

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

铀钚混合氧化物燃料 制造设施的安全

特定安全导则

第 SSG-7 (Rev.1) 号



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准和相关出版物

国际原子能机构安全标准

根据《国际原子能机构规约》第三条的规定，国际原子能机构受权制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并规定适用这些标准。

国际原子能机构借以制定标准的出版物以国际原子能机构《安全标准丛书》的形式印发。该丛书涵盖核安全、辐射安全、运输安全和废物安全。该丛书出版物的分类是安全基本法则、安全要求和安全导则。

有关国际原子能机构安全标准计划的资料可访问以下国际原子能机构因特网网站：

www.iaea.org/zh/shu-ju-ku/an-quan-biao-zhun

该网站提供已出版安全标准和安全标准草案的英文文本。以阿拉伯文、中文、法文、俄文和西班牙文印发的安全标准文本；国际原子能机构安全术语以及正在制订中的安全标准状况报告也在该网站提供使用。欲求进一步的信息，请与国际原子能机构联系（Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria）。

敬请国际原子能机构安全标准的所有用户将使用这些安全标准的经验（例如作为国家监管、安全评审和培训班课程的依据）通知国际原子能机构，以确保这些安全标准继续满足用户需求。资料可以通过国际原子能机构因特网网站提供或按上述地址邮寄或通过电子邮件发至 Official.Mail@iaea.org。

相关出版物

国际原子能机构规定适用这些标准，并按照《国际原子能机构规约》第三条和第八条 C 款之规定，提供和促进有关和平核活动的信息交流并为此目的充任成员国的居间人。

核活动的安全报告以《安全报告》的形式印发，《安全报告》提供能够用以支持安全标准的实例和详细方法。

国际原子能机构其他安全相关出版物以《应急准备和响应》出版物、《放射学评定报告》、国际核安全组的《核安全组报告》、《技术报告》和《技术文件》的形式印发。国际原子能机构还印发放射性事故报告、培训手册和实用手册以及其他特别安全相关出版物。

安保相关出版物以国际原子能机构《核安保丛书》的形式印发。

国际原子能机构《核能丛书》由旨在鼓励和援助和平利用原子能的研究、发展和实际应用的资料性出版物组成。它包括关于核电、核燃料循环、放射性废物管理和退役领域技术状况和进展以及经验、良好实践和实例的报告和导则。

铀钚混合氧化物燃料制造设施的安全

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
斐济	荷兰王国	越南
芬兰	新西兰	也门
法国	尼加拉瓜	赞比亚
加蓬	尼日尔	津巴布韦
冈比亚	尼日利亚	
	北马其顿	

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

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-7 (Rev.1) 号

铀钚混合氧化物燃料 制造设施的安全

特定安全导则

国际原子能机构
2024 年·维也纳

版权说明

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

Publishing Section

International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre

PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

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

© 国际原子能机构，2024 年
国际原子能机构印刷
2024 年 8 月·奥地利

铀钚混合氧化物燃料制造设施的安全

国际原子能机构，奥地利，2024 年 8 月

STI/PUB/2040

ISBN 978-92-0-534023-4（简装书：碱性纸）

978-92-0-533923-8（pdf 格式）

ISSN 1020-5853

前 言

拉斐尔·马里亚诺·格罗西总干事

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

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

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

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

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

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

国际原子能机构安全标准

背景

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准

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

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

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

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

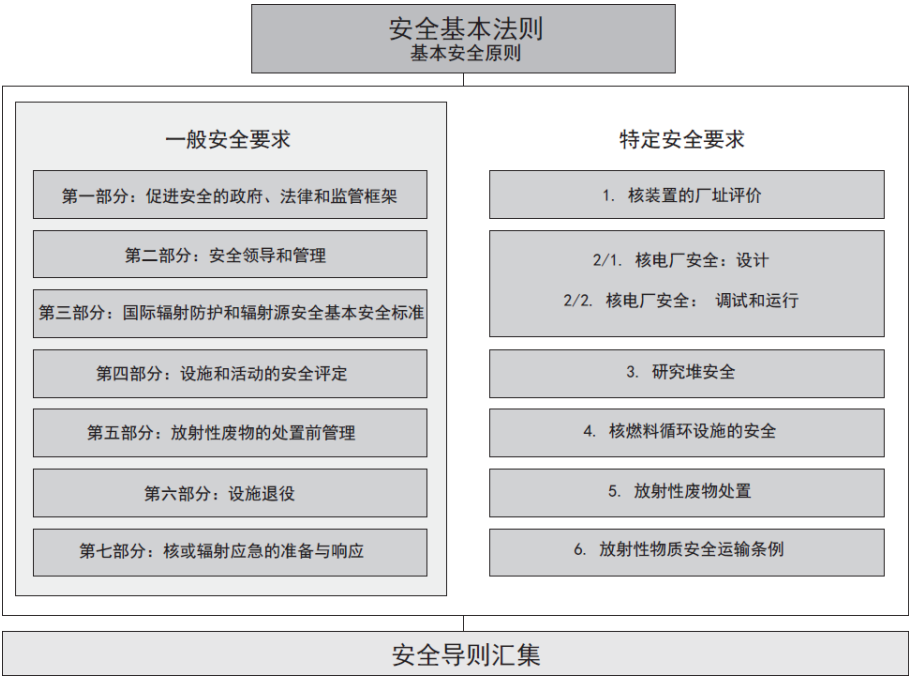


图 1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

原子能机构安全标准的适用

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准的制定过程

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

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

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

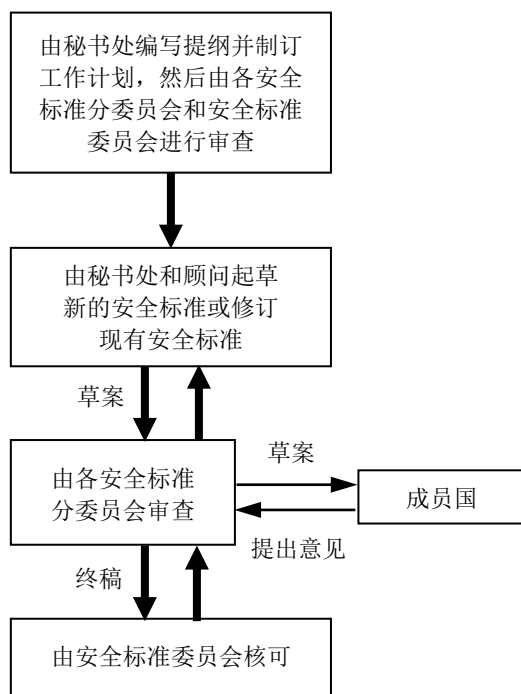


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

与其他国际组织的合作关系

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

文本的解释

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

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

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

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

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1-1.6).....	1
目的 (1.7, 1.8).....	2
范围 (1.9-1.16).....	2
结构 (1.17).....	3
2. MOX 燃料制造设施中的危害 (2.1-2.5)	4
3. MOX 燃料生产设施的的安全管理系统与核实 (3.1-3.6)	5
管理责任 (3.7-3.11).....	6
资源管理 (3.12-3.17).....	6
加工实施 (3.18-3.21).....	7
测量、评定、评价和改进 (3.22-3.24).....	8
安全核实 (3.25-3.27).....	9
4. MOX 燃料制造设施的场址评价 (4.1-4.9)	9
5. MOX 燃料制造设备的设计	11
主要安全功能 (5.1-5.49).....	11
假想始发事件 (5.50-5.104).....	20
仪器仪表和控制 (5.105-5.110).....	30
人因考虑 (5.111-5.114).....	33
安全分析 (5.115-5.138).....	34
应急准备和响应 (5.139, 5.140).....	38
放射性废物管理 (5.141-5.143).....	38
气态和液态流出物的管理 (5.144-5.147).....	40
其他设计注意事项 (5.148-5.166).....	40
老化管理考虑 (5.167-5.169).....	43
6. MOX 燃料制造设施的建造 (6.1-6.8)	43
7. MOX 燃料制造设施的调试 (7.1-7.10)	44
8. MOX 燃料制造设施的运行	46
MOX 燃料制造设施运行的组织 (8.1-8.3).....	46
MOX 燃料制造设施的人员配备 (8.4-8.7).....	46
人员的资格和培训 (8.8-8.15).....	47
运行文件 (8.16-8.27).....	48
维护、校准、定期试验和视察 (8.28-8.38).....	50

老化管理 (8.39-8.41).....	52
改造的控制 (8.42-8.51).....	52
核临界危害的控制 (8.52-8.55).....	54
辐射防护 (8.56-8.74).....	54
工业和化学安全 (8.75-8.87).....	58
放射性废物和流出物的管理 (8.88-8.90).....	59
应急准备和响应 (8.91-8.95).....	60
运行经验反馈 (8.96, 8.97).....	61
9. MOX 燃料制造设施退役的准备工作 (9.1-9.5).....	61
参考文献.....	63
附件 I MOX 燃料制造设施中的典型加工路线.....	67
附件 II MOX 燃料制造设施安全重要结构、系统和部件和安全功能可能面临的挑战示例.....	69
附件 III 确定 MOX 燃料制造设施的运行限值和条件的参数示例.....	76
参与起草和审订人员.....	81

1. 引言

背景

1.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-4 号《核燃料循环设施的安全》[1] 规定了核燃料循环设施寿命各阶段所有安全重要领域的要求。

1.2. 本“安全导则”提供了关于铀钚混合氧化物（MOX）燃料制造设施安全的特定建议。

1.3. 钚是一种宝贵的能源，来自一些国家的民用和军用工业。当氧化钚（二氧化钚）与氧化铀（二氧化铀）混合时，所得到的 MOX 可以制造成适合装入热反应堆和快堆的燃料，从而利用这种能源。

1.4. MOX 燃料制造过程在很大程度上依赖于非能动和能动的工程安全措施，以及确保安全的行政控制。MOX 燃料制造设施的潜在危害是锕系元素（即钚、镅和铀，按重要性排序）的排放，超铀锕系元素引起的放射性毒性增加和核临界。

1.5. 由于钚的毒性很高，因此必须在 MOX 燃料制造的所有阶段采用最佳实践，并安全地装卸、加工、处理和贮存钚。重要的是，最佳实践也应被视为对 MOX 燃料制造设施中产生的所有放射性废物和流出物的产生和管理进行优化的一部分。

1.6. 本“安全导则”替代原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-7 号《铀钚混合氧化物燃料制造设施的安全》¹。

¹ 国际原子能机构《铀钚混合氧化物燃料制造设施的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-7 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。

目的

1.7. 本“安全导则”的目的是就 MOX 燃料制造设施的选址、设计、建造、调试、运行（包括安全管理）和退役准备提供建议，以满足 SSR-4[1]规定的适用要求。

1.8. 本“安全导则”的建议主要针对 MOX 燃料制造设施的营运组织、监管机构、设计人员和其他相关组织。

范围

1.9. 适用于燃料循环设施（即铀精炼、转换、浓缩、再转换²、易裂变材料贮存、包括 MOX 燃料在内的燃料制造、乏燃料贮存和后处理、废物的相关整备和贮存以及与燃料循环相关的研究和开发设施）的安全要求在 SSR-4[1]确立。本“安全导则”提供了满足 MOX 燃料制造设施这些要求的建议。

1.10. 本“安全导则”涉及 (i) 装卸、加工、材料转移和贮存氧化铀粉末；(ii) 与 MOX 燃料制造设施相关的贫化、天然或再加工氧化铀粉末；以及 (iii) 用氧化铀和氧化铀粉末制造的用于热反应堆和快堆的 MOX 燃料芯块、燃料棒和组件。本“安全导则”亦涉及装卸及加工该等材料所产生的废物及流出物的产生及管理。

1.11. 本“安全导则”仅限于 MOX 燃料制造设施的安全，它不涉及制造的燃料组件可能对使用它们的反应堆安全产生的任何影响。

1.12. 本“安全导则”涵盖的燃料制造加工是干法加工以及与二氧化铀和二氧化铀粉末的混合和加工相关流程。本“安全导则”不涉及湿法 MOX 制造加工和氧化物粉末的生产。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-6 (Rev.1) 号《铀燃料制造设施的安全》[2]和第 SSG-42 号《核燃料后处理设施的安全》[3]提供了关于生产铀和钚氧化物粉末安全的补充建议。

1.13. 本“安全导则”涵盖了从铀和钚氧化物的混合物中生产 MOX 燃料，该混合物通过混合单独的氧化铀粉末和氧化钚粉末或作为制备的混合物获得。许

² 也称为“反转换”。

多方面，如设施设计、安全分析和设施运行，都取决于这些氧化物的核素组成。本“安全导则”涵盖了氧化物成分的所有可能组合。

1.14. 本出版物中关于确保 MOX 燃料制造设施临界安全的建议补充了原子能机构《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) [4]提供的建议。

1.15. 本“安全导则”未涉及原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 (Rev.1) 号《促进安全的政府、法律和监管框架》[5]规定的法律和政府框架及监管监督安全要求的实施（如授权流程、监管视察和监管执行的要求）。

1.16. 本“安全导则”不包括 MOX 燃料制造设施的核安保建议。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) [6]提供了关于核安保的建议，原子能机构《核安保丛书》第 27-G 号《核材料和核设施的实物保护》(INFCIRC/225/Revision 5 的执行情况) [7]提供了指导。然而，本“安全导则”包括关于管理安全、核安保和国家核材料衡算和控制系统之间接口的建议。

结构

1.17. 第 2 部分概述了 MOX 燃料制造设施中的危害；第 3 部分提供了关于 MOX 燃料制造设施管理系统开发及其相关活动的建议；第 4 部分描述了在评定和场址选择时要考虑的安全方面，以避免或最大限度地减少运行对环境的影响；第 5 部分涉及设计阶段的安全，它提供了关于运行状态和事故工况的安全分析，包括 MOX 燃料制造设施中放射性废物管理的安全方面，以及其他设计考虑；第 6 部分涉及建造阶段的安全问题；第 7 部分阐述了调试中的安全考虑；第 8 部分涉及设施运行阶段的安全，它就运行管理、维护和定期试验、改造控制、临界控制、辐射防护、工业安全、废物和流出物管理以及应急准备和响应提供建议；第 9 部分提供了满足 MOX 燃料制造设施退役准备工作安全要求的建议。附件 I 显示了 MOX 燃料制造设施的典型加工路线；附件 II 提供了对 MOX 燃料制造设施的安全重要结构、系统和部件的示例，按加工领域分类；附件 III 提供了确定 MOX 燃料制造设施的运行限值和条件的参数示例。

2. MOX 燃料制造设施中的危害

2.1. 在 MOX 燃料制造设施中,大量易裂变材料和放射性物质以可分散的形式存在。在燃料制造过程的早期阶段,当材料是粉末形式时,情况尤其如此。此外,所遇到的放射性物质以多种实物形状存在。因此,在 MOX 燃料制造设施中,主要危害是潜在的核临界、丧失密封和辐射照射(内部和外部)。

2.2. 在 MOX 燃料制造设施中,处理钚氧化物和铀氧化物和/或 MOX。影响 MOX 燃料制造设施安全的因素包括:

- 钚具有高放射性毒性,事故发生后对人员、公众和环境的后果可能会很大;
- 用于 MOX 燃料制造的粉末加工有可能分散放射性物质;
- 钚的同位素特性对核临界安全、辐射照射和产热有影响。

2.3. 外部照射评定应包括钚-238 和钚-240 同位素的中子发射和镅-241 的 γ 辐射造成的照射, γ 辐射是钚-241 在贮存期间放射性衰变形成的。还应考虑来自钚-228 衰变产物(包括铊-208)的 γ 辐射。

2.4. 钚-238 的衰变热应包括在发热量计算中。

2.5. 仅使用干法加工的 MOX 燃料制造设施不会贮存或加工大量危害化学品。因此,可能导致放射性后果的化学危害很低。然而,对于使用湿法加工的 MOX 燃料制造设施来说,情况并非如此。为了满足 SSR-4[1]提出的要求,营运组织需要进行安全分析,对潜在事故进行分析,以确保充分预防事故,并在发生事故时进行检测并缓解其后果。这需要应用纵深防御的概念(见 SSR-4[1]要求 10)。为了使 MOX 燃料制造设施在燃料制造过程停止时(即没有材料的移动或转移时)也保持在安全状态,下列系统应继续运行:

- 贮存区的散热系统,以排除反应堆级钚的衰变热;
- 支持密封功能的系统,以补充实物密封屏障,并缓解和监控放射性排放;
- 烧结炉和手套箱的惰性气体给料系统;
- 临界事故检测和警报系统。

3. MOX 燃料生产设施的安全管理系统与核实

3.1. 根据 SSR-4[1]要求 4，需要建立并实施一个记录在案的管理系统，该系统整合了营运组织的安全、健康、环境、安保、质量以及人力和组织因素，并提供充足的资源。综合管理系统应由营运组织在铀燃料制造设施的早期设计阶段建立和实施，以确保在设施的整个寿命期或活动期间规定、记录、实施、监控、监查和定期评审安全措施。

3.2. 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[8]确立了管理系统的要求。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》[9]提供了相关建议；第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[10]；第 GSG-16 号《放射性废物管理安全的领导、管理和文化》[11]；以及第 TS-G-1.4 号《放射性物质安全运输管理系统》[12]。

3.3. 应确保在建立综合管理系统过程中协调核安全和安保接口。管理系统应考虑各学科在信息管理方面的特定关注。应解决安全事项信息透明度的需要与出于安保原因保护信息的需要之间的潜在冲突。

3.4. 在确定如何开发和应用铀燃料制造设施安全管理系统时，需要使用分级方法（见 GSR Part 2[8]要求 7 和第 4.15 段）。这种方法应该基于各物项或过程安全的相对重要性。

