包壳与周围水之间的化学反应所产生的温度和压力。

5.10. 在设计中，应考虑到拆除损坏的燃料组件应采用的程序。操纵损坏燃料的特殊工具的设计应确保有足够的次临界裕度，充分的衰变热排除和辐射屏蔽。应特定规定允许使用非标准设备的程序，并应实行严格的行政控制。

5.11. 用于封装损坏燃料的储罐的设计应与临时贮存相兼容。设计还应与长期贮存兼容，否则储罐应能够安全卸载，并在临时贮存期后将燃料转移到适当的长期储罐。

辐照堆芯部件的装卸和贮存系统

5.12. 不含燃料的辐照堆芯部件有时被贮存在乏燃料贮存库中，并使用为辐照燃料设计的相同操作系统进行操作。辐照堆芯部件包括诸如反应性控制设备或关闭设备、堆芯仪器仪表、中子源、阻流塞、燃料通道、可燃毒物吸收体和反应堆储罐材料样品等部件。

5.13. 一般而言，应遵循第 3 部分和第 4 部分提供的关于燃料贮存和装卸系统的建议。第 5.14—5.21 段描述了不同类型的辐照堆芯部件的特定考虑因素。

辐照堆芯部件

5.14. 对于辐照堆芯部件，应特别注意以下事项：

- (a) 应为辐照堆芯部件提供足够的屏蔽；
- (b) 如果有必要对辐照堆芯部件进行视察，则应提供适当的联锁和其他措施，以确保对操作人员的保护；
- (c) 必要时，应提供将辐照堆芯部件转移到合适的外运储罐中的措施；
- (d) 必要时，与视察系统一起，还应提供特定的贮存和处置系统，
- (e) 在操作辐照堆芯部件时，应采取适当的谨慎措施，以保护贮存的燃料，并限制可能的污染扩散；
- (f) 辐照后的堆芯部件不应存放在未辐照燃料的贮存区。如有必要，应提供相应措施在辐照燃料贮存设施中临时贮存这类物项。

5.15. 应考虑为移除受辐照堆芯部件而采取的程序。装卸受辐照堆芯部件的特殊工具的设计应确保有足够的次临界裕度，充分的衰变散热和辐射屏蔽。应特定规定允许使用非标准设备的程序，并应实行严格的行政控制。

中子源

5.16. 应提供足够的屏蔽和监控设备，以保护操作人员免受中子源的辐射。在接收装有中子源的运输储罐时应进行污染检查，中子源运输储罐应按照监管机构的要求进行清楚的标识。

5.17. 中子源应与装卸和贮存辐照燃料的区域分开，并保持足够的距离，以确保中子分离，除非提供适当的安全措施以确保在中子源和组件之间有足够屏蔽或解锁。

5.18. 应采取措施能够对中子源进行清晰识别，并对这些中子源实行行政控制。

可重复使用的反应堆物项

5.19. 在大多数反应堆类型中，有一些堆芯部件和燃料组件物项可以重复使用（例如，沸水堆中的燃料通道或压水堆中的阻流塞组件）。这些物项可能被高度活化。如果这些物项被带到组装区进行重新使用，应尽量减少污染的扩散和操作人员的辐射照射。

5.20. 可重复使用的部件应能够在必要时接受视察，以确保其尺寸稳定性和没有因运行或装卸而造成的任何损坏。如果可重复使用的部件包含可替换的物项（例如密封件），则应能够视察可替换的部件。

5.21. 贮存可重复使用反应堆物项区域的设计应能防止可重复使用的部件在重新插入后被可能影响反应堆部件完整性的材料污染。

6. 燃料储罐的装卸

6.1. 装卸燃料储罐的设备应设计成与提升燃料和部件的设备兼容，并应包括以下内容：

- (a) 移动储罐的车辆；
- (b) 用于储罐、储罐盖和储罐内部构件的吊车和相关的提升设备；
- (c) 去污设备；
- (d) 辐射监控设备；
- (e) 储罐排水、冲洗、吹扫和真空干燥系统；
- (f) 用于分离储罐盖的工具；
- (g) 储罐检测设备；
- (h) 防止储罐外表面污染的方法和设备；
- (i) 用于探测储罐内燃料泄漏的方法；
- (j) 照明设备。

