

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

转换设施和铀浓缩设施 的安全

特定安全导则

第 SSG-5 (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。

转换设施和铀浓缩设施的安全

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
芬兰	荷兰王国	越南
法国	新西兰	也门
加蓬	尼加拉瓜	赞比亚
冈比亚	尼日尔	津巴布韦
	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-5 (Rev.1) 号

转换设施和铀浓缩设施的安全

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 8 月 · 奥地利

转换设施和铀浓缩设施的安全

国际原子能机构，奥地利，2024 年 8 月

STI/PUB/2038

ISBN 978-92-0-533623-7（简装书：碱性纸）

978-92-0-533523-0（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）。

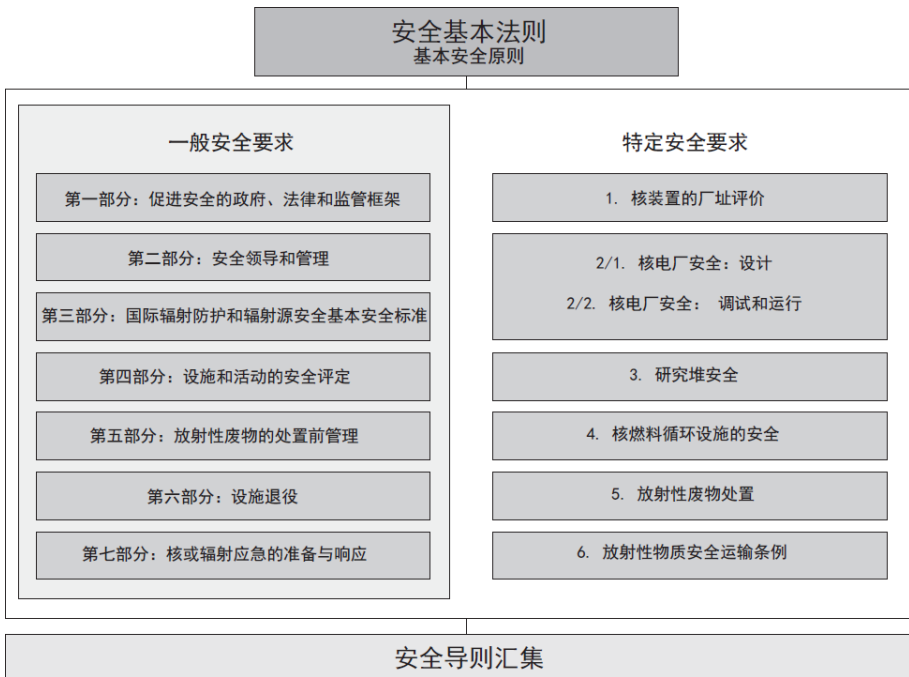


图 1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

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。

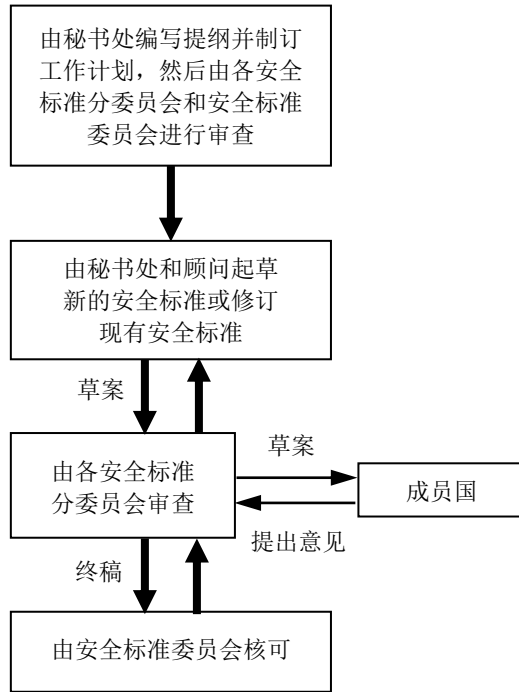


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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 (1.1-1.4).....	1
目的 (1.5, 1.6).....	1
范围 (1.7-1.11).....	2
结构 (1.12).....	3
2. 转换设施和铀浓缩设施中的危害 (2.1-2.7)	3
3. 转换设施和铀浓缩设施的安全管理与核实 (3.1-3.6)	4
管理责任 (3.7-3.11).....	5
资源管理 (3.12-3.17).....	6
流程实施 (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, 3.26)	9
4. 转换设施和铀浓缩设施的场址评价 (4.1-4.6)	9
5. 转换设施和铀浓缩设施的设计	10
安全功能 (5.1-5.44).....	10
排热规定 (5.45-5.47).....	18
假想始发事件 (5.48-5.95).....	19
仪器仪表和控制 (5.96-5.101).....	28
人因考虑 (5.102-5.104).....	30
安全分析 (5.105-5.125).....	31
应急准备和响应 (5.126, 5.127)	35
放射性废物的管理 (5.128-5.132).....	35
气态和液态流出物的管理 (5.133-5.136).....	36
其他设计注意事项 (5.137-5.152).....	36
老化管理考虑 (5.153-5.156).....	38
6. 转换设施和铀浓缩设施的建造 (6.1-6.9)	39
7. 转换设施和铀浓缩设施的调试 (7.1-7.8)	40
8. 转换设施和铀浓缩设施的运行	41
转换设施和铀浓缩设施的运行安排 (8.1, 8.2)	41
转换设施或铀浓缩设施的人员配置 (8.3-8.7).....	41
人员的资格和培训 (8.8-8.11).....	42
运行文件 (8.12-8.17).....	42

维护、校准、定期试验和视察 (8.18-8.29).....	43
老化管理 (8.30-8.32).....	45
改造的控制 (8.33-8.42).....	45
核临界危害的控制 (8.43-8.45).....	47
辐射防护 (8.46-8.63).....	47
工业和化学安全 (8.64-8.72).....	51
钢瓶灌装过量 (8.73-8.76).....	52
装有液态六氟化铀钢瓶的装卸 (8.77).....	52
固态六氟化铀的现场装卸 (8.78-8.80).....	53