3.5. 管理系统需要支持强大的安全文化的发展和维持，包括临界安全的所有方面（参见 GSR Part 2[8]要求 12）。

3.6. 根据 SSR-4[1]第 4.15—4.23 段，要求管理系统处理以下职能领域：

- (a) 管理责任，包括管理层为实现营运组织目标所需的支持和承诺；
- (b) 资源管理，包括确保确定并提供对实施安全政策和实现营运组织目标至关重要资源的必要措施；
- (c) 过程实施，包括实现营运组织目标所必需的行动和任务；
- (d) 测量、评定、评价和改进，与目标或基准相比，提供管理流程和工作绩效有效性的指标。通过测量、评定和评价，可以发现改进的机会。

管理责任

3.7. 安全（包括临界安全）的主要责任在于营运组织。根据 GSR Part 2[8]第 4.11 段铀燃料制造设施的管理系统明确规定以下内容：

- (a) 组织机构；
- (b) 职能职责；
- (c) 授权级别。

3.8. 管理系统的文件应描述管理、执行和评定安全重要过程和活动充分性的个人之互动。文件还应涵盖其他管理措施，包括计划、时间安排和资源分配（见 SSR-4[1]第 9.9 段）。

3.9. SSR-4[1]第 4.15 段指出：

“管理系统应包括确保有效沟通和明确责任分配的规定，其中责任明确分配给组织和供应商内的个人角色，以确保安全重要过程和活动以确保实现安全目标的方式得到控制和执行。”

管理系统应包括授权相关人员停止铀燃料制造设施不安全运行的安排。

3.10. 营运组织必须确保进行、记录和更新安全评定和分析（见原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号《设施和活动安全评定》[13]要求 24 和第 4.65 段，以及 SSR-4[1]要求 5）。

3.11. 根据 SSR-4[1]第 4.2 (d) 段营运组织定期评审所有与安全相关的事项。这应包括评审应急准备和响应安排，如应急通信、疏散路线和标志。进行安全评定的核临界安全人员应进行检查，以确认所使用的数据和临界安全措施的实施是正确的。评审应由独立于执行安全评定或进行安全重要活动的人员执行。监查的数据应记录在案，并在必要时提交给管理层评审和采取行动。

资源管理

3.12. 营运组织必须为铀燃料制造设施的安全运行提供充足的资源（人力和财力资源）（见 GSR Part 2 [8]要求 9），包括缓解事故后果的资源。

3.13. 营运组织的管理层应承担以下工作：

- (a) 确定人员的必要能力，并在必要时提供培训；
- (b) 准备和发布安全相关活动和运行的规范和程序；
- (c) 支持进行和执行安全评定，包括改造；
- (d) 经常与员工进行个人接触，包括观察工作进展；
- (e) 为充足的人员配备³、继任计划和保留公司知识做好准备。

3.14. SSR-4[1]要求 58 规定：“**营运组织应确保所有可能影响安全的活动均由具有适当资格和能力的人员进行。**”

3.15. 根据 SSR-4[1]要求 58 和第 9.39—9.47 段，营运组织必须确保这些人员在适当的时间间隔内接受与其职责水平相适应的培训和复训。特别是，参与易裂变材料、放射性物质（包括废物）和危害化学品活动的人员应了解这些物质造成危害的性质，以及如何通过既定的安全措施、运行限值和条件以及运行程序来控制风险。

3.16. GSR Part 2 [8]要求 11 规定：“**组织应与卖方、承包商和供应商达成协议，规定、监控和管理可能影响安全的物项、产品和服务的供应。**”根据 GSR Part 2 [8]第 4.33—4.36 段，铀燃料制造设施的管理系统需要包括采购安排。

3.17 根据 SSR-4[1]第 4.16(b)段，营运组织须确保具有安全意义的各物项和资源的供应商应具备有效的管理系统。为了达到这些要求，营运组织应对供应商的管理系统进行审计。

加工实施

3.18. SSR-4[1]要求 63 规定：

“应根据营运组织的政策和监管机构的要求，制定全面适用于正常运行、预计运行事件和事故工况的运行程序。”

SSR-4 第 9.66 段指出：“应为设施整个寿期内可能进行的所有安全相关运行制定运行程序。”运行程序应规定所有旨在控制的参数和应满足的标准。

³ 包括可能无法提供大量人员的情况，例如在影响人员居住地区的传染病或大流行病期间。

3.19. 铀燃料制造设施的管理系统应包括临界安全管理。SSG-27 (Rev.1) [4] 提供了关于临界安全管理系统的进一步建议。

3.20. 对现有设施或活动的任何拟议改造, 或引入新活动的提议, 都必须评定其对现有安全措施的影响, 并在实施前得到适当批准 (见 SSR-4[1]第 9.57 (b) 和 (c) 段)。具有安全意义的改造需要经过安全评定和监管评审, 必要时, 在实施前需要获得监管机构的授权 (见 SSR-4[1]第 9.57 (h) 段和第 9.59 段)。需要更新设施或活动文件, 以反映改造情况 (见 SSR-4[1]第 9.57 (f) 和 (g) 段)。运行人员, 包括主管, 应接受关于改造的充分培训。

3.21. SSR-4[1]要求 75 规定:

“在核燃料循环设施的整个寿命期间, 安全、安保与国家核材料衡算和控制制度之间的接口应得到适当管理。安全措施和安保措施应以协调的方式制定和实施, 使之互不损害。”

确保设施整个寿期或活动期间安全的活动涉及不同的群体, 并与核安保和核材料衡算和控制系统等其他领域相互联系。具有这种接口的活动应在管理系统中确定, 并应进行协调、计划和实施, 以确保有效的沟通和明确的责任分配。关于安全和安保的通信应确保信息的保密性。这包括核材料衡算和控制系统, 为此应协调信息安保, 确保不损害次临界。

测量、评定、评价和改进

3.22. 营运组织进行的监查 (见第 3.11 段) 以及对设施和活动的改造进行适当控制 (见第 3.20 段), 对于确保次临界特别重要。监查结果必须由营运组织进行评定, 并在必要时采取纠正措施 (见 SSR-4[1]第 4.2 (d) 段)。

3.23. 营运组织必须报告和及时调查可能影响核临界安全的偏离运行限值或条件、偏离程序和加工条件的不可预见变化, 并要求营运组织通知监管机构 (见 SSR-4[1]第 9.34 段、第 9.35 段和第 9.38 段)。根据分级方法, 调查的深度和广度应与事件的安全重要性相称。调查应包括以下内容:

- (a) 分析偏差的原因, 以找出教训并确定和实施纠正措施, 防止再次发生;
- (b) 对设施运行或活动进行的分析, 包括对人因的分析;
- (c) 对之前进行的安全评定和分析的评审, 包括初始建立的安全措施。

3.24. SSR-4[1]要求 73 规定：“营运组织应建立一个计划，从该设施的事件以及其他核燃料循环设施和全世界核工业的事件中学习。”原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号《核装置运行经验反馈》[14]提供了关于运行经验计划的建议。

安全核实

3.25. 根据 SSR-4[1]要求 5，铀燃料制造设施的安全需要在安全分析中进行评定，并通过定期安全评审进行核实。营运组织应确保对设施的这些定期安全评审构成组织管理系统的一个组成部分。

3.26. SSR-4[1]要求 6 规定：“应设立一个独立的安全委员会（或咨询组），就核燃料循环设施的所有安全方面向营运组织的管理层提供咨询意见。”

3.27. 铀燃料制造设施的安全委员会应能接触到临界安全和辐射防护领域的专家。在运行期间，这些专家应随时为设施服务。

4. MOX 燃料制造设施的场址评价

4.1. MOX 燃料制造设施的场址评价过程将取决于大量变量。在规划设施的初始阶段，应根据这些变量的安全重要性编写和考虑这些变量的清单。可能的重大外部危害（如地震、飞机意外坠毁、火灾、邻近爆炸、洪水、极端气象条件）可能会在场址评价过程中占据主导地位，并应在设施设计中予以考虑。原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号《核装置场址评价》[15]规定了 MOX 燃料制造设施场址评价的要求，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-35 号《核装置场址勘查和选址》[16]提供了进一步的建议。

4.2. MOX 燃料制造设施的场址评价范围在 SSR-1[15]要求 3 和 SSR-4[1]要求 11 和第 5.1—5.14 段中确定，并应反映本“安全导则”第 2 部分中列出的特定危害。

4.3. 对于采用干法制造燃料的 MOX 燃料制造设施，适当的设计和运行可以确保在正常运行工况下气体排放可以忽略不计。事故工况下的主要危害是钚（以氧化钚或 MOX 的形式）可能以粒子形式排放到大气层或工作区的空气中。

4.4. MOX 燃料制造设施应被视为具有高潜在危害的设施。在对设施应用分级方法执行 SSR-4[1]要求时，应考虑到这一点。应考虑场址的以下特点，以确保设施的安全：

- 法律要求：使用已经获得监管机构同意加工铀的场所；
- 运输环节：尽量减少易裂变材料的运输距离（例如，将 MOX 燃料制造设施设在铀生产的同一场址）。

应理解并考虑同一场址设施之间的综合危害和危害相互作用。

4.5. 在场址评价过程中，需要考虑 MOX 燃料制造设施附近的人口密度和人口分布，以最大限度地减少放射性物质和危害化学品排放对人们健康的任何可能后果（参见 SSR-1[15]要求 4 和 12）。此外，根据 SSR-1[15]要求 25 和第 6.1 段和第 6.2 段，需要评定 MOX 燃料制造设施排放的放射性物质在空气和水中的扩散情况，同时考虑到该区域的地形、土地覆盖和气象特点。要求评定所有设施状态下设施的环境影响（见 SSR-4[1]第 5.3 段），并应符合适用的标准。

4.6. 在选择 MOX 燃料制造设施的场址时，需要考虑安全咨询意见（见 SSR-4[1]第 11.4 段）。考虑到设施中存在铀，应特别注意在场址评价期间管理核安全与核安保之间的接口（见 SSR-4[1]要求 75）。选址应考虑到安全和安保两个方面，并应由安全专家和安保专家共同协助。

4.7. 即使现有核场址用于 MOX 燃料制造设施，场址评价也应使用类似于新场址新设施选址的流程（见 SSG-35[16]第 3.24—3.27 段）。

4.8. 营运组织应保持关于选择 MOX 燃料制造设施场址的决定以及这些决定背后原因的完整记录。

4.9. 在 MOX 燃料制造设施的使用寿命期间，应定期评审场址特征，以确保其充分性和持续适用性。应识别和评定这些特征的任何可能需要安全重新评定的变化（见 SSR-4[1]第 5.14 段）。这包括生产能力超过原封套的情况。

5. MOX 燃料制造设备的设计

主要安全功能

5.1. SSR-4[1]要求 7 规定：

“设计应使核燃料循环设施的所有设施状态均符合下列主要安全功能：

- (a) 放射性物质及相关危害物质的密封和冷却；
- (b) 辐射防护；
- (c) 保持易裂变材料的次临界状态。”

所有这些安全功能都适用于 MOX 燃料制造设施。

5.2. SSR-4[1]要求 35 和 39 以及第 6.123—6.128 段和第 6.157—6.159 段指出了放射性物质的密封和冷却要求。

5.3. SSR-4[1]要求 34 和第 6.120—6.122 段确立了内部辐射防护要求。SSR-4[1]要求 36 和第 6.129—6.134 段确立了外部辐射防护要求。关于与钚相关的辐射（即中子发射和 γ 辐射），为了保护与全身照射、手的照射和眼睛晶状体的照射相关的人员，有必要对源密封、距离、时间和屏蔽的要求进行适当的组合。对于中子发射，一般的设计原则是将屏蔽尽可能靠近源。在某些情况下，如有必要，应考虑远程运行。除了个人监控 γ 辐射外，还应对人员的中子剂量进行个人监控。

5.4. SSR-4[1]要求 38 和第 6.138—6.156 段确立了维持次临界的要求。SSG-27 (Rev.1) [4]第 3 部分提供了关于 MOX 燃料制造设施设计以确保次临界的建议。

设计基准及安全分析

5.5. 设计基准事故是一种假想事故导致的事故工况，设施是根据既定的设计标准和保守方法设计的，放射性物质的排放保持在可接受的限值内[1]。

5.6. SSR-4[1]要求 14 和 20 分别确立了与安全重要物项的设计基准和核燃料循环设施的设计基准分析相关的安全要求。

5.7. 设计基准(或同等)的规范将取决于设施的设计、设施的选址和监管要求。然而,在 MOX 燃料制造设施的设计基准安全分析规范中,应特别考虑以下危害:

- (a) 在设施内部和/或外部排放钚;
- (b) 内部和外部危害,包括内部和外部爆炸(特别是氢气爆炸)、内部和外部火灾、重物坠落和装卸错误、极端气象现象(特别是地震、洪水和龙卷风)和意外飞机坠毁。

5.8. 这些危害具有重大的安全意义,因为它们可能对设施人员造成放射性后果。此外,这些危害还可能对公众或环境造成一些不利的场外后果。

5.9. 第 5.7 段中列出的危害。可能作为假想始发事件的结果而发生。SSR-4[1]附录中提供了核燃料循环设施的选定假想始发事件。

安全重要结构、系统和部件

5.10. SSR-4[1]第 6.21 段指出:

“核燃料循环设施的设计:

.....

- (e) 须订定架构、制度、组成部份及程序,以控制以下情况的加工,并在切实可行范围内尽量限制以下情况的后果—超出安全系统能力的故障和偏离正常运行的情况。”

本“安全导则”的附件 II 提供了可能挑战 MOX 燃料制造设施相关安全功能的结构、系统和部件以及代表性事件的示例。

放射性物质的密封

5.11. 为了在 MOX 燃料制造设施中满足 SSR-4[1]要求 35,应根据分级方法提供三个静态屏障(或更多,由安全分析决定)。第一个静电屏障通常由手套箱、燃料包壳、材料容器或其他含有放射性物质的设备组成;第二个静态屏障通常

由手套箱周围的房间组成；第三个静态障碍是厂房本身。静态密封系统的设计应考虑不同密封区之间的开口（如门、贯穿件）。此类开口的设计应确保在所有运行状态下，尤其是在维护期间（例如，通过提供永久或临时的附加屏障），以及在可行的情况下，在事故工况下保持密封。

5.12. 安全壳系统的各实物屏障应由一个或多个相关系统补充，这些系统应在厂房外的环境和厂房内可能含有污染物质的空气之间建立压力级联，并跨越厂房内的所有静态屏障。相关系统的设计应防止放射性或有毒气体、蒸汽和空气中的微粒通过屏障上的任何开口移动或扩散到这些物质污染较低或浓度较低的区域。相关系统的设计应尽可能解决以下问题：

- (a) 运行状态和事故工况；
- (b) 维护，这可能导致条件的局部变化（例如，打开检修门、拆除检修面板）；
- (c) 在使用一个以上通风系统的情况下，在较低压力（较高污染）系统发生故障，导致压差和气流逆转的情况下提供保护；
- (d) 需要确保所有静态屏障，包括任何过滤器或其他流出物控制设备，能够承受系统产生的最大压差和气流，包括增加运行期间的过滤器电阻，并考虑关于气象条件的保守假设。

5.13. 在设计中应特别注意导致污染材料转移到静态密封系统之外的运行。正常运行不应涉及将放射性粉末转移到第一屏障之外（用手套箱和隧道将它们连接起来）。应提供设计特点，以便在需要从手套箱中移除材料和物项（如废物或废料）。

5.14. 监控空气污染的设备应包括在工作场所附近的密封区域的设计中，尤其是在手套箱处。当建立了精确的气流时，这些设备的位置应在冷调试期间最终确定。

5.15. 在密封区域，应提供适当的设备来监控表面的污染情况。污染可以通过表面涂片取样或使用便携式设备来检测。

5.16. MOX 燃料制造设施的设计应便于运行、维护和去污活动。在设计中应考虑厂房分区，以防止 MOX 燃料制造设施的大面积污染。

5.17. 通风系统通常包括串联的过滤器，以保护公众和环境。应过滤从环境中吸入通风系统的空气以及从设施中排出的空气。过滤器在正常运行期间过滤空气，并确保在丧失通风的情况下静态屏障的连续性。

5.18. 通风系统的设计和运行应尽量减少微粒积聚的机会。应制定适当的程序并提供仪器仪表，以控制通风管道和高效微粒空气（HEPA）过滤器中钚粉末或 MOX 粉末颗粒的潜在积聚。

5.19. 初级过滤器应尽可能靠近污染源（例如手套箱附近或内部），以最大限度地减少通风管道中钚粉末或 MOX 颗粒的潜在积聚。最好使用串联的多个初级过滤器，以防止其中一个过滤器维护期间的任何污染物转移。

5.20. 应在通风入口处提供过滤，以防止在通风系统故障的情况下，由于逆向或静态流动条件造成的颗粒损失。

5.21. 此外，应提供运行风扇和备用风扇，并应为其供电，以便在丧失正常电源的情况下，确保手套箱通风系统的不间断运行。应安装本地监控系统和警报系统，以提醒运行人员可能导致压差过高或过低的系统故障。

5.22. 最后一级过滤器（另见第 5.35 段）应用于保护公众和环境，通常应靠近向环境排放的位置。

5.23. 为防止火势通过通风管道蔓延并保持防火墙的完整性，通风系统应配备防火和防烟阻尼器（另见第 5.61 段）。

5.24. 在设计阶段，应为安装监控空气中放射性物质的设备作出规定。监控点的选择应最准确地对应于人员的照射情况，并将最大限度地缩短从第一个屏障检测任何泄漏的时间。

5.25. MOX 燃料制造设施的设计应允许与运行或维护相关的所有计划活动在不破坏主安全壳的情况下进行。

保护工作人员

5.26. SSR-4[1]要求 8 规定了 MOX 燃料制造设施的设计要求，以确保辐射防护。

5.27. 第一道静态屏障通常保护工作人员。应制定第一道静力屏障的设计规范，以确保和控制该屏障的完整性。设计应包括以下规范：焊接，材料的选择，密封性（对于手套箱，泄漏率与流量之比），承受地震负载的能力，设备的设计（手套箱的内部设备），用于电气和机械贯穿的贯穿密封，以及执行维护工作的简易性。

5.28. 手套箱通常由带窗户的焊接不锈钢外壳组成，可以单独排列，也可以相互连接。通过手套箱窗口上的检修孔可以接触到手套箱内的设备，这些检修孔装有手套（由各种材料制成，取决于在手套箱内执行的工作），保持隔离屏障。

5.29. 应使用手套箱、通风柜和过滤通风系统，以最大限度地减少人员的辐射照射及其对可能通过空气传播和吸入危害物质的照射。此外，如果仅通过设计解决方案无法实现保护，则应使用个人防护设备，以避免工作人员人受到放射性物质和其他危害物质的污染。

5.30. 对于正常运行，应通过仔细设计静态和动态密封系统以及用于立即检测空气中放射性物质低阈值的设备，最大限度地减少使用呼吸保护设备的需要。正常运行期间的呼吸保护应仅作为现有屏障之外的补充保护手段使用（另见 SSR-4[1]第 9.100 段和第 9.101 段）。

5.31. 应安装音频警报系统，以提醒运行人员风扇故障和过滤器之间的高或低压差。在设计阶段，还需要为安装监控空气中铀浓度和/或气体浓度的设备编列经费（见 SSR-4[1]第 6.120 段）。监控点的选择应最准确地对应于人员的接触情况，并最大限度地缩短检测任何泄漏的时间（见 SSR-4[1]第 6.121 段）。

5.32. 为了便利设施的去污和退役，铀燃料制造设施中可能受到污染的区域的内壁、地板和天花板应无孔且易于清洁。这可以通过在表面涂上特殊的涂层，如环氧树脂来实现。此外，所有可能被污染的表面都应易于接近，以便在必要时进行定期去污。

保护公众及环境

5.33. 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》[17]第 3.9 段指出：

“任何申请授权的个人或组织：

.....