在附录中描述了装卸燃料储罐的操作相关内容。

便于乏燃料储罐装卸的设计

6.2. 第 4.49—4.58 段关于安全分级、环境鉴定、辐射防护和材料的建议应合理地用于乏燃料储罐装卸设备的设计。

6.3. 乏燃料贮存区的设计应便于装卸拟运离厂区的乏燃料储罐。关于乏燃料储罐设计的建议见 SSG-15 (Rev.1) [2]。

6.4. 乏燃料贮存区的设计应包括在将储罐运输或转移到乏燃料贮存区外之前对储罐进行净化的系统。应对储罐进行泄漏试验，表面污染试验和其他必要试验作出规定。还应对用于去污或冲洗储罐的冷却剂系统（如相关）的液体排放及将这些液体转移到放射性废物系统作出规定。

6.5. 在电厂内的运输路线应沿着指定的安全装载路径，应防止通过贮存的燃料上方。贮存的燃料、乏燃料水池钢覆面、冷却系统和对反应堆安全重要系统应得到充分保护，避免燃料储罐坠落或倾斜的损害。

6.6. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.67(d) 段指出, 燃料装卸系统的设计必须防止重物坠落, 包括燃料储罐。应通过适当的起重设备设计, 对起重设备和相关起重部件进行视察、试验和维护的适当程序, 以及对操作人员进行充分培训, 以高度可靠的方式防止储罐坠落事故。如果储罐提升系统使得单一部件的故障可能导致在不可接受的重物坠落中, 减震器应与对提升高度的限制一起使用, 以缓解潜在的后果。

6.7. 乏燃料储罐装卸系统的设计应能防止在转移和装载操作期间以及在设计基准地震期间和之后发生重物坠落。

6.8. 操作辐照燃料储罐的区域的布局应设计成在储罐周围提供足够的空间, 以便进行视察、辐射监控和去污试验。应为储罐和相关设备(如减震器)提供必要的贮存区域。

6.9. 应采取行政手段, 确保没有装载冷却时间不足的燃料或装载不允许在储罐内装载的燃料组件组合。

外部危害

6.10. 对乏燃料储罐装卸设备免受外部危害的保护, 外部危害首先应通过安装这些设备厂房的适当设计来确保。乏燃料储罐装卸设备的抗震设计规格应根据对储罐内燃料组件潜在损害的后果以及在地震期间和之后装卸设备的操作需要来确定。

用于转运燃料储罐的车辆和起重设备

6.11. 在 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 76 中规定了对高架起重设备的要求。

6.12. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 80, 用于储罐转运的车辆或起重设备的设计应能限制储罐坠落或无意中倾斜的可能性。车辆和起重设备应配备可靠的制动系统, 以确保它们不会被意外移动。应考虑提高起重和运输设备的可靠性使得重物坠落可以被视为低频率事件, 例如, 通过使用单一故障起重设备。应对起重设备的水平和垂直移动设置适当的速度限值, 以确保储罐的安全操作。

6.13. 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) [25] 规定了燃料运输的要求。为了帮助确保遵守这些要求:

- (a) 设施应酌情包括能够测量储罐中 γ 辐射、快中子和热中子的辐射监控设备;
- (b) 应对储罐外表面的表面污染测量进行规定, 以确保在储罐在离开核电厂之前满足 SSR-6 (Rev.1) [25] 要求。