(e) 应按照监管机构的要求，对与设施或活动相关的辐射风险相称的放射性环境影响进行适当的前瞻性评定。”

原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-10 号《设施和活动的预期放射性环境影响评定》[18]提供了对 MOX 燃料制造设施进行环境影响评定的进一步建议。

5.34. 如果多个隔离屏障受损，事故可能会导致放射性物质不受控制地扩散到环境中。可以提供环境保护的屏障包括房间和厂房本身。在废气通过烟囱排放之前的最后过滤阶段，应考虑并联提供多个冗余过滤器。过滤，包括最后阶段过滤，也提供了一种在正常运行工况下最大限度地减少向环境排放放射性颗粒的方法，通常将气体排放减少到合理可行尽量低水平。

5.35. MOX 燃料制造设施的设计还应提供措施，确保过滤性能与设施安全分析中声称的性能相同，特别是最后一级过滤器。确保过滤性能的规定可能包括试验颗粒去除效率（例如通过气溶胶挑战试验）、差压测量和监控管道系统中的 α 颗粒。设计应包括监控设施周围环境和识别违反隔离屏障的规定。

外部照射防护

5.36. SSR-4[1]要求 36 和第 6.129—6.134 段确立了外部辐射防护设计规定的相关要求。

5.37. 应通过适当减少源、距离、时间和屏蔽的组合要求来控制工作人员的外部照射。由于钚的比活度，由 MOX 燃料制造设施的容器和/或手套箱可能不足以充分控制照射，因此，必要时应考虑对时间、距离和屏蔽进行额外控制。

5.38. 如有必要，应考虑远程运行加工设备和安装粉末收集设备，以防止放射性粉末在手套箱中扩散。

5.39. 应考虑在材料贮存区、加工手套箱（如进行粉末加工或颗粒加工的地方）和燃料装配区提供屏蔽。

防止核临界状态

5.40. 防止核临界是一个重要的课题，在 MOX 燃料制造设施的设计和运行过程中需要考虑各个方面（见 SSR-4[1]要求 38）。第 5.41—5.49 段提供了针对 MOX 燃料制造设施临界安全的一些主要要素的建议。SSG-27（Rev.1）[4]提供了关于临界安全的详细建议。

5.41. 临界安全分析应证明设备的设计和相关的安全措施使设施始终处于次临界状态（即受控参数的值始终保持在次临界范围内）。这应通过确定有效中子倍增因子来实现，有效中子倍增因子主要取决于可裂变材料和与其相关的所有其他物质的质量、几何构型、分布和核特性。然后，应将 k_{eff} 的计算值（包括所有不确定性和偏差）与设计限值（应根据 SSG-27（Rev.1）[4]第 2.8—2.12 段设置）进行比较，并应采取措施将 k_{eff} 值保持在该限值以下。

5.42. SSR-4[1]第 6.142 段指出：“为了通过设计防止临界，双重应急原则应是首选方法。”为了确保 MOX 燃料制造设施的临界安全，系统的一个或多个以下参数应保持在次临界范围内：

- (a) 二氧化铀（接收）：
 - (i) 质量和几何构型（即尺寸或形状的限值）应根据二氧化铀同位素组成和慢化的安全规范进行选择；
 - (ii) 应确保存在适当的中子吸收器。
- (b) 二氧化铀（接收）：质量和几何构型应根据二氧化铀同位素组成和慢化的安全规范进行选择；
- (c) MOX 粉末（接收或制备）：MOX 粉末在燃料中形成制造加工和相关的临界危害应根据同位素规范和加工各阶段的二氧化铀含量进行评定：
 - (i) 应该考虑质量、几何构型和慢化；
 - (ii) 应确保存在适当的中子吸收器。
- (d) MOX 小球：应根据同位素规范、二氧化铀含量和小球尺寸选择质量、几何构型和慢化性；
- (e) 燃料棒：应根据同位素规范、二氧化铀含量和燃料棒的设计（如尺寸、包壳）选择几何构型和慢化；

(f) 燃料组件：应根据同位素规范、不同棒中二氧化铀含量分布和组件设计来选择几何构型和慢化。

5.43. 为防止危害性而需加以控制的参数的一些示例如下：

(a) 二氧化铀（接收）：

(i) 铀的同位素组成（铀的特定同位素的量与铀总量的比率：铀-239/铀、铀-240/铀、铀-241/铀、242 铀/铀）。铀-238 不应考虑在内，因为其同位素含量和中子性质不如其他铀同位素相符；

(ii) 在 MOX 燃料制造过程的下一阶段控制临界的水分量（慢化程度）；

(iii) 二氧化铀密度的上限。

(b) 二氧化铀（接收）：

(i) 铀的同位素组成（铀-235 的量与铀总量之比：铀-235/铀）。当这一比率小于 1% 时，只要设施中不存在大量的氚、铍或石墨，就不考虑铀粉的临界危害；

(ii) 在 MOX 燃料制造过程的下一阶段控制临界的水分量（慢化程度）；

(iii) 二氧化铀密度的上限。

(c) MOX 粉末（接收或制备）：

(i) 二氧化铀与氧化物总量之比（二氧化铀/（二氧化铀 + 二氧化铀））；

(ii) 用于评定加工各阶段临界危害的水分量（慢化程度）和添加剂量（慢化程度）；

(iii) 二氧化铀—二氧化铀（MOX）密度的上限；

(iv) 如果认为有必要，存在非均匀分布的慢化剂。

(d) MOX 颗粒（除了以前的对照）：颗粒的直径范围；

(e) 燃料棒（除了以前的控制）：燃料棒的包壳厚度范围；

(f) 燃料组件（除了以前的控制）：燃料棒在组件内的分布。

5.44. 为了对 MOX 燃料制造设施进行临界分析，应规定以下输入数据：

(a) 铀和铀的同位素组成；

(b) 最终 MOX 粉末混合物的二氧化铀含量（二氧化铀/（二氧化铀+二氧化铀））值；

(c) 最终 MOX 粉末的最大密度；

- (d) 混合物中最终的慢化剂材料含量（即添加剂的粉末水分、氢和碳含量（成分））。

5.45. 几种在基准和形式上差异很大的方法可以用于进行临界安全分析，例如使用实验数据、参考文献或共识标准、手工计算和通过确定性或概率性计算机代码的计算。相关执行临界安全评定的更广泛建议，包括计算机代码核实的建议，见 SSG-27 (Rev.1) [4]第 4 部分。

5.46. 临界安全分析应包括以下内容：

- (a) 采用保守的方法，同时考虑到以下几点：
 - (i) 物理参数的不确定性、最佳慢化条件的物理可能性以及慢化剂不均匀分布的可能性；
 - (ii) 含易裂变材料系统的最佳几何构型；
 - (iii) 合理的运行事件及其组合，如果它们不能被证明是独立的；
 - (iv) 外部危害可能导致的运行状态。
- (b) 使用适当的经过核实和验证的计算机代码，这些代码与适当的核反应截面数据库一起进行核实，用于分析正常和可信的异常工况，同时考虑任何偏差及其不确定性（见 SSG-27 (Rev.1) [4]第 4.22—4.29 段）。

5.47. 当粉末经历压缩和几何构型的变化时，在最终 MOX 粉末混合物的造粒过程中应考虑临界安全。临界安全方法，包括生产这一阶段后的安全分析，类似于铀燃料制造设施中采取的方法，并增加了适用于 MOX 中钚的考虑因素，如 SSG-27 (Rev.1) [4]所述。

5.48. 以下是对 MOX 燃料制造设施进行临界分析的建议，以满足 SSR-4[1]第 6.144 段规定的安全要求：

- (a) 浓缩：在临界计算中，应避免使用“有效浓缩”⁴，除非所用数据的有效性能够以高置信度得到证明；
- (b) 质量：质量裕度应足以补偿可能的二氧化铀或 MOX 配料过多或二氧化铀配料不足；

⁴ 有效浓缩考虑到存在的元素和同位素的中子吸收特征，例如钐、铀-236、钚-238 或钚-240。

- (c) 几何构型：尺寸变化的可能性（如板坯膨胀料斗）在运行状态和事故工况下需要根据 SSR-4[1]第 6.144 (d) 段进行考虑；
- (d) 材料的浓度、密度和形式（在分析实验室和液体流出设备中）：分析应涵盖一系列范围 (i) 溶液中的钚和铀浓度；以及 (ii) 不同形式的 MOX 的粉末和芯块密度和慢化剂（如粉末、生坯和烧结芯块、棒），以确定可能出现的最易反应的条件；
- (e) 慢化：水、油和其他含氢物质如添加剂是常见的慢化剂，存在于 MOX 燃料制造设施中，或可能存在于事故工况下（如消防用水）。应特别考虑非同质慢化的情况；
- (f) 反射：应保留由不同假设产生的最保守的裕度，例如 (i) 处理单元周围水的假设厚度；以及 (ii) 考虑实际的中子反射效应，例如，由于处理单元内或周围存在人、有机材料、屏蔽材料或容器的混凝土或钢。应考虑可能存在的材料会导致中子倍增系数比全水反射系统增加更多的情况；
- (g) 中子相互作用：应考虑所有设施部件之间的中子相互作用。这包括含有二氧化铀或二氧化铀的移动设备的最小距离，以及确保含有二氧化铀或二氧化铀的设备之间最小距离的工程手段；
- (h) 中子吸收剂：可用于 MOX 燃料的中子吸收剂制造设施包括镉和硼，安全分析应包括它们作为中子吸收剂的作用，然而，忽略它们的影响会产生保守的结果。应避免使用移动式中子吸收器。吸收剂参数包括用于增加其吸收效率的吸收剂材料和氢化材料的厚度、密度和核素组成（如果适用）。

5.49. 对于以不连续方式处理易裂变材料的加工（即批处理），加工和相关设备的设计应确保只有在满足为下一个加工规定限值时才转移易裂变材料。

假想始发事件

5.50. 根据 SSR-4[1]第 6.60 段，需要确定 MOX 燃料制造设施的内部和外部危害清单中的假想始发事件，以便进行详细的进一步分析。

内部危害

火灾和爆炸

5.51. MOX 燃料制造设施中的火灾可能通过破坏隔离屏障而导致放射性物质扩散，或通过影响用于临界控制的系统或参数（如慢化控制系统或加工尺寸而导致临界事故设备）。应特别考虑所部署的灭火介质及其潜在的慢化效果。

5.52. MOX 燃料制造设施中特别遇到的火灾危害与易燃和可燃物质的存在相关，例如电缆和屏蔽，特别是当与烧结炉中的手套箱和氢气相关时。

火灾危害分析

5.53. 作为 MOX 燃料制造设施火灾危害分析的一个重要方面，应确定需要特别考虑的设施区域（参见 SSR-4[1]要求 22）。设施的火灾危害分析应特别考虑以下几点：

- (a) 加工和贮存易裂变材料的区域；
- (b) 手套箱，尤其是将核材料加工成粉末或生产粉末的手套箱；
- (c) 使用易燃液体和/或可燃液体、溶剂和树脂及反应性化学品，或机械处理金属锆（例如生产切屑或刨花）的车间和实验室；
- (d) 火灾负载高的区域，如废物贮存区；
- (e) 废物处理区；
- (f) 存放安全相关设备的房间，例如空气过滤系统和电气开关室，其老化问题可能导致放射性后果或被认为不可接受的临界后果；
- (g) 加工控制室和应急控制室；
- (h) 疏散路线。

5.54. 要求对 MOX 燃料制造设施进行火灾和爆炸分析，以满足要求 22 和 SSR-4[1]第 6.77—6.79 段中规定的要求。火灾危害分析应包括确定火灾原因、评定火灾的潜在后果，并在适当情况下估计火灾发生的频率或概率。火灾危害分析应用于评定燃料和起爆源的库存，并确定防火措施的适当性和充分性。火灾的计算机模式有时可以用来支持火灾危害分析。

5.55. 对火灾可能性的估计可用作决策或识别可能未被发现弱点的基准。即使估计的火灾可能性看起来很低，火灾也可能对安全产生重大影响，因此应采取某些防护措施，如划定小的火灾区域，以防止火灾或防止火势蔓延。

5.56. 对火灾危害的分析还应包括评审在设计阶段制定的预防、探测和缓解火灾的规定。

火灾的预防、探测和缓解

5.57. 预防是防火最重要的方面。设施的设计应通过纳入确保火灾不会发生的措施来限制火灾风险。应采取缓解措施，以便在尽管采取了预防措施但仍发生火灾的情况下，将火灾的后果降至最低。

5.58. 为了实现预防火灾和缓解火灾后果的双重目标，应采取一些一般性和特定措施，包括：

- (a) 最大限度地减少手套箱中的可燃物质，然而，可能有必要保持惰性气氛，并安装监控氧气水平的警报系统，以最大限度地减少发生大火的可能性；
- (b) 将贮存非放射性危害物质的区域与加工区域分开；
- (c) 最小化单一房间的火灾负载；
- (d) 根据功能标准和耐火等级选择材料，包括建筑材料、加工部件和手套箱部件以及贯穿材料；
- (e) 尽量将厂房和通风管道分隔开来，以防止火势蔓延。厂房应划分为防火区，结构设计应考虑各自的火灾负载。应采取措施防止或严重遏制火灾和烟雾产生煤烟并蔓延到火灾发生区域之外的可能性。火灾风险越高，厂房应该有越多的防火区；
- (f) 抑制或限制可能的点火源的数量，如明火或电火花。

5.59. SSR-4[1]第 6.79 段指出了消防系统的分析要求。应在可能发生火灾且火灾后果可能导致钚污染物扩散到第一静压屏障之外的区域安装使用适当灭火剂的自动或手动灭火设备。在可能存在铀、钚和/或 MOX 的区域，应避免安装带有喷水设备的自动消防设备，并考虑到潜在的临界。如果手套箱发生火灾，可以使用除二氧化碳以外的灭火气体。在临界安全评定中应考虑二氧化碳的可能用途。

5.60. 应安装探测和/或消防系统，使其与内部火灾和爆炸的风险相称。这一系统的建立应符合国家的要求。

5.61. 通风系统的设计应特别考虑防火。动态安全壳系统包括通风管道和过滤设备，除非设计合适，否则它们可能构成消防系统的弱点。通风系统中应安装防火阀。如有必要，应使用火花捕集器来保护过滤器。应规定通风系统所需的运行性能，以符合消防要求。

5.62. 跨越火区边界的管线（如电线、煤气和加工管线）的设计应确保火势不会蔓延。

爆炸

5.63. 在 MOX 燃料制造设施中，烧结炉中氢气的使用是爆炸的潜在原因。氢气在进入烧结炉之前应用惰性气体（如氩气）稀释，以减少氢气爆炸的可能性。当预混气体中的氢气浓度超过规定限值时，应自动停止预混气体的供应。预混气体中氢气浓度的测量应进行质量控制。在运行过程中，应长期监控预混气体的成分。

5.64. 此外，应在有氢气气氛的房间和设施的其他区域之间提供有效的气闸。检测氢气泄漏的系统应安装在有氢气气氛的房间里。

5.65. 应监控充满惰性气体的手套箱内的氧气浓度，这种浓度存在爆炸风险。

水淹

5.66. MOX 燃料制造设施中的水淹可能导致放射性物质的扩散和慢化条件的改变。

5.67. 在正常运行工况下，手套箱不应连接到供水系统。

5.68. 在存在盛水容器和/或管道的设施中，临界分析应考虑所考虑的房间内可能容纳的最大可信水量的存在，以及任何相连房间内的最大可信水量。这些房间或场所应明确标识并应通知工作人员。

5.69. 可能发生水淹房间的墙壁（和地板，如有必要）应能够承受水负载，与安全相关的设备不应受到水淹的影响。

泄漏和溢出

5.70. MOX 燃料制造设施中存在的液体量是有限的。水是用来冷却烧结炉的。应考虑冷却系统泄漏导致水的进入可能造成蒸汽爆炸。

5.71. 在设施内运输和/或贮存过程中，罐、桶和废物货包可能会在手套箱外溢出。应为放射性物质的移动提供适当的机械保护和适当的密封。

5.72. 如果从临界安全的角度来看，溢出量可能很大，则应考虑安装设计特点，以防止水或慢化剂侵入（例如，冷凝湿气中的水通过通风系统进入）。在这些区域，还应考虑安装湿度探测器和排水系统。

5.73. 地板和墙壁表面的选择应便于清洁。这也将有助于最大限度地减少退役产生的废物。

服务丧失

5.74. 以满足要求 49 和 50 以及 SSR-4[1]第 6.89 段规定的要求。MOX 燃料制造设施中的电力供应和其他支持系统应具有高度完整性。在丧失正常电源的情况下，根据设施的状况，应向安全重要某些结构、系统和部件提供应急电源，包括：

- (a) 临界事故检测和警报系统；
- (b) 用于封闭放射性物质的通风风扇和手套箱监控系统；
- (c) 包括爆炸性气体在内的有害物质泄漏的探测和警报系统；
- (d) 散热系统；
- (e) 应急控制系统；
- (f) 火灾探测和消防系统；
- (g) 辐射防护监控系统；
- (h) 加工设施内的照明。

应考虑在紧急情况下使用移动电源。

5.75. 仪器仪表和控制用气体、加工设备和通风系统冷却水、加热水、呼吸空气和压缩空气等物项的丧失也可能对安全产生影响。在 MOX 燃料制造设施的设计中为确保安全而应采取的适当措施的示例包括：

- (a) 气体驱动安全阀和风门的气体供应丧失。根据安全分析，应使用设计为无法到达安全位置的阀门；
- (b) 冷却水丧失。设计中应提供足够的备用容量或冗余电源；
- (c) 呼吸空气丧失。应提供足够的备用能力或冗余供应，以便在有空气传播放射性物质的区域继续开展工作。

5.76. MOX 材料由于钚-238 的存在而产生热量，MOX 燃料制造设施中的储藏室、贮存手套箱和较大的生产单元可能具有较大的热负载。过热可能会影响安全功能。

5.77. 通风系统旨在提供冷却并将温度保持在规定值以下。在 MOX 燃料制造设施中，如果通风系统发生故障，在密封设备被破坏之前的时间间隔应足以修复故障或采取替代措施。安全重要所有结构、系统和部件的设计应使其能够承受在此期间产生的热负载。

加工介质的丧失或过量

5.78. 加工介质如加工气体供应（如氢气、氦气、氮气、氩气）和添加剂的丧失，或这些介质的任何过量都可能安全产生影响。一些示例如下：

- (a) 在临界安全分析中，应考虑粉末制备过程中添加剂的过量；
- (b) 由于手套箱中的过压（例如含有氮气、氩气或氦气），设施工作区域中的空气污染水平和/或有害物质浓度增加；
- (c) 由于加工气体过量导致丧失有利的几何构型或丧失慢化控制，从而降低临界安全；
- (d) 大量氮气、氩气或氦气的排放可能会导致设施工作区域呼吸空气中的氧气浓度降低；
- (e) 出于防火的原因，惰性气体可用于某些手套箱的空气中。因此，气体供应的故障将消除一个保护屏障。应通过提供合适的备用供应或确保供应的多样性来考虑气体供应的完整性。

装卸错误

5.79. 装卸系统（如起重机）的设计应减少重物坠落的频率。应尽量减少可能的重物坠落的后果，例如通过对容器跌落的鉴定、地板的设计和/或提供安全的行进路径。

5.80. 处理放射性物质过程中的机械故障或人为错误可能导致临界控制、密封或屏蔽的退化。搬运货物过程中的机械故障或人为错误非放射性物质也可能导致 MOX 燃料制造设施的安全功能退化。

设施故障和设备故障

5.81. 安装在手套箱中的商业级设备（如机械防护设备）的工业安全措施应适应核环境。

5.82. 设计应最大限度地减少移动设备（如车辆和起重机）对危害和/或放射性物质容器造成的机械冲击。

5.83. 核材料加工过程中的机械故障可能导致设备损坏（如压碎、弯曲或破损），从而可能导致临界控制、密封或屏障的退化。设计应确保最大限度地减少起重机在含有大量危害和/或放射性物质的容器和管道上方移动重物。对于复杂或重要的系统（如为避免折断棒的危害而设计的棒搬运系统），应实施系统的故障分析方法。

5.84. 在设计危害和/或放射性物质安全壳系统时，应考虑因疲劳或化学腐蚀或缺乏机械强度而导致的故障。

5.85. 对于包含危害物质的设备（如熔炉），应在设计阶段制定有效的维护、定期试验和视察计划（另见第 5.164 段和第 5.165 段）。

辐解

5.86. 钚对有机或氢化物质的辐照，或由此产生的分子分解，可能导致气体的产生（特别是氢气的排放）或安全壳系统的退化。在安全分析中，应考虑到以下方面的辐解可能性：

(a) 实验室使用的液体流出物和有机溶剂；

- (b) 受污染的油和易燃废物；
- (c) 含有氢化添加剂的加工废料；
- (d) 装有二氧化铀或 MOX 的容器或塑料袋。

5.87. 应考虑由密封系统中产生氦气的 α 衰变引起的加压和由于辐解热产生水蒸发的可能性。

外部危害

5.88. MOX 燃料制造设施的设计应符合外部危害的性质和严重性，无论是自然的还是人为的，并根据 SSR-1[15]规定进行识别和评定。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 (Rev.1) 号《核装置场址评价中地震危害》[19]提供了关于外部危害的详细建议，即第 SSG-18 号《核装置场址评价中气象和水文危害》[20]，第 SSG-21 号《核装置场址评价中火山灾害》[21]和第 SSG-68 号《核装置设计中非地震外部事件》[22]。关于 MOX 燃料制造设施的特定外部危害的建议见第 5.89—5.104 段。

地震

5.89. 为确保 MOX 燃料制造设施的设计提供所需的坚固程度，应对 MOX 燃料制造设施的设计进行详细的地震评定（见 SSR-1[15]和 SSG-9 (Rev.1) [19]），包括以下地震诱发事件：

- (a) 冷却丧失；
- (b) 支持服务丧失，包括公用设施；
- (c) 密封功能丧失（静态和动态）；
- (d) 地震后，确保设施恢复到安全状态和保持设施处于安全状态的安全功能丧失，包括结构功能和防止其他危害（如火灾、爆炸、重物坠落、洪水）的功能；
- (e) 由于以下原因导致的临界安全控制（如几何构型、慢化、吸收和反射）的丧失：
 - (i) 变形（几何构型控制）；
 - (ii) 位移（几何构型控制、固定中子吸收器、中子相互作用）；
 - (iii) 材料丧失（几何控制、可溶性中子吸收剂）；

(iv) 慢化材料的进入（慢化控制）。

5.90. MOX 燃料制造设施应针对设计基准地震进行设计，以确保地震不会损害控制室的功能。在超设计基准的地震发生后，辅助控制室或应急控制板应可供工作人员进入和运行。保持 MOX 燃料制造设施处于安全和稳定状态所需的设备和监控设施和环境所需的设备应进行试验（尽可能可行），并使用适当的保守方法进行鉴定，包括使用地震模拟平台。

5.91. 根据场址评价中评定的 MOX 燃料制造设施的场址特征和位置（见第 4 部分），地震引发的海啸和其他极端洪水事件的影响应在设施设计中考虑。

外部火灾和爆炸以及外部有毒危害

5.92. 外部火灾和爆炸的危害可能来自 MOX 燃料制造设施附近的各种来源，如石化设施，森林，用于运输天然气或石油等易燃物质的管道和公路、铁路或海上路线，和火山灾害。

5.93. 为了证明与此类外部危害相关的风险低于可接受的水平，营运组织应首先识别所有潜在危害来源，然后估计影响设施的相关事件序列。应评定任何损害的放射性或相关化学后果，并应核实这些后果是否符合验收标准。应评定毒性危害，以核实特定气体浓度是否符合验收标准。应确保外部有毒危害不会对设施的控制产生不利影响。营运组织应对设施附近的潜在危害设施和有害物质运输运行进行调查。在发生爆炸的情况下，应评定是否符合超压标准的风险。

5.94. 为了评定易燃液体、有毒溢出物、火山灰、重物坠落（如烟囪）、空气冲击波和爆炸产生飞射物的可能影响，应评定它们与设施的可能距离，从而评定它们造成实物损坏的可能性。

极端气象现象

5.95. 应通过适当的设计规定，保护 MOX 燃料制造设施免受场址评价（见第 4 部分）确定的极端气象条件的影响。这些措施一般应包括以下内容：

- (a) 安全重要结构承受极端天气负载的能力，特别是对设计用于提供密封的设施结构部分的评定；
- (b) 在极端温度和其他极端条件下保持冷却系统可用性的能力；
- (c) 防止设施被淹，包括在极端降雨的情况下从屋顶排水的适当手段；

- (d) 根据运行限值和条件安全关闭设施，必要时保持设施处于安全和稳定的关闭状态；
- (e) 极端气象条件导致的事件。

龙卷风

5.96. 保护设施免受龙卷风袭击的措施将取决于设施所在地区的气象条件。厂房和通风系统的设计应符合与龙卷风危害相关的特定国家法规。如果没有特定国家法规，设计应遵循国际良好实践。

5.97. 大风能够提升和推动像汽车或电线棒一样大的物体。在设施的设计阶段，应考虑到此类旋风飞射物撞击的可能性，既考虑到初始撞击，也考虑到与混凝土墙碰撞和剥落或其他类型的动量转移可能产生的次级碎片的影响。

极端温度

5.98. 在设计支持系统设备时，应考虑极低或极高温度的潜在持续时间，以防止不可接受的影响，如冷却回路冻结，或防止对通风和冷却系统的不利影响。

5.99. 如果厂房或隔间中规定了湿度或温度的安全限值，空调系统应设计为高效运行，包括在极端炎热或潮湿的天气条件下。还应考虑设施内部冷凝的影响。厂房的结构部件（作为静态安全壳）也应针对极端温度和湿度及其相关的热应力效应（如混凝土收缩）进行设计。

降雪和冰暴

5.100. 在设施的设计和安全分析中，应考虑降雪和冰暴的发生及其影响。雪和冰通常被认为是厂房屋顶的额外负载。此外，冰雪可能会影响厂房外的通风系统和电气设备。如果相关，应考虑雪的中子反射效应和/或散布慢化效应。

洪水

5.101. 对于任何洪水事件，如极端降雨（对于内陆场址）或风暴潮（对于沿海场址），应关注潜在的泄漏路径（隔离屏障破裂），这些路径可能会泄漏到安全重要活动单元和结构、系统和部件中，因为这些单元和结构、系统和部件容易受到损坏。装有易裂变材料设备的设计应防止发生洪水时发生任何临界事故。手套箱的设计应能抵抗洪水的动态影响（即保持完好无损和静止），所有手套箱

的贯穿应高于任何潜在的洪水水位。电气系统、仪器仪表和控制系统、应急电源系统（如电池、发电系统）和控制室应通过设计加以保护。

5.102. 对于极端降雨，应关注厂房的稳定性（如流体静力和动力效应）、水位以及相关的泥石流可能性。应考虑历史上记录的最高洪水水位，并将设施选址在该洪水水位之上，在足够的高度和足够的裕度，以考虑不确定性（如假设的全球变暖影响），以避免洪水造成的重大损害。

飞机意外坠毁

5.103. 根据场址评价中确定的风险（见第 4 部分），MOX 燃料制造设施的设计应能承受设计基准的影响。

5.104. 为了评定撞击的后果或设计是否足以抵抗飞机撞击，只应考虑现实的坠毁假想方案，这可能需要了解诸如可能的撞击角度、飞机速度或由于航空燃料负载而发生火灾和爆炸的可能性等因素。一般来说，飞机坠毁后不能排除起火的可能性。因此，应制定防火以及应急准备和响应的特定要求。

仪器仪表和控制

5.105. 应提供仪器仪表以监控相关参数（如外部照射的辐射剂量、运行区域的空气质量、厂房压力）、系统（如通风系统）和设施的一般状况（如温度、污染）在其各自范围内的情况 (a) 正常运行；(b) 预计运行事件；和 (c) 事故工况，以确保能够获得关于运行和设施状况的充分信息，并能够根据运行程序采取适当行动。

5.106. 应提供仪器仪表，用于测量可能影响过程安全的所有主要参数（如压力、温度、流速）。此外，还应提供仪器仪表，用于监控设施的一般条件（如临界安全相关参数、放射性水平、人员外部和内部照射的个人剂量测定、流出物的排放、通风条件），以及获取设施可靠和安全运行所需的任何其他信息（如在场人员、环境条件）。

5.107. 非能动和能动工程控制比行政控制更可靠，应优先用于运行状态和事故工况下的控制。自动系统应设计成将加工参数保持在运行限值和条件内，或使加工达到预定的安全状态，对于 MOX 燃料制造设施，该状态通常是关闭状态。

5.108. 应向运行人员提供适当的信息，以监控自动动作的效果。仪器仪表的布局和信息呈现方式应使运行人员对设施的状态和性能有一个充分的了解。安装的设备应以有效的方式提供偏离正常工况并可能影响安全的运行状态的视觉指示，并酌情提供音频指示。应规定安全重要参数值的自动测量和记录，并且在适用的情况下，应使用手动定期试验来补充条件的自动连续试验。

控制室和控制板

5.109. 应提供控制室和人机界面面板，以集中信息的可用性和对行动的监控。应考虑职业照射、人员安全和应急响应，评定不同区域控制室和面板的需求和位置。在适用的情况下，设置专用控制室以允许对运行进行远程监控可能是有用的，从而减少人员的照射和风险。应特别考虑识别控制室内部和外部可能对运行人员和控制室运行构成直接威胁的事件。在控制室的设计以及控制室显示器和系统的设计中，应考虑人体工程学因素。

安全相关仪器仪表和控制系统

5.110. MOX 燃料制造设施的安全相关仪器仪表和控制系统应包括以下系统：

- (a) 临界控制、临界检测和警报：
 - (i) 根据临界控制方法的不同，控制参数通常包括质量、密度、水分含量、同位素组成、裂变含量、添加剂的慢化和反射以及物项之间的间距；
 - (ii) 辐射探测器（ γ 和/或中子探测器）配有音频警报，必要时还配有视觉警报，用于启动从受影响地区的立即疏散，应覆盖存在大量易裂变材料的所有区域（见 SSR-4[1]第 6.173 段）。
- (b) 火灾探测和灭火：
 - (i) 所有有火灾负载或大量裂变和/或有毒化学物质的房间都应配备火灾警报器；
 - (ii) 气体探测器应用于气体泄漏（如氢气）可能产生爆炸性环境的区域。
- (c) 加工控制：
 - (i) 与安全相关的控制系统是确认烧结炉气体供应中氢气正确浓度的手段；

- (ii) 应标明温度、压力、流速、化学品和/或放射性物质的浓度以及储罐液位。
- (d) 通风监控：
- (i) 需要对通风进行监控和控制，以确保 MOX 燃料制造设施所有区域的气流流向正确的方向（即流向污染更严重的区域）。在工作区域，应控制温度和湿度水平以及污染物水平，以确保人员的舒适和良好的卫生水平。在某些情况下，应使用局部通风（例如，在装有备用蓄电池的房间内）；
- (ii) 通风监控和控制尤其应用于烧结炉和芯块研磨设备所在的区域。
- (e) 职业辐射照射的控制：
- (i) 外部照射。应使用带有实时显示和/或警报的直读剂量计来监控工作人员的辐射剂量，特别是在 X 射线设备和放射源等视察设备所在的区域。应使用便携式设备和已安装的设备来监控全身和手部照射于 γ 射线和中子辐射的情况。
- (ii) 内部照射。鉴于空气中铀的特殊危害，应考虑下列规定：
- 探测铀的连续空气监控器应安装在尽可能靠近工作区的地方，以确保及早探测到铀的任何扩散；
 - 应在人员的呼吸区安装连续空气取样设备，以回顾性评定内部照射的剂量；
 - 检测 α 表面污染的设备应安装在靠近工作区的地方，也应安装在靠近工作区所在房间出口的地方；
 - 应在适当的地方安装用于检测和评定眼睛晶状体剂量的设备（眼睛晶状体剂量的评定也可以通过计算方法进行）。
- (f) 气态和液态流出物的控制：
- (i) 采用干法制造加工的 MOX 燃料制造设施具有少量的液体排放，通常可以通过取样和分析以及测量排放量来监控，以达到控制目的。应为连续放电提供实时测量。应对来自实验室的流出物做出特殊安排，这可能因场址而异；
- (ii) 应进行实时测量，以确认过滤系统是否有效工作；
- (iii) 应确保异常排放的检测和警报系统。

- (g) 控制核材料的转移；
- (h) 表面污染和空气中放射性物质的检测和警报系统。
- (i) 手套箱控制：
 - (i) 手套箱应配备确保负压的仪器仪表和控制系统。
 - (ii) 对于装有惰性气体手套箱，应监控泄漏气体浓度以确保安全，并在必要时核实产品质量，还应监控温度水平。

人因考虑

5.111. SSR-4[1]要求 27 中确立了与人因工程相关的要求。

5.112. 在设计阶段应考虑运行、视察、定期试验和维护中的人因。MOX 燃料制造设施应考虑的人因应包括：

- (a) 运行人员在所有设施状态下的干预便利性；
- (b) 不适当或未经授权的人的行为对安全的可能影响（考虑到对人为错误的容忍度）；
- (c) 职业照射的可能性。

5.113. 考虑人因的设施设计是一个专业领域。专家和有经验的运行人员应该从设计的初始阶段就参与进来。应考虑领域包括：

- (a) 根据人体工程学原则设计工作条件：
 - (i) 运行人员—加工界面，例如显示所有必要信息且没有多余信息的电子控制面板；
 - (ii) 工作环境，例如确保良好的接触和设备周围足够的空间，并对表面进行适当的处理，以便于清洁。
- (b) 设备位置的选择和清晰的标签，以便于维护、试验、清洁和更换；
- (c) 为需要可靠和快速保护的事故序列提供故障安全设备和自动控制系统；
- (d) 良好的任务设计和易于实施的运行程序，特别是在维护工作期间，当自动控制系统可能被禁用时；
- (e) 最大限度地减少使用额外的个人辐射防护手段的需要；