6.14. 如果燃料从干式贮存处运回水池, 则应为储罐和燃料提供足够的冷却。

参 考 文 献

- [1] 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）。
- [2] 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（编写中）。
- [3] 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）。
- [4] 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）。
- [5] 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）。
- [6] 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）。
- [7] 国际原子能机构《国家核安保制度的目标和基本要素》，国际原子能机构《核安保丛书》第 20 号，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。
- [8] 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）。
- [9] 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）。
- [10] 国际原子能机构《制定和实施核电厂一级概率安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [11] 国际原子能机构《制定和实施核电厂二级概率安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-4 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [12] 国际原子能机构《核电厂设计中内部危害防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-64 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。

- [13] 国际原子能机构《核设施非地震的外部事件设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-68 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [14] 国际原子能机构《核装置抗震设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-67 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [15] 国际原子能机构《核电厂辅助系统和支持系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-62 号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。
- [16] 国际原子能机构《核电厂结构、系统和部件的安全分级》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-30 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [17] 美国机械工程师学会《锅炉和压力容器规范，第 3 节，第一部分，压力容器建造规则》，美国机械工程师学会，纽约（2013 年）。
- [18] 日本机械工程师学会《核电厂发电设施规范：核电厂设计和建造规则》，日本机械工程师学会，东京（2016 年）（日文）。
- [19] 加拿大标准协会《坎杜核电厂稳压系统和部件的一般要求/坎杜核电厂反应堆部件的材料标准》（N285.0-17/N285.6 系列-17），加拿大标准协会，多伦多（2017 年）。
- [20] 国际原子能机构《核电厂的老化管理和长期运行计划的制定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-48 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [21] 国际原子能机构《易裂变材料的装卸中临界安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-27 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。（修订版编写中）
- [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《核电厂的辐射防护设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.13 号，国际原子能机构，维也纳（2005 年）。（修订版编写中）
- [24] 国际原子能机构《辐射防护的环境和源监控》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 RS-G-1.8 号，国际原子能机构，维也纳（2005 年）。（修订版编写中）
- [25] 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）。

附 件

乏燃料储罐装卸操作方面

A-1. 乏燃料储罐的操作有不同的类型，取决于采用下列哪种卸载策略：

- (a) 将储罐浸没在卸料井中的卸料方式；
- (b) 将储罐连接在卸料井下方的卸料方式。

A-2. 将储罐浸没涉及以下操作：

- (a) 卡车或火车将储罐引入到燃料厂房内的地面层；
- (b) 拆除储罐的减震器；
- (c) 使用接收大厅的起重设备将储罐翻转到垂直方向；
- (d) 将储罐移至水池所在标高（如，池底以上的 20 米标高），放入准备井；
- (e) 在准备操作（充水、冷却、污染防治）后，储罐被装卸到卸料井；
- (f) 卸料井充水浸没储罐；
- (g) 拆下储罐盖开始卸载燃料组件；
- (h) 当燃料组件装载完成，进行如上操作的反向操作；

A-3. 将储罐连接在卸料井下方涉及以下操作：

- (a) 将储罐引入准备厂房内；
- (b) 拆除储罐的减震器；
- (c) 使用准备厂房的起重设备将储罐翻转到垂直方向；
- (d) 将储罐被转移到储罐转运车上；
- (e) 将储罐转运车转移到燃料厂房；
- (f) 在准备（取下储罐盖、充水、冷却）后，将储罐连接到卸料水池下方；
- (g) 在储罐连接完毕后，将卸料井底部的闸门打开，开始卸料操作；
- (h) 当燃料组件装载完成，进行如上操作的反向操作。

参与起草和审订的人员

Bourgue, L.	法国电力公司
Jones, S.	美国核管制委员会
Kamimura, K.	日本核管制局
Kasahara, F.	日本核管制局
Khotylev, V.	加拿大核安全委员会
Peytraud, J.-F.	法国电力公司
Poulat, B.	国际原子能机构
Sim, K.	国际原子能机构
Spielman, G.	加拿大布鲁斯电力公司
Toth, C.	国际原子能机构
Yllera, J.	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