- (f) 运行人员应看到手套箱中的临界质量限值、易裂变材料的实际质量和监控阈值。在计算机出现故障的情况下，应考虑这些信息的可用性；
- (g) 与人因相关的运行经验反馈。

5.114. 在手套箱的设计和操作中，应考虑以下特定因素：

- (a) 在手套箱内设备的设计中，可能导致人员受伤的传统工业危害可能性，包括手套切口和/或操作人员皮肤伤口的内部辐射照射，和/或可能的密封失效；
- (b) 易于实际接触手套箱，手套箱所在区域有足够的空间和良好的能见度；
- (c) 设备、配件和相关工具上的锋利棱角可能会损坏手套；
- (d) 对操作人员进行正常和异常工况下应遵循的程序培训。

安全分析

5.115. GSR Part 4 (Rev.1) [13]要求 14 规定：“**设施或活动在所有运行状态下的性能，以及必要时在运行后阶段的性能，应在安全分析中进行评定。**”MOX 燃料制造设施的安全分析应包括对整个设施和所有活动各种危害的分析。

5.116. 确定的假想始发事件序列应考虑所有内部和外部危害以及由此产生的事件假想方案。在进行安全分析时，应考虑到所有安全重要结构、系统和部件，这些结构、系统和部件可能会受到已识别假想始发事件的影响。

5.117. 对于 MOX 燃料制造设施，安全分析应随着设计的发展而反复进行，目标是实现以下目标：

- (a) 运行状态期间对人员和公众的剂量在这些状态的可接受和运行限值内，并符合防护和安全的最优化（见 GSR Part 3[17]要求 11 和 12）；
- (b) 设计基准事故（或同等事故）对公众的放射性和化学后果在事故工况规定的限值内，并符合防护和安全的最优化（见 GSR Part 3[17]）；
- (c) 制定适当的运行限值和条件。

运行状态的安全分析

5.118. 在正常运行和预计运行事件期间，对内部和外部职业照射和公共照射进行设施特定的、现实的、全面的和可靠的（即保守的）评定，应基于以下内容：

- (a) 职业照射的估计剂量的计算应基于照射最多工作场所的条件，应使用最长的年度工作时间，并应考虑维护活动；
- (b) 包络源项的计算应基于：(i) 铀的参考同位素组成及其痕量伴生元素超铀元素和裂变产物；以及 (ii) 这些放射性物质的最高比活度。根据调试期间收集的剂量率数据，必要时，运行限值和条件可包括特定工作场所的最大年度工作时间。
- (c) 对公众的估计剂量的计算应以放射性物质向空气和水中的最大估计排放量、向地面的最大沉积量和直接照射量为基准。在设计的初始阶段，应使用保守的模式和参数来计算对公众的估计剂量，并考虑酌情进一步完善；
- (d) 源项的计算应使用每件设备、各手套箱和贮存区的放射性物质许可证清单；
- (e) 正常运行期间屏蔽效率的计算应基于关于屏蔽性能的保守假设；
- (f) 应使用各工作场所运行和预计维护工作的最大累积年工作时间来计算职业照射的估计剂量。

5.119. 在安全分析中也可以使用足够裕度的最佳估计方法。

5.120. 设备设计，例如手套箱中设备的布局，屏蔽的位置应根据加工和机械设计之间的充分互动和反馈、安全评定以及来自类似设施和/或加工上游设施（如乏燃料后处理或铀抛光设施）的运行经验来确定。在设计中应特别考虑清洁运行（如清除手套箱中的大量灰尘）。

5.121. 一旦铀被引入 MOX 燃料制造设施，计算的剂量就应与实际剂量率进行比较。如果认为有必要，特定工作场所的最大允许年度工作时间可包括在运行限值和条件中。

事故工况的安全分析

事故工况安全分析的方法和假设

5.122. 与事故分析相关的验收标准应根据 GSR Part 4 (Rev.1) [13]要求 16 以及国家法规和相关标准进行定义。

5.123. 对于 MOX 燃料制造设施,设计基准事故的后果可能会对场内和事故场址附近的个人造成后果。其后果取决于各种因素,如放射性物质的排放量和排放率、排放源与受辐射或影响的个人之间的距离、材料运送到个人的途径以及照射时间。

5.124. 为了估计事故的场内和场外后果,应在事故分析中模拟可能导致放射性物质向环境排放或屏蔽丧失的整个物理过程,并确定最坏的可信后果。

5.125. 应根据 GSR Part 4 (Rev.1) [13]规定的要求及其支持性安全导则的相关部分评定事故后果。

设计扩展工况分析

5.126. 安全分析应确定设计扩展工况,并根据 SSR-4[1]要求 21 分析其进展和后果。目标是确定和分析 MOX 燃料制造设施设计中需要处理的其他事故假想方案。SSR-4[1]第 6.74 段指出:

“新设施的设计应使出现可能导致放射性物质过早排放或大量排放的情况的可能性实际消除。设计应使在设计扩展工况下,在时间和应用范围方面受到限制的场外防护行动足以保护公众,并应有足够的时间采取此类行动。”

5.127. 设计扩展工况包括比设计基准事故更严重的事件,这些事件可能源于极端事件或事件组合,可能安全重要结构、系统和部件造成损坏,或可能挑战主要安全功能的实现。要求使用 SSR-4[1]附录中提供的假想始发事件,包括始发事件以及具有其他故障事件的组合。还应分析具有更严重后果的事故以及可能导致放射性或化学物质排放事件的进展,以支持应急准备和响应,并协助制定应急计划以缓解事故的后果。

5.128. 在设计扩展工况分析期间确定的附加安全特点或安全系统能力的提高,应在可行的情况下在设施中实施。

5.129. 对于设计扩展工况的分析,可以应用具有实际边界条件的最佳估计方法。根据 SSR-4[1]第 6.74 段,该分析的验收标准应由营运组织界定,并应由国家监管机构评审。

5.130. 适用于 MOX 燃料制造设施的设计扩展工况的示例见参考文献[23]。

5.131. 对设计扩展工况的分析还应证明，MOX 燃料制造设施可以进入一种状态可以，在这种状态下长期保持密封功能和次临界（另见 SSG-27 (Rev.1) [4]）。

评定可能的放射性或相关化学后果

5.132. 在安全分析中评定可能的放射性或化学后果的主要步骤应包括：

- (a) 分析现场的实际工况（如现场的气象、地质和水文地质条件）和未来的预期工况，包括可能产生不利影响的内部和外部始发事件；
- (b) 设施设计信息和设施配置的规范，以及相应的运行程序和运行管理控制；
- (c) 确定可能受到设施运行产生的辐射风险和/或相关化学风险影响的个人和人群（设施人员和公众）；
- (d) 根据合理的假想方案，确定和分析设施的工况，包括可能导致具有潜在不利影响的物质或能量释放的内部和外部始发事件、释放时间框架和照射时间；
- (e) 量化安全评定中确定的人员和人群的后果；
- (f) 安全重要结构、系统和部件的识别和规范，可用于降低事故的可能性和/或缓解事故后果。在安全评定中被认可的这些结构、系统和部件应该有资格在事故工况下执行其功能；
- (g) 源项的表征（如材料、质量、排放速率、温度）；
- (h) 识别和分析排放的物质在环境中扩散的途径；
- (i) 安全与核安保之间接口的考虑。

5.133. 对现场条件和未来预期条件的分析包括评审现场可能影响设施运行或可能在运输物质或转移设施可能释放的能量方面发挥作用的天气、地质和水文条件。

5.134. 物质的环境转移应使用经鉴定计算机代码或使用从经鉴定代码中获得的数据进行计算，同时考虑到导致公众照射最多的现场天气和水文条件。

5.135. 识别可能受到事故影响的人员和公众成员（即代表人）需要评审设施的描述和人口统计信息。

5.136. 在评定设计扩展工况的后果时,可以使用与设计基准分析中所做的假设相比较保守的假设(例如现场的盛行风向)。

5.137. 设计扩展工况中考虑条件的大小和严重性以及用于设计扩展工况后果可接受性的验收标准应得到国家监管机构的批准。

5.138. 关于评定对公众潜在放射性影响的进一步建议见 GSG-10[18]。参考文献[24]提供了评定 MOX 燃料制造设施中使用化学品的急性和慢性毒性作用的实用导则。

应急准备和响应

5.139. 在设施投入使用之前,应根据原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[25]要求 4 进行全面的危害评定。危害评定的结果应提供一个基础,以确定与设施和现场区域相关的应急准备类别,并酌情确定在发生核或辐射紧急情况时可能需要采取防护行动和其他应对行动的场外区域。原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-2.1 号《核或辐射应急准备的安排》[26]提供了进一步的建议。

5.140. 设施的营运组织必须建立考虑到设施潜在危害的应急安排(见 SSR-4[1]要求 72)。应急计划和程序以及必要的设备和规定应根据设计扩展工况和超设计基准事故(或同等情况)的选定假想方案来确定。可能需要启动场外应急响应的条件应包括临界事故、大范围火灾和地震。

放射性废物管理

5.141. 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号《放射性废物的处置前管理》[27]确立了废物和流出物管理的防护和安全最优化以及制定废物策略的一般要求,原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-3 号《放射性废物处置前管理的安全论证文件和安全评定》[28]提供了建议,第 GSG-1 号《放射性废物的分类》[29],第 SSG-41 号《核燃料循环设施放射性废物的处置前管理》[30]和第 GSG 16 号[11]第 5.142—5.143 段提供了与 MOX 燃料制造设施特别相关或特定方面的建议。

5.142. 根据 SSR-4[1]要求 24, 必须通过适当的设计措施, 将放射性废物的产生在活动和体积方面保持在合理可行尽量低限度。在 MOX 燃料制造设施中, 应尽可能采用核材料回收和化学品再利用, 以最大限度地减少固态和液态形式废物的产生。MOX 燃料制造设施中遇到的主要废物类型是被钚污染的材料(来自氧化钚或 MOX)。MOX 燃料制造设施的设计应考虑以下方面:

(a) 废物产生:

- (i) 设施的设计应尽量减少从进口到手套箱中的材料数量, 以尽量减少放射性废物的产生;
- (ii) 应为要产生的所有废物流确定适当的管理备选方案(酌情包括处置路线), 设施的设计应便于废物管理;
- (iii) 有可能在加工的某些阶段对具有不同性质(包括不同放射性水平)的废物进行隔离, 并应予以考虑, 以便通过优化的路线进行处置(例如, 移除未受污染的外包装, 与受钚污染的内包装分开处置)。

(b) 废物移除:

- (i) 废物应首先装在手套箱中, 然后使用装袋口从手套箱中取出, 在装袋口中, 袋子连接到手套箱, 放入废物, 然后在密封后取出, 以保持密封。端口的大小应能够容纳预期的废物, 其中可能包括已更换的设备;
- (ii) 手套箱和通风系统中的过滤器应使用适当的放射性废物容器包装;
- (iii) 第一级气溶胶过滤器应回收利用, 以恢复生产核材料。

(c) 废物收集:

- (i) 为了评定和管理受钚污染的废物, 应规定设立一个中央废物管理区。在这一中央区域, 应监控废物的钚含量, 并可对其进行处理并放入容器中进行临时贮存;
- (ii) 废物收集和运输的设计特点应能减少废物货包跌落的可能性;
- (iii) 在将废物货包运至中央废物管理区之前, 应对废物货包中的易裂变材料质量进行指示性测量或经鉴定的估计, 以确保临界安全;
- (iv) 应为容器中废物的收集和运输提供设计特点, 以提供额外的密封水平;
- (v) 当收集多袋废物时, 应考虑人员的临界控制和辐射照射。

(d) 废物的临时贮存：在 MOX 燃料制造设施之外的后续处理可能包括在废物长期贮存之前对其进行整备、压实和清洗。

5.143. 应在所有废物流的废物管理过程中实施适当的质量控制。GSG-16[11]提供了关于放射性废物管理系统的建议。

气态和液态流出物的管理

5.144. MOX 燃料制造设施的设计应避免排放的需要。如果排放无法避免，营运组织应确保在正常运行中能够达到排放限值，并防止意外排放到环境中。

5.145. 应视需要对排放到环境中的液态流出物进行监控、处理和管理，以减少放射性物质和危害化学品的排放。

5.146. 必要时，应安装设备以显示处理系统的潜在故障，如差压表以识别故障过滤器。如果安全分析或相关授权要求，应通过连续取样液体或气体中的活度，并连续测量排放流速来提供排放监控。

5.147. 使用干法加工的 MOX 燃料制造设施会产生粉尘。MOX 燃料制造设施的气态废水排放应通过过滤来减少，过滤通常由多个串联的 HEPA 过滤器组成。

其他设计注意事项

客户对燃料特性的规范

5.148. 在设计 MOX 燃料制造设施和设备的早期阶段，应考虑到对 MOX 燃料制造设施的设计和运行安全有影响的燃料特性的客户规范（如临界、屏蔽、热效应），特别是作为输入的钚含量和预期或保守边界同位素矢量的规范，以及作为输出的 MOX 燃料组件的规范。

手套箱

5.149. 手套箱的设计应便于使用干燥的清洁方法（如用真空吸尘器）。

辐射防护和屏蔽

5.150. 氧化铀和 MOX 可产生显著的剂量率, 这取决于所加工材料的同位素组成。燃耗较高的氧化铀产生的 MOX 可产生显著的中子剂量率, 而镅-241 (铀-241 的衰变产物) 的存在可产生 γ 辐射。后处理产生的氧化铀也可能含有残留裂变产物和铀-232 及其衰变产物, 产生 β 和 γ 辐射。

5.151. 由于加工过程中铀粉末的不必要积聚可能导致执行维护人员的高剂量率, 加工线的设计应允许定期视察和清洁系统, 以降低环境剂量率。

5.152. 由于 MOX 燃料制造设施中人员占用的区域可能存在很大的剂量率, 因此在设计阶段应考虑到中子和 γ 屏蔽的需要。

5.153. 可在手套箱表面有效屏蔽镅-241 的 60 千电子伏特 γ 辐射和中子辐射, 但这可以限制能见度, 从而导致人员在手套箱的占用时间增加。因此, 应根据正常运行和维护期间职业照射的估计总剂量来选择屏蔽类型。

MOX 和氧化铀的中间贮存

5.154. 氧化铀可能贮存在 MOX 燃料制造设施中等待加工。MOX 可以在加工的中间阶段以粉末、芯块、棒或组件的形式贮存。必要的贮存容量应由加工缓冲区数量决定。

模块化

5.155. 为了促进 MOX 工厂的建造和调试以满足 SSR-4[1]要求 29, 应考虑结构、系统和部件的模块化。模块化使结构、系统和部件的制造商能够在更好的空间条件下使用特定的工具和设备在工厂现场外预组装生产线的部件, 并对结构、系统和部件进行初始试验。这有助于现场安装, 并减少结构、系统和部件在运输到工厂现场之前的制造缺陷。

5.156. 设计应考虑使用有限数量的模块类型, 以及为不同目的组合模块, 以降低结构、系统和部件的复杂性, 从而降低维护活动的频率并减少工作人员的剂量 (参见 SSR-4[1]要求 36)。

维护政策

5.157. 维护政策应涵盖以下方面：

- (a) 考虑是否应该通过远程操作或使用手套手动进行维护。这可能因过程中的不同阶段而异；
- (b) 临界安全条件，如限制引入液体、溶剂、塑料和其他慢化剂；
- (c) 更换设备时防止污染（例如，电机和驱动器可能位于手套箱外部）；
- (d) 灰尘的限制和清除。除非定期清洁，否则手套箱可能会积满灰尘。多尘的环境可能会降低能见度，并可能增加全身照射和职业性手照射（当手戴着多尘的手套时）；
- (e) 屏蔽材料的丧失。手套箱上的屏蔽通常用于正常的加工运行，可能需要拆除以便进行维护。理想情况下，应该可以在移除屏蔽之前移除源；
- (f) 在可能的情况下，设计应避免锋利的边缘和手套箱中锋利设备的需要，以最大限度地减少造成可能被污染伤口的可能性。

放射性物质和有害物质现场转移的设计规定

5.158. 要求 28 和 SSR-4[1]第 6.111 段和第 6.112 段指出了对放射性物质和其他有害物质转移的控制要求。

5.159. 设施和生产加工的设计应考虑到放射性物质在不同安全相关区域（如污染和临界控制区）的现场转移次数。

5.160. 对于装有放射性物质的进口容器，在设计阶段应考虑检查完整性的充分技术规定。

5.161. 在安全分析中应考虑现场用于转移放射性物质的所有容器。

5.162. 对于容器的错误识别可能造成危害的情况，应使用易于识别内容物的规定（例如，使用独特的颜色、形状和/或阀门）。

5.163. 对于被归类为安全重要物项的容器，应制定视察和维护的技术规定。所有容器都应由计算机系统控制（例如，监控容器的实际状态、位置和技术状况）。

5.164. 装卸安排的分析应包括以下内容：

- (a) 设施内的运输路线和交叉点；
- (b) 运输车辆的技术限值；
- (c) 运输过程中的装卸故障。

去污和退役的设计规定

5.165. 为了便于设施的去污和退役，MOX 燃料制造设施可能存在污染的表面区域应无孔且易于清洁。这可以通过在表面涂上特殊涂层并确保没有难以接近的区域来实现。此外，所有可能被污染的表面都应易于接近，以便定期和偶然地进行去污。

5.166. 设计应允许拆卸手套箱内的设备，而不是在退役期间使用破坏性技术。

老化管理考虑

5.167. 根据 SSR-4[1]要求 32，设施的设计必须考虑到安全重要系统、结构和部件的老化影响，以确保其在设施寿命期间的可靠性和可用性。

5.168. 设计应允许安全重要所有系统、结构和部件易于视察，以检测其老化（静态密封退化、腐蚀），并允许在需要进行维护或更换。

5.169. 应在设计阶段实施老化管理计划，以确保为预计设备更换做好准备。

6. MOX 燃料制造设施的建造

6.1. SSR-4[1]要求 53 和第 7.1—7.7 段指出了 MOX 燃料制造设施的建造要求。一般的关于核设施建造和建造管理的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-38 号《核装置建造》[31]。

6.2. MOX 燃料制造设施是复杂的设施，应分几个阶段寻求监管机构的授权。各阶段都可能有一个待检点，在下一阶段开始之前，可能需要监管机构的批准（SSR-4[1]第 7.2 段）。除了建造计划（见 SSR-4[1]要求 53）和营运组织保持建造控制的管理流程之外，监管机构对建造现场的频繁访问应用于向建造承包商提供信息反馈，以防止未来出现运行问题。

6.3. MOX 燃料制造设施在机械上很复杂，因此，在建造时应考虑模块化部件。这使得设备能够在 MOX 燃料制造设施安装之前，在制造商的场所进行试验和核实（见第 5.154 段）。这也将有助于该设施的调试、维护和退役。

6.4. 由于控制系统的复杂性，MOX 燃料制造设施中的部件和电缆应清楚地贴上标签。

6.5. 最好在设施或其部件调试前完成建造工作。在建造和调试或运行阶段重叠的情况下，应考虑适当的预防措施，以最大限度地减少建造活动安全的潜在不利影响。还应考虑保护已经安装的设备。

6.6. 所有结构和部件在安装后，应进行适当的清洁，并涂上合适的底漆，然后进行适当的表面处理。

6.7. 还应考虑附近腐蚀性物质装卸活动的影响。

6.8. 应适当评定参与建造工程的承包商在严格遵守设计要求和质量要求方面的诚信和能力，以确保设施未来的安全。

7. MOX 燃料制造设施的调试

7.1. SSR-4[1]要求 54 和第 8.1-8.23 段和第 8.27 段确立了调试要求。

7.2. 营运组织应充分利用调试阶段完全熟悉设施。这一阶段也应该是在整个组织中促进和进一步加强安全文化的机会，包括积极的行为和态度。

7.3. 调试应分为两个主要阶段：冷（或“非活动”）调试和热（或“活动”）调试（见 SSR-4[1]第 8.14—8.18 段）。对于 MOX 燃料制造设施，热调试阶段应进一步分为铀调试和钚调试：

(1) 冷调试：在这一阶段，对工厂的系统进行系统试验，包括单一设备和整个系统。应进行正常运行的初始试验。这可能需要监管机构批准使用辐射源。应该尽可能多地进行核实和试验，因为在这个阶段采取纠正措施相对容易。对结构、系统和部件的任何安全重要改造都应报告给监管机构。静态密封和动态密封的有效性试验应由主管当局进行并批准，并应记录基准性能数据。在此阶段，营运组织应准备一套运行

文件，并应对人员进行安全要求、运行程序（包括维护程序）和应急程序的培训。在这一阶段结束时，营运组织应向监管机构提供证据，证明设施符合设计要求和安全要求，并为铀调试做好了运行准备。

(2) 热调试：

(a) 铀调试：在这一阶段应使用天然或贫化铀，以避免临界风险，最大限度地减少职业照射造成的剂量，并限制可能的去污需求。这一阶段还提供了启动辐射防护控制制度的机会，这在引入铀时是必要的。中子监控器和其他辐射的试验在此阶段之前或开始时，应进行检测（如有必要，使用源）。在调试期间进行的安全试验应包括密封检查、材料移动控制和动态密封的最终平衡。这应包括 (i) 检查空气中的放射性物质和检查工作场所的照射水平；(ii) 表面涂片取样；(iii) 检查气态和液态排放；及 (iv) 检查材料是否意外积聚。在这一阶段结束时，营运组织应向监管机构提供证据，证明该设施已准备好使用铀进行安全调试，确保达到所需的辐射防护水平和临界安全。

(b) 铀调试：这一阶段通过分阶段向流程中添加铀，使加工逐步、谨慎地全面运行。应对辐射照射和热负载进行额外检查。

7.4. 在非活动调试期间，营运组织应（通过“冒烟试验”或其他等效方法）核实关键放射仪器仪表的位置设计是否正确（即设施内的气流是根据设计阶段的计算估算的）。

7.5. 在调试期间和随后的设施运行期间，应根据实际剂量率评定计算出的人员估计剂量。如果在运行中，实际剂量高于计算剂量，应实施纠正措施，包括对许可文件（即安全分析报告）进行任何必要的更改，或增加或改变安全特点或工作实践（另见第 8 部分）。

7.6. 为了在调试期间最大限度地减少设备的污染，必要时应使用铀加工试验，以评定辐射检测仪器仪表或铀去除加工的性能。

7.7. MOX 燃料制造设施的运行许可证通常在铀调试阶段之前发给营运组织。在这种情况下，铀调试将在营运组织的责任、安全程序和组织下进行。它可以被认为是 MOX 燃料制造设施运行阶段的一部分。

7.8. 在调试的各阶段，应配备足够的合格且受过必要培训的运行人员。

7.9. 与 MOX 燃料制造设施运行相关的所有加工和设备（如废物管理加工）应在设施调试期间使用适当的程序进行调试。目的是证明这些过程如安全分析中所示运行。

7.10. 在可能的情况下，应找出并应用从类似 MOX 燃料制造设施的调试和运行中确定的经验教训。

8. MOX 燃料制造设施的运行

MOX 燃料制造设施运行的组织

8.1. 在满足 SSR-4[1]第 9 部分规定的运行安全要求时，应考虑第 2 部分中描述的 MOX 燃料制造设施的主要危害。

8.2. 在 MOX 燃料制造设施中，许多单独的加工都是完全自动化的，这有助于减少人类与放射性物质的相互作用。因此，更加重视行政措施、监控和预防性维护，以确保安全运行。

8.3. MOX 燃料制造设施的内部安全委员会应由为调试而设立的安全委员会组成（见 SSR-4[1]第 4.29 段）。其职能应在管理系统中明确，并应配备足够的人员。该委员会应包括各种专门知识，并应适当独立于营运组织的直接管理层（另见第 3.27 段）。

MOX 燃料制造设施的人员配备

8.4. SSR-4[1]要求 56 规定：“营运组织应确保核燃料循环设施配备有胜任的管理人员和足够的合格人员，以确保设施的安全运行。”

8.5. SSR-4[1]第 9.16 段指出：“核燃料循环设施运行和利用的详细计划应事先编写，并须经高级管理层批准。”MOX 燃料制造设施的运行和利用计划应定期评审和更新，以确保其符合并支持长期目标。人员配置应考虑到专业和管理技能和经验的发展，并应考虑到由于退休和其他原因造成的人员及其知识的损失。长期人员配置计划应为向新人员移交责任留出足够的时间，从而促进履行职责的连续性。

8.6. MOX 燃料制造设施的人员配备应基于营运组织的职能和责任。应对要执行的任务和活动进行详细分析，以确定组织内不同级别的人员配备和资格要求。这种分析还应用于确定该设施的招聘、培训和复训需求。

8.7. 营运组织应制定必要的安排，以确保人员的安全以及 MOX 燃料制造设施在大量人员可能无法使用情况下的安全运行，例如在影响人员居住地区的传染病或大流行病期间。此类安排应包括以下内容：

- (a) 在现场保留最低数量的合格人员，以确保设施的安全运行；
- (b) 确保最低数量的合格后备人员在场外可用；
- (c) 根据国家和国际指导，建立额外的措施来防止感染在现场传播（例如，允许非必要人员远程工作）。

人员的资格和培训

8.8. SSR-4[1]要求 56 和 58 确立了与设施人员资格和培训相关的安全要求。GS-G-3.1[9]第 4.6—4.25 段提供了进一步的建议。

8.9. 应定期向人员提供临界安全和辐射安全方面的基本培训，重点应放在辐射照射防护、临界控制以及应急准备和响应上。

8.10. 在制定培训计划时，应仔细考虑运行人员、维护人员和其他人员（如去污团队）的安全风险。特别是，所有处理易裂变材料的人员应充分了解辐射防护、临界安全和相关物理现象。

8.11. 应考虑对各级管理人员进行培训。参与设施管理和运行的人员应了解 MOX 燃料制造设施中存在的危害范围，其详细程度与其职责一致。

8.12. 综合培训应涵盖自动操作和手动操作。必要时，应建立专门的培训设施，根据潜在的安全后果，将培训重点放在活动上。

8.13. 对于手工活动，培训应包括以下内容：

- (a) 可能涉及对设施活动部分进行干预和/或改变设施配置的维护、清洁活动和项目活动；
- (b) 在手套箱、手套更换和手套箱邮寄活动中工作；

- (c) 去污、工作区准备、临时围栏的安装和拆除以及废物处理；
- (d) 通过障碍物的程序、人员对污染的自我监控和个人防护设备的使用；
- (e) 在正常运行之外的工况下采取的响应行动（包括应急响应行动）。

8.14. 对于自动运行模式，培训应包括以下内容：

- (a) 控制室综合培训；
- (b) 对警报的响应；
- (c) 对自动和远程系统的故障、失灵和错误的可能性保持警惕；
- (d) 对关键参数的意外变化（或缺乏变化）保持警觉；
- (e) 在正常运行之外的情况下采取的响应行动（包括应急响应行动）。

8.15. 安全人员和安保人员的互补培训以及他们相互参与这两种类型的演习应成为培训计划的一部分，以有效管理安全和安保之间的联系。特别是，应向在安全分析和安全评定方面负有责任和具有专门知识的人员提供设施安保要求的工作知识，并向安保专家提供设施安全考虑的工作知识，以便有效解决安全和安保之间的潜在冲突。

运行文件

8.16. SSR-4[1]要求 57 和第 9.27—9.37 段要求为 MOX 燃料制造设施制定运行限值和条件。运行设施的人员应充分理解运行限值和条件以及行动水平和条件的安全意义。行动水平的集合应由营运组织定义和维护。

8.17. 由于 MOX 燃料制造设施的运行限值和条件数量可能很大，因此可以按主题或活动进行分组。在确定各加工领域的运行限值和条件时可能使用的结构、系统和部件的示例见附件 II。

8.18. 应密切注意预防非常规运行和次级运行期间的事件，如去污、清洗和维护或试验准备。

8.19. 应准备运行文件，列出设施运行的所有运行限值和条件。附件 III 给出了可用于定义设施各加工区域的运行限值和条件的参数示例。

8.20. 根据 SSR-4[1]第 9.31 段要求为 MOX 燃料制造设施的安全运行确定运行参数限值。这种限值的示例如下：

- (a) 氧化铀同位素组成和镅-241 含量的允许范围，特别是在但不限于铀或 MOX 接收阶段；
- (b) 加工中不同步骤允许的最大氧化铀含量；
- (c) 最大比热负载；
- (d) 该设施的最大允许吞吐量和库存；
- (e) 在加工的不同步骤中允许的添加剂最大量；
- (f) 在加工的不同步骤中允许的液态慢化剂最大量；
- (g) 烧结炉气氛中允许的最大氢气浓度；
- (h) 手套箱中氧气和水的最大浓度；
- (i) 偏离加工平衡的核材料的最大数量（允许损失率）。

8.21. 以下是 MOX 燃料制造设施安全运行的行政控制示例（见 SSR-4[1]第 9.36 段）：

- (a) 轮班时的最低人员配备；
- (b) 在设施运行的任何时候都具备特定的专门知识（如临界专家、辐射防护专家）；
- (c) 在手套箱工作的最少和最多人数。

8.22. 应考虑确保铀和钍，特别是粉末或芯块形式的铀和钍，只存在于设计用于贮存或处理铀和钍的区域。满足要求 64 和 SSR-4[1]第 6.121 段规定的要求，对地面污染和空气传播的污染应制定计划进行例行监控，并确保适当的内务管理水平。剂量率较高的区域（如手套箱周围的区域）应明确划定，在可行的情况下，当这些区域的操作没有进行时应提供额外的屏障。

8.23. 在 MOX 燃料制造设施中，在任何预计运行事件之后所达到加工的安全状态通常是关闭状态。但是，一些系统，如临界检测和警报系统、辐射检测和警报系统以及用于密封的通风系统应继续运行。

8.24. 应制定操作程序以直接控制加工操作。该程序应包括在所有预计运行事件和事故工况下达到设施安全状态的指示。此类程序应包括确保临界安全、消防、应急准备和环境保护所需的行动。

8.25. 应针对火灾条件规定通风系统的操作程序, 并应定期进行通风系统试验和消防演习。

8.26. 应为库存检查、维护、清洁易裂变材料设备和其他业务需要等活动所需的计划关闭制定程序。这些程序应特定规定确保易裂变材料返回其安全场址的制度。程序中应特定规定预计活动的持续时间和相关的补偿措施。

8.27. 为满足 SSR-4[1]要求 64, 应遵循以下实践, 在 MOX 燃料制造设施中建立并保持高标准的内务管理:

- (a) 防止材料和工具堆积在手套箱中;
- (b) 防止核材料积聚在手套箱中;
- (c) 根据防护最优化原则控制手套箱中放射性物质的数量;
- (d) 防止易燃材料在厂房的任何地方堆积(纸巾、手套、布、油、一般废物);
- (e) 防止废物在手套箱内外堆积;
- (f) 保持通知和警告标志处于良好状态;
- (g) 保持高标准的清洁;
- (h) 通过照片(或同等手段)为各工作场所制定基准条件, 确保其条件能够保持。

维护、校准、定期试验和视察

8.28. SSR-4[1]要求 65 和第 9.74—9.82 段指出了与 MOX 燃料制造设施的维护、校准、定期试验和视察相关的安全要求。

8.29. MOX 燃料制造设施中的所有维护活动都应根据安全报告或安全评定, 按照既定的管理系统进行预授权。

8.30. 在进行任何维护活动之前, 应考虑对工作区域进行放射性检查、去污的必要性以及在维护期间和恢复使用之前进行定期调查的必要性。

8.31. 在易裂变材料所在区域进行维护之前, 应咨询临界安全人员(另见 SSG-27 (Rev.1) [4]第 5.54 段)。

8.32. 维护应遵循良好实践，并特别考虑到以下几点：

- (a) 工作控制（例如，文件的移交和交还、工作现场的访问、计划工作范围的变更、工作的暂停、确保安全进入）；
- (b) 设备隔离（例如，断开电缆、加热和压力管道、设备的通风和清洗）；
- (c) 试验和监控（如开始工作前的检查、维护期间的监控、重新投入使用的检查）；
- (d) 工作安全预防措施（如安全预防措施规范、确保功能齐全的个人防护设备的可用性并确保其使用、应急响应程序）；
- (e) 设备的重新安装（例如，重新组装、重新连接管道和电缆、试验、清理工作现场、重新调试后的监控）；
- (f) 进行维护后，核实工作区域和设备已恢复到正常安全状态；
- (g) 应定期视察和记录空气过滤器组的压降。应特别注意手套，以确保检测到手套材料的任何退化。

8.33. 应对手套箱的火灾探测和消防系统进行定期试验。

8.34. 维护活动期间对设施配置的所有临时更改应在安全专家和安保专家之间进行协调，以避免潜在的冲突（例如，某些安全系统的电力供应中断、屏障和门的打开）。必要时应采取补救措施。

8.35. 应定期核实通风系统的运行性能是否符合防火要求（见第 5.61 段）。

8.36. 营运组织应建立一个系统，确保通过维护活动获得的信息和经验在运行经验反馈计划中得到收集、记录、分析和利用。

8.37. 应制定对该设施进行定期视察的计划。其目的是核实设施及其结构、系统和部件是否按照运行限值和条件运行。具有适当资格和经验的人员应执行这些视察。

8.38. 应定期视察由营运组织确定为有可能积聚铀和/或钚化合物的生产线上的地方。

老化管理

8.39. 营运组织在根据 SSR-4[1]要求 60 实施老化管理计划时应考虑以下因素：

- (a) 确保营运组织的管理层支持老化管理计划；
- (b) 确保早日实施老化管理计划；
- (c) 在充分了解结构、系统和部件老化的基础上采取积极主动的方法，而不是对结构、系统和部件的故障采取消极被动的方法；
- (d) 确保结构、系统和部件的最佳运行，以减缓老化退化的速度；
- (e) 确保根据运行限值和条件、设计要求和制造商的建议，并遵循批准的运行程序，正确实施维护和试验活动；
- (f) 通过提高工作人员的积极性、主人翁意识和警觉，以及对老化管理基本概念的理解，最大限度地减少可能导致过早退化的人的绩效因素；
- (g) 确保获得和使用正确的运行程序、工具和材料，并确保有足够数量的合格工作人员来完成特定任务；
- (h) 收集运行经验反馈，从相关老化事件中学习。

8.40. 老化管理计划应考虑老化的物质和非物质方面，并应定期评定和评审其有效性。

8.41. 定期试验和视察应由运行人员进行定期视察，例如：

- (a) 监控退化情况；
- (b) 定期目视视察结构、系统和部件（如二氧化铀和二氧化钍粉末管）；
- (c) 监控运行工况（例如，拍摄电气设备的热图像机柜，检查通风器轴承的温度）。

改造的控制

8.42. SSR-4[1]要求 61 规定：“**营运组织应建立并实施一项控制设施改造的计划。**” MOX 燃料制造设施的管理系统应包括所有改造的标准流程（见第 3.20 段）设施的工作控制系统、质量保证程序和适当的试验程序应用于实施改造。

8.43. 营运组织应编写程序导则并提供培训，以确保负责人员获得必要的培训和授权，从而确保改造物项得到认真考虑（见 SSR-4[1]第 9.57 (e) 段和第 9.58 段）。改造的安全应评定安装、调试和运行过程中的潜在危害。与改造相关的决策应该是保守的。

8.44. 拟议改造应由合格和有经验的人员评审和批准，以核实用于证明安全论据是否适当可靠。如果改造可能对临界安全产生影响，这被认为是特别重要的。

8.45. 安全论据的深度和评审程度应与改造的安全意义相称（另见 SSR-4[1]第 9.59 段）。

8.46. 根据 SSR-4[1]第 4.31 (d) 段要求安全委员会评审拟议改造。应适当记录其决定和建议。

8.47. 改造还应规定哪些文件需要作为改造的结果进行更新（例如，培训计划、规范、安全评定、注释、图纸、工程流程图、加工仪器仪表图、运行程序）。应制定文件控制程序，以确保文件在改造后的合理时间内得到更新。运行开始前应通知人员并对其进行相应的培训。

8.48. 应使用适当的管理程序，作为通过系统监控改造进度的总体手段，并作为确保所有改造建议得到同等和充分评审的手段。改造文件还应规定在改造后的系统再次完全运行之前所需的功能（调试）检查。

8.49. 对设施的设计、布局或程序进行的改造可能会安全设备产生不利影响，反之亦然。例如，安全设备的故障可能会损坏附近的安全设备。因此，除了安全评审之外，在批准和实施之前，还应评定拟议改造与安全的接口，以核实它们不会相互损害（参见 SSR-4[1]要求 75）。

8.50. 对设施所做的改造（包括对营运组织的变革）应定期进行评审，以确保一些安全意义不大的改造的累积效应不会产生对设施整体安全的不可预见的影响。这应该是定期安全评审或同等评审过程的一部分（或附加部分）。

8.51. 修改控制文件（见 SSR-4[1]第 9.57 (f) 段）应按照国家要求保留在设施内。

核临界危害的控制

8.52. MOX 燃料制造设施的临界安全要求在 SSR-4[1]要求 66 和第 9.83—9.85 段和 9.87 段中确立, SSG-27 (Rev.1) [4]提供了一般建议。应严格执行控制临界危害的程序和措施。

8.53. 应考虑 MOX 燃料制造设施临界危害控制的运行方面, 包括以下方面:

- (a) 防止可能增加临界事故可能性的条件的意外变化, 例如二氧化铀或 MOX 粉末 (例如在手套箱或通风管道中) 或氢化材料的意外积聚;
- (b) 管理慢化材料, 特别是用于手套箱去污的氢化材料, 以及齿轮箱漏油;
- (c) 对采用质量控制的铀和钍转换中的质量进行管理 (例如使用程序、质量测量、系统和记录);
- (d) 检测 (a) — (c) 点所述任何工况发生的可靠方法;
- (e) 定期校准或试验控制临界危害的系统 (例如, 控制材料、天平、秤的移动);
- (f) 疏散演习, 为临界事件的发生和/或警报的启动做准备。

8.54. 用于核材料衡算和控制的工具, 例如用于测量质量、体积或同位素组成的仪器仪表和用于这些目的的软件, 也可应用于临界安全领域。然而, 如果易裂变材料的特征有任何不确定性, 则应使用保守值作为铀含量和同位素组成等参数。

8.55. 执行维护工作时可能会遇到临界危害。去污和维护活动中产生的废物和残留物应收集在具有适合工程几何构型的容器中, 并应贮存在临界控制区。可能含有易裂变材料设备的维护指示和程序应在工作开始前由临界安全人员评审和批准。应特别注意, 包括慢化的影响 (包括人体的影响), 以确保可能含有易裂变材料的容器或设备部件的适当间距。

辐射防护

8.56. SSR-4[1]要求 67 和第 9.90—9.101 段以及 GSR Part 3[17]确立了运行中的辐射防护要求, 原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号《职业辐射防护》[32]提供了建议。营运组织应制定防护和安全最优化的政策, 并被要求确保剂量低于国家剂量限值, 且在营运组织设定的任何剂量限值范围内 (见 SSR-4[1] 第 9.91 段)。

8.57. 在 MOX 燃料制造设施中, 人员和公众的主要放射性危害来自空气中的氧化铀或 MOX 粉末的吸入。氧化铀和 MOX 粉末具有特殊的危害, 因为它们的生物半衰期 (因此有效半衰期⁵) 很长, 而且在 MOX 燃料制造设施中遇到时, 它们的颗粒尺寸通常相对较小 (直径通常为几微米)。因此, 应密切关注氧化铀和 MOX 粉末的密封和工作场所污染的控制。

8.58. 对于 MOX 燃料制造设施, 在正常运行中, β 和 γ 辐射以及中子发射的外部剂量率相对较低。在临界事故的情况下, 可能会遇到高外部剂量率。

8.59. 钚造成的剂量应通过第一个密封屏障的完整性来控制, 第一个密封屏障应在工作场所附近进行监控运行人员通过连续的空气取样和对表面污染的常规监控。

8.60. 在 MOX 燃料制造设施厂房内外进行辐射防护的工作场所监控时, 应由训练有素的人员进行定期、例行的监控。应尽可能对整个 MOX 燃料制造设施现场进行定期的工作场所监控。应特别注意记录、标记或张贴 (如有必要)、评定和报告异常放射性水平或异常工况。工作场所监控的频率应与各个区域辐射或污染的相对风险相关。辐射防护人员应考虑根据容易识别的边界分配各设施区域的监控频率。应考虑使用该区域或设备的照片或图纸来报告调查结果。

8.61. 辐射防护人员应参与应用最小化照射要求 (如早期检测和缓解热点) 和适当内务管理 (如废物隔离、包装和移除) 相关的决策过程。

8.62. 维护和/或改造干预是指需要正当性和最优化 GSR Part 3[17]规定的防护措施的活动。干预程序应包括以下内容:

- (a) 干预前外部照射剂量的估计。
- (b) 为尽量减少职业照射所致剂量而开展的准备活动, 包括:
 - (i) 特定识别与干预相关的风险;
 - (ii) 在工作许可证中规定干预的防护措施, 如个人和集体保护手段 (如使用口罩、衣服和手套、时间限值)。

⁵ 生物半衰期是指身体某一特定组织、器官或区域 (或任何其他特定生物群) 中的物质数量因生物过程而减半所需的时间。有效半衰期是指放射性核素在特定地点的活度由于所有相关过程而减半所需的时间。

- (c) 干预期间职业照射剂量的测量。
- (d) 实施信息反馈，以确定可能的改进。

8.63. 应确保在合理可行的范围内远离和/或从通风废气中去除放射性物质，以防止其夹带在流出废物流中并随后排放到大气中，从而最大限度地降低公众接触放射性物质的风险。

8.64. 应将辐射防护计划的监控结果与运行限值和条件进行比较，必要时应采取纠正措施（见 SSR-4[1]第 9.34 段）。此外，这些监控结果应用于核实初始环境影响评定中的剂量计算。

8.65. 应通过以下方式控制内部照射：

- (a) 应为与内部照射相关的所有参数（如污染水平）设定性能目标；
- (b) 外壳和通风系统应定期视察、试验和维护，以确保它们继续满足其设计要求。应在通风罩和密封区入口进行定期流量检查。应定期视察和记录空气过滤器组的压降；
- (c) 运行人员应了解并接受专门培训，了解在手套被刺破和/或密封完整性被破坏的情况下，立即采取必要的行动；
- (d) 工厂应保持高标准的内务管理。应使用不会产生空气中放射性物质的清洁技术（例如，使用带有高效空气过滤器的真空吸尘器）；
- (e) 应定期对设施和设备区域进行污染调查，以确认清洁计划的充分性；
- (f) 应划定污染区并明确标明；
- (g) 如果空气中的放射性物质水平超过预定的行动水平，应进行连续的空气监控，以提醒设施营运者；
- (h) 必要时，应在可能的污染源处使用移动式空气采样器；
- (i) 在检测到高水平的空气传播放射性物质后，应迅速进行调查；
- (j) 在离开污染区之前，应检查人员和设备是否受到污染，如有必要应进行去污。应控制进出工作区域以防止污染扩散。特别是应提供更衣室和去污设施；
- (k) 当侵入工作增加了空气中放射性物质造成污染的可能性时（例如，在定期试验、视察或维护期间），应使用临时通风手段和密封手段；

- (l) 应提供个人防护设备（如呼吸器、手套、衣服），并应在处理可能的排放时使用在特定的运行环境下（例如，装袋和/或装袋操作、某些维护操作、更换手套箱的手套）从其正常的密封方式中取出放射性物质；
- (m) 个人防护设备应保持良好状态，必要时应进行清洁，并应定期视察；
- (n) 在污染区工作时，任何受伤的人员都应该用不透水的覆盖物保护他们。

8.66. 必要时，应提供体内监控和生物取样，作为监控职业照射剂量的补充措施。还应定期进行全身测量，以检查工作人员的内部照射情况。

8.67. 工作场所监控的范围和类型应与空气传播活动的预期水平、污染水平和辐射类型以及任何这些参数变化的可能性相称。

8.68. 对于预计较低的照射，评定内部照射剂量的方法应基于从工作场所空气取样中收集的数据，并结合人员占用数据。该方法应由监管机构酌情评定和评审。

8.69. 在进行定期试验、视察和维护活动时，应采取预防措施，通过使用临时密封设备和通风系统来限制放射性物质的扩散。

8.70. 维护工程完成后，相关区域应进行去污，并进行空气取样和表面涂片取样，以确认该区域可恢复正常使用。

8.71. 应通过监控污水数据，定期估计居住在该场址附近的公众因内部照射而受到的剂量。

8.72. 应通过对时间、距离和屏蔽要求的适当组合，控制镅（以及适当情况下氧化铀的残留裂变产物）的 γ 辐射和氧化铀的中子辐射造成的外部照射。放射源用于 MOX 燃料制造设施，用于扫描燃料棒和实验室。

8.73. 尽管 MOX 燃料制造设施中的大多数过程都是自动化的，但也有一些运行需要在手套箱中进行手工操作。由于操作人员在手套箱中工作时手靠近氧化铀，因此手比身体其他部位更容易暴露。因此，必要时，应将手的剂量与眼睛晶状体的剂量一起监控（通过肢体剂量测定）。

8.74. 外部照射应通过以下措施进行控制：

- (a) 对人员进行放射性危害和剂量监控设备使用方面的培训；

- (b) 从用于长期维护工作的加工区域清除氧化钷和其他放射性物质；
- (c) 确保由具有适当资格和经验的人员更换辐射源；
- (d) 避免不必要的工作人员出现在手套箱附近；
- (e) 使用单独和临时屏蔽；
- (f) 对辐射剂量率进行常规调查。

工业和化学安全

8.75. SSR-4[1]要求 70 确立了与工业和化学品安全相关的要求。

8.76. 氙气和氢气的混合物通常用于 MOX 燃料制造设施的烧结炉中。手套箱中可使用氮气以确保产品质量。二氧化碳可用于自动消防系统，除非它可能造成临界危害。这些气体中的任何一种泄漏都可能导致窒息。此外，在进行氢气与氙气混合的主加工大楼外的位置也有爆炸的可能性。

8.77. MOX 燃料制造设施中存在的工业和化学危害可概述如下：

- (a) 由于氙或氢或其混合物，或氮或二氧化碳的存在而导致窒息的危害；
- (b) MOX 主要加工大楼外的储气瓶爆炸；
- (c) 火灾危害，包括涉及锆金属屑的金属火灾；
- (d) 储气瓶变成飞射物；
- (e) 实验室中的化学危害。

8.78. 应使用与评定辐射剂量类似的方法评定人员对化学危害的暴露，并应以从工作场所空气取样中收集的数据为基础，结合人员占用数据。这种方法应酌情由监管机构进行评定和评审。MOX 燃料制造设施中各种化学危害的可接受照射水平见参考文献[24]。

8.79. 个人防护设备的选择应与存在的危害相称（例如，酸防护设备的酸过滤器、微粒过滤器和两种危害都存在的组合过滤器）。

8.80. 储气瓶用于贮存各种气体，如二氧化碳、氢气以及氙气和氢气的混合物。应制定和使用程序，以确保适当贮存和装卸储气瓶，防止它们成为飞射物。

8.81. 化学品主要用于实验室进行产品分析。应使人员意识到潜在的化学危害。应制定并使用书面程序来控制实验室中化学品的数量和处理，以防止发生爆炸、火灾、高毒性和不良化学相互作用等事件。化学品应贮存在通风良好的场所或加工和实验室区域外的架子上。

8.82. 为尽量减少自燃金属（如锆或铀颗粒）的火灾危害，应监控该等材料可能积聚的地方，定期视察并按程序进行清洁。在某些情况下可能需要对设备进行常规冲洗（即高流速冲洗）。

8.83. 在含有易裂变材料的区域应对火灾的程序和培训应特别注意预防临界事件和防止临界安全裕度的任何不可接受的降低。

8.84. 工作许可证和设施程序及指示应包括对涉及潜在点火源的活动（如焊接）所致火灾的潜在放射性后果的充分评定，必要时还应包括一份检查表，并应规定进行此类工作所需的预防措施。

8.85. 应严格执行废料（污染材料和“清洁”材料）积聚的预防和控制，以最大限度地降低 MOX 燃料制造设施所有区域的火灾负载（或火灾可能性）。在各级人员的所有例行视察和监视活动中，对废料积聚的监视应该是一个重要因素。消防安全专业人员的定期视察应是监视计划的一部分。

8.86. 应根据国家法规制定健康监视计划，定期监控可能接触化学品的人员的健康状况。必要时，监控铀的化学影响和钚的放射性影响应被视为健康监视计划的核心部分。监视计划应处理短期影响（急性照射）和长期影响（慢性照射）。

8.87. 在紧急情况下，应特别考虑化学和放射性危害的存在。

放射性废物和流出物的管理

8.88. SSR-4[1]要求 68 和第 9.102—9.108 段指出了与运行中的放射性废物和流出物管理相关的要求。

8.89. 在适当的情况下，放射性气体应通过高效空气过滤器或同等物进行处理（见第 5.147 段）。应设定性能标准，以规定应更换过滤器或洗涤剂介质的性能水平，包括过滤器年限。更换过滤器后应进行试验，以确保新过滤器正确安装，

并产生分析中假设的去除效率。应对新过滤器实施适当的贮存和质量控制措施。

8.90. 在将材料转移到放射性控制区之前，应尽可能多地拆除外包装，从而最大限度地减少固态放射性废物的产生。营运组织应使用现有的最佳技术，最大限度地减少放射性废物的产生（包括焚烧、金属熔化和压实）。在合理可行的情况下，并根据国家法规，应对放射性物质进行处理，以允许其进一步使用。工厂应采用最大限度减少废物产生的清洁方法。

应急准备和响应

8.91. SSR-4[1]要求 72 和第 9.120—9.132 段以及 GSR Part 7[25]规定了应急准备和响应的要求，GS-G-2.1[26]和原子能机构《安全标准丛书》GSG-2《核或辐射应急准备和响应中使用的标准》[33]提供了建议。MOX 燃料制造设施可能需要启动场外应急响应的条件包括钚排放、临界事故、火灾和爆炸以及服务丧失（见 SSR-4[1]第 9.126 (a) 段）。

8.92. 作为应急准备的一部分，应为与地方、区域和国家应急组织的联系作出安排。这些安排应定期试验，以确保在紧急情况下有效运行。应与地方当局建立明确的沟通和授权协议，以确保应急响应组织能够有效应对设施中的紧急情况。

8.93. 营运组织应确保拥有对设施内危害的性质和程度具有专门知识的人员，以及在紧急情况下有效应对所需的所有供应品、设备、通信系统、计划、程序和其他安排的可用性和可靠性。营运组织和响应组织应开发分析工具，可在应急响应早期使用，以支持关于防护行动和其他响应行动的决策。

8.94. 如 GSR Part 7[25]所述，应以协调的方式制定应急计划、安保计划和应变计划，考虑设施人员和安保部队的所有责任，以确保在需要两组同时响应的情况下，所相关键职能都能及时执行。应急计划应考虑到核安保事件可能引发的紧急情况及其对紧急情况的影响，这些计划应与安保应对措施相协调。应制定快速确定事件起因和部署适当的第一响应人员（即应急人员、安保部队或两者的组合）的策略。这些策略还应包括安保部队和应急人员的作用和行动，重点是协调指挥和控制接口及通信。对此类事件的响应应由安保部队和应急人员共同行使和评定。从这些应确定演习或评定、经验教训并提出建议，以改善对潜在事件的整体响应。

8.95. 为了建立紧急情况下的出入控制程序，当人员需要快速出入时，安全专家和安保专家应密切合作。根据法规要求，在紧急情况下应满足安全目标和安保目标。如果做不到这一点，则应寻求兼顾这两个目标的最佳解决方案。

运行经验反馈

8.96. SSR-4[1]第 9.133—9.137 段指出了运行经验反馈的要求。SSG-50[14]提供了关于运行经验计划的进一步建议。

8.97. MOX 燃料制造设施运行经验反馈计划应涵盖从该设施的事件和事故以及世界其他核燃料循环设施和其他相关非核事故中确定的经验和教训。它还应包括对 MOX 燃料制造设施以及在适用的情况下其他核设施发生的运行干扰趋势、故障趋势、未遂事件和其他事件的评定。该计划应包括对技术、组织和人的因素的考虑。燃料事故通知和分析系统 (FINAS) 数据库提供了关于在 MOX 燃料制造设施和其他核燃料循环设施中观察到的许多最重要的异常和事故原因和后果的有用信息（见参考文献[34]）。

9. MOX 燃料制造设施退役的准备工作

9.1. SSR-4[1]第 10.1—10.13 段和原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号《设施退役》[35]规定了 MOX 燃料制造设施安全退役的准备要求。

9.2. 为了便于退役，手套箱应在运行阶段按照为清洁干预措施提供的正当性（照射和废物产生方面的成本和收益平衡）进行例行清洁。

9.3. 在退役的准备工作期间，应采取特别措施，确保在处理含有次临界由几何构型、慢化或吸收控制核材料的设备时保持临界控制。还应注意易裂变材料形式的可能变化。

9.4. 除了原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-47 号《核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役》[36]所述退役的一般准备工作外，还应遵循以下针对 MOX 燃料制造设施的准备步骤：

(a) 应描述退役开始时的设施状态，包括应运行的系统列表；

- (b) 在关闭和退役之间的过渡期内，应进行运行后清洗，以清除手套箱中的所有大量氧化铀和 MOX 粉末，从而减少铀的残留库存。铀库存应根据核材料的核算数据确定；
- (c) 任何被放射性物质或化学物质污染的地面（地表和地下）、地下水、厂房和设备的一部分及其污染程度都应通过全面的场址表征来确定；
- (d) 应查明被铀污染的厂房部件和设备物项及其污染程度；
- (e) 应确定设施的去污方法，以达到监管机构要求的清理运行水平或合理可达尽量低残留污染水平；
- (f) 应准备退役过程的风险评定和方法说明；
- (g) 应为拆除 HEPA 过滤器上游的加工设备、手套箱和管道（或等效物）做好准备，包括以下内容：
 - (i) 选择拆除方法和设备（如通风帐篷）并说明其正当性，同时考虑到废物管理的所有备选计划（预处理、整備和处置）；
 - (ii) 组织和计划拆除干预措施；
 - (iii) 评定与拆除相关的风险，包括应急准备和响应。

9.5. 在 MOX 燃料制造设施的整个调试和运行阶段，应定期评审和更新已制定的退役计划和安全评定（见 GSR Part 6[35]要求 8 和 10），以考虑新信息和新兴技术，确保以下各项：

- (a) （更新的）退役计划是现实的，可以安全地实施；
- (b) 在需要时为充足的资源及其可得性作出最新规定；
- (c) 考虑到其运输和处理，预期的放射性废物仍然符合现有（或计划的）贮存能力和处置。

参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《燃料循环设施的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-4 号，国际原子能机构，维也纳（2017 年）。
- [2] 国际原子能机构《铀燃料制造设施的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-6 号，国际原子能机构，维也纳（2023 年）。
- [3] 国际原子能机构《核燃料后处置设施的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-42 号，国际原子能机构，维也纳（2017 年）。
- [4] 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）。
- [5] 国际原子能机构《促进安全的政府、法律和监管框架》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [6] 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）。
- [7] 国际原子能机构《核材料和核设施的实物保护》（INFCIRC/225/Rev.5 实施），国际原子能机构《核安保丛书》第 27-G 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [8] 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）。
- [9] 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）。
- [10] 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）。
- [11] 国际原子能机构《放射性废物管理中安全领导、管理和文化》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-16 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。

- [12] 国际原子能机构《放射性物质安全运输管理系统》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 TS-G-1.4 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。
- [13] 国际原子能机构《设施和活动安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [14] 国际原子能机构《核装置运行经验反馈》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [15] 国际原子能机构《核装置场址评价》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [16] 国际原子能机构《核装置场址勘查和选址》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-35 号，国际原子能机构，维也纳（2015 年）。
- [17] 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）。
- [18] 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（2018 年）。
- [19] 国际原子能机构《核设施场址评价中的地震危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [20] 国际原子能机构《核装置场址评价中气象和水文危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-18 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [21] 国际原子能机构《核装置场址评价中火山危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-21 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。
- [22] 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（2021 年）。

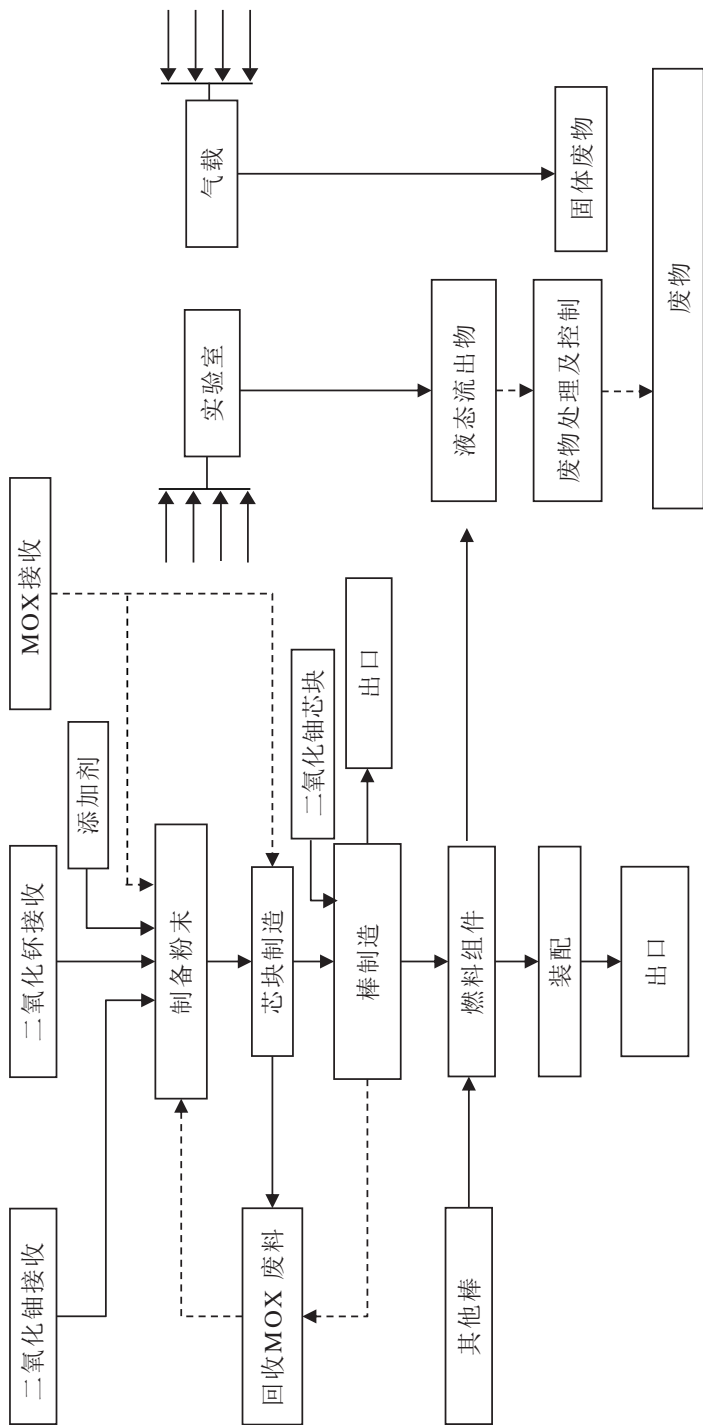
- [23] 国际原子能机构《从福岛第一核电站事故看核燃料循环设施的安全再评定》，国际原子能机构《安全报告丛书》第 90 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [24] 美国政府工业与卫生学家会议《2021 年阈值（TLV）和生物照射指数（BEI）》，美国政府工业与卫生学家会议，俄亥俄州辛辛那提（2021 年）。
- [25] 联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际民用航空组织、国际劳工组织、国际海事组织、国际刑警组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、全面禁止核试验条约组织筹备委员会、联合国环境规划署、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织、世界气象组织，《核或辐射应急准备与响应》，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）。
- [26] 联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、泛美卫生组织、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织，《核或辐射应急准备的安排》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-2.1 号，国际原子能机构，维也纳（2007 年）。（修订版准备中）
- [27] 国际原子能机构《放射性废物处置前管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。
- [28] 国际原子能机构《放射性废物处置前管理的安全论证文件和安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-3 号，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。
- [29] 国际原子能机构《放射性废物的分类》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-1 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。
- [30] 国际原子能机构《核燃料循环设施放射性废物处置前管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-41 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [31] 国际原子能机构《核装置建造》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-38 号，国际原子能机构，维也纳（2015 年）。
- [32] 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）。

- [33] 联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、泛美卫生组织、世界卫生组织，《核或辐射应急准备和响应中使用的标准》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-2 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [34] 国际原子能机构、经济合作与发展组织核能机构《国际原子能机构/核能机构燃料事故通报和分析系统（FINAS）指南》，国际原子能机构《服务丛书》第 14 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [35] 国际原子能机构《设施退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [36] 国际原子能机构《核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-47 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。

附件 I

MOX 燃料制造设施中的典型加工路线

I-1. 图 I-1 显示了混合氧化物 (MOX) 燃料制造设施中的典型加工路线。



图I-1. MOX燃料制造设施中的典型加工路线。

附件 II

MOX 燃料制造设施安全重要结构、系统和部件和安全功能可能面临的挑战示例

II-1. 本附件提供了对 MOX 燃料制造设施的安全重要结构、系统和部件的示例，以及安全功能的可能挑战。表 II-1 中使用的安全功能可用于以下一个或多个目的：

- (1) 临界预防；
- (2) 隔离以防止内部照射和化学危害；
- (3) 防止外部照射。

表 II-1. MOX 燃料制造设施安全重要结构、系统和部件和安全功能可能面临的挑战示例

加工区	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始受到挑战
二氧化铀和 MOX 接收	用于同位素表征的二氧化铀无损分析或破坏性分析设备 ^a	临界安全裕度退化（材料超出规范）	(1)
二氧化铀接收	用于同位素和化学计量表征的二氧化铀无损分析或破坏性分析设备 ^a	— 临界安全裕度退化（材料不符合规范） — 火灾（由于化学计量不合规范，二氧化铀在空气中自燃）	(1) (2)

表 II-1. MOX 燃料制造设施安全重要结构、系统和部件和安全功能可能面临的挑战示例（续）

加工区	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始受到挑战
粉末制备	粉末计量（配料）和称重设备	临界安全裕度退化（质量）	(1)
	添加剂计量设备	临界安全裕度退化（慢化）	(1)
	均匀化混频器	临界安全裕度退化（质量）	(1)
		氢化添加剂的辐解作用	(2)
	手套箱	放射性物质的排放（手套箱泄漏、手套破裂）	(2)
	屏蔽层	手和身体剂量率增加	(3)
芯块制造	压料机设计（油量限值）	— 临界安全裕度下降（慢化—漏油）	(1) (2)
		— 火灾（漏油）	
	烧结炉设计（气体混合控制、密封性、气闸）	放射性物质的排放（烧结炉爆炸）	(2)

表 II-1. MOX 燃料制造设施安全重要结构、系统和部件和安全功能可能面临的挑战示例（续）

加工区	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始受到挑战
	手套箱	放射性物质的排放 (手套箱泄漏、手套破裂)	(2)
芯块制造 (续)	屏蔽层	手和身体剂量率增加	(3)
	磨削除尘系统	剂量率增加（如果系统出现故障，灰尘积聚在手套箱中）	(3)
芯块贮存	芯块贮存架结构	临界安全裕度退化 (几何构型)	(1)
	通风和空气冷却设备	中子吸收器退化 (由于钐的加热)	(1)
燃料棒制造	手套箱	放射性物质排放 (手套箱泄漏、手套破裂)	(2)
	手套箱防火系统	火灾（锆颗粒）	(2)
	屏蔽层	手和身体剂量率增加	(3)
燃料棒视察	棒密封性试验设备	放射性物质排放	(2)

表 II-1. MOX 燃料制造设施安全重要结构、系统和部件和安全功能可能面临的挑战示例（续）

加工区	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始受到挑战
燃料棒视察 (续)	屏蔽层	手和身体剂量率增加	(3)
	棒状 X 射线扫描器	外部照射	(3)
	棒材传送机	破损	(2)
燃料棒贮存	燃料棒结构	临界安全裕度退化 (几何构型)	(1)
	通风和空气冷却设备	中子吸收器退化（由于钐的加热）	(1)
燃料棒总成 制造	装配线上的装卸机械	临界安全裕度的退化 (几何构型、中子吸收器、慢化)	(1)
		棒断裂（放射性物质的排放）	(2)
		外部危害（时间和/或接近棒）	(3)
	消防系统	火灾（锆颗粒）	(2) (3)
	起重机	组件坠落	(1) (2)

表 II-1. MOX 燃料制造设施安全重要结构、系统和部件和安全功能可能面临的挑战示例（续）

加工区	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始受到挑战
燃料棒总成制造 (续)	清洗设备	临界安全裕度退化 (几何构型、慢化、反射)	(1)
	燃料组件贮存结构	临界安全裕度退化 (几何构型)	(1)
燃料组件贮存	通风和空气冷却设备	中子吸收器退化 (由于铀的加热)	(1)
	屏蔽层	剂量率增加	(3)
MOX 废物回收	手套箱	放射性物质排放	(2)
	屏蔽层	手和身体剂量率增加	(3)
	铀含量和慢化的表征设备	临界安全裕度退化 (质量、慢化)	(1)
		氢化添加剂辐解作用	(2)
实验室	手套箱	放射性物质排放	(2)

表 II-1. MOX 燃料制造设施安全重要结构、系统和部件和安全功能可能面临的挑战示例（续）

加工区	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始受到挑战
	样品贮存	剂量率增加	(1)
实验室（续）	化学品的使用	化学反应，包括火灾	(2)
		辐解	(2)
废物处理	钚含量测量设备	临界安全裕度退化（质量）	(1)
	放射性废物贮存区的消防系统	火灾	(2)
所有加工领域	厂房结构，包括防火区和隔离区之间的贯穿和门	完整性丧失	(2)
	通风系统和控制	放射性物质排放到工作场所时丧失动力限制	(2)
		第一级过滤器上放射性和易裂变材料的积聚量	(1) (3)

表 II-1. MOX 燃料制造设施安全重要结构、系统和部件和安全功能可能面临的挑战示例（续）

加工区	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始受到挑战
	过程区域内的过滤器	火灾	(2)
		临界安全裕度退化 (质量)	(1)
	通风管道中的加工气体	临界安全裕度退化 (物质的质量积聚)	(1)
所有加工领域 (续)	废气活度测定设备	放射性物质的排放	(2)
	应急供电系统	放射性物质的排放 (动力限制丧失—通风系统关闭)	(2)
		仪器仪表和控制丧失	(2)
	消防系统	火灾	(2)

^a 如果供应商和 MOX 燃料制造设施的质量保证被认为是充分的，在将二氧化铀或 MOX 转移到该设施之前对其进行的测量可能是充分的。

附件 III

确定 MOX 燃料制造设施的运行限值和条件的参数示例

III-1. 本附件提供了可用于定义工厂各种加工区域的运行限值和条件的参数示例。表 III-1 中使用的安全功能可用于以下一个或多个目的：

- (1) 临界预防；
- (2) 放射性物质的密封；
- (3) 防止外部照射。

表 III-1. 确定 MOX 燃料制造设施的运行限值和条件的参数示例

加工区（包括贮存区）	安全功能	运行限值和条件的控制参数
二氧化铀和 MOX 的接收区域	(1)	同位素组成（裂变同位素和铀-240）
	(1)	有限慢化（水分）
	(1)	MOX 中二氧化铀含量
	(2)	二氧化铀比热
	(2)	现场允许的铀总量
二氧化铀接收区	(2)	现场允许的同位素组成（镅等）
	(3)	中子和 γ 射线照射的同位素组成（镅等）
	(1)	铀-235 的浓缩（如果大于 1%，则为临界问题）

表 III-1. 确定 MOX 燃料制造设施的运行限值和条件的参数示例（续）

加工区（包括贮存区）	安全功能	运行限值和条件的控制参数
二氧化铀接收区（续）	(1)	有限慢化
二氧化钚粉末的中间贮存	(1)	每箱质量
二氧化铀粉末的中间贮存（仅当铀-235>1%时）	(1)	总质量或各容器的质量
	(1)	与临界分析相对应的各加工单元中易裂变材料的总质量
	(1)	各加工单元中二氧化钚含量与临界分析相对应
粉末制备	(1)	有限慢化（水分、添加剂）
	(1)	生产芯块前确保 MOX 混合物均匀性的运行控制
	(3)	MOX 中锆的含量
	(2)	放射源表面污染
	(1)	与临界分析相对应的各加工单元中易裂变材料的总质量
芯块制造	(1)	有限慢化（水分）
	(1)	芯块大小在临界分析的限值内

表 III-1. 确定 MOX 燃料制造设施的运行限值和条件的参数示例 (续)

加工区 (包括贮存区)	安全功能	运行限值和条件的控制参数
芯块制造 (续)	(1)	对于从其他设施接收的芯块, 铀芯块中的铀浓缩在临界分析的限值内
	(2)	烧结炉气氛组成 (混合气)
	(2)	烧结炉温度
燃料棒制造及检验	(2)	放射源表面污染
	(1)	与临界分析相对应的易裂变材料总质量或各加工单元或人工棒运输容器中的棒数量
	(1)	有限慢化 (水分)
	(1)	燃料芯块在棒中的裂变长度和棒的直径在临界分析的限度内
	(1)	对于从其他设施接收的铀棒, 铀棒中的同位素含量、二氧化铀含量和铀浓缩度均在临界分析的限值内
	(2) (3)	棒的表面污染
	(2)	放射源表面污染

表 III-1. 确定 MOX 燃料制造设施的运行限值和条件的参数示例（续）

加工区（包括贮存区）	安全功能	运行限值和条件的控制参数
燃料组件制造	(1)	运行控制，以确保棒的类型是正确的，并且棒在组件中处于正确的位置
	(1)	运行控制，以确保所有棒已安装到组件中
MOX 废物回收	(2)	放射源表面污染
	(1)	与临界分析相对应的各加工单元中易裂变材料的总质量
实验室	(2)	放射源表面污染
	(1)	钚质量
放射性废物处理	(2)	放射源表面污染
	(1)	容器中二氧化钚的质量和最大贮存容器数
通风系统	(2)	厂房内的压力分级
	(2)	末级过滤器效率

表 III-1. 确定 MOX 燃料制造设施的运行限值和条件的参数示例（续）

加工区（包括贮存区）	安全功能	运行限值和条件的控制参数
通风系统（续）	(2)	在任何给定时间运行的排气扇最小数量
	(2) (3)	流向环境的水流放射性水平限值
	(2)	跨过滤器的最大压差
手套箱	(1)	与临界分析相对应的各加工单元（可包括一个或多个手套箱）中易裂变材料的总质量
	(2)	过压和欠压值
	(2)	检测手套箱泄漏引起的室内污染的检测限值或警报水平

参与起草和审订人员

Bogdanova, T.	俄罗斯环境、工业和核监督局
Gater, R.	国际原子能机构
Groche, K.	顾问（德国）
Khotylev, V.	加拿大核安全委员会
Kyriazidis, G.	法国原子能委员会
Lecarme, C.	法国辐射防护与核安全研究所
Michaelson, T.	国际原子能机构
Rovny, J.	国际原子能机构
Shokr, A.	国际原子能机构
Tiktinsky, D.	美国核管会

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