尾矿贮存 (8.81-8.83).....	53
放射性废物和废水的管理 (8.84-8.88).....	53
应急准备和响应 (8.89-8.93).....	54
运行经验反馈 (8.94, 8.95).....	55
9. 转换设施和铀浓缩设施退役的准备工作的准备工作 (9.1-9.5)	55
参考文献	57
附件 I 转换设施中的典型加工路线	61
附件 II 铀浓缩设施的典型加工路线	62
附件 III 转换设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例	63
附件 IV 铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例	70
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《核燃料循环设施安全》[1]规定了核燃料循环设施寿命所有阶段所有安全重要领域的要求。
- 1.2. 本“安全导则”就转换设施和铀浓缩设施的安全提出了特定建议。转换设施和铀浓缩设施产生的铀和废物在该设施进行装卸、加工、处理和贮存。转换设施和铀浓缩设施可能加工或使用大量有毒、腐蚀性、可燃和/或爆炸性的危害化学品。
- 1.3. 除了非能动和能动的工程安全措施之外，转换过程和浓缩过程在很大程度上可以依靠操作人员的干预和行政控制来确保安全。与这些设施相关的潜在危害包括丧失密封手段，导致六氟化铀（ UF_6 ）和氟化氢和氟气等危害化学品的排放。此外，对于处理铀-235 浓度超过 1% 铀的铀浓缩设施和转换设施，临界状态也可能是一种潜在的危害。
- 1.4. 本“安全导则”替代原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-5 号《转换设施和铀浓缩设施的安全》¹。

目的

- 1.5. 本“安全导则”的目的是就转换设施和铀浓缩设施的场址评价、设计、建造、调试、运行和退役准备提供建议，以满足 SSR-4[1]规定的适用要求。
- 1.6. 本“安全导则”的建议主要针对转换设施和铀浓缩设施的营运组织、监管机构、设计人员和其他相关组织。

¹ 国际原子能机构《转换设施和铀浓缩设施的安全》国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-5 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。

范围

1.7. 适用于燃料循环设施（即铀精炼设施、转换、浓缩、再转换²、易裂变材料的贮存、包括铀和钚混合氧化物燃料的燃料制造、乏燃料的贮存和后处理、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]提出。本“安全导则”提供了关于转换设施或铀浓缩设施满足这些要求的建议。

1.8. 本“安全导则”特定涉及浓缩度不超过 6%铀-235 的贫化铀、天然铀和低浓缩铀的处理、加工、材料转运和贮存，这些铀可以来自天然铀、高浓缩铀、贫化铀或后处理铀。还为实验室服务等辅助活动提供了建议。本“安全导则”还涉及处理和加工这些材料所产生的放射性废物和流出物的产生和管理。

1.9. 本出版物描述的将铀浓缩物转换为六氟化铀的规定适用于目前在世界各地大型工业规模上使用的几种不同的转换加工。本“安全导则”的规定适用于气体离心浓缩加工，这是目前用于工业规模铀浓缩的唯一工艺。本出版物包括确保转换设施或铀浓缩设施临界安全的特定建议。它补充了原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-27 (Rev.1) 号《易裂变材料装卸中的临界安全》[2]提供的关于临界安全更详细的建议。

1.10. 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》[3]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）。

1.11. 本“安全导则”不包括关于核安保的建议。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) [4]提供了关于转换设施或铀浓缩设施核安保的建议，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) [5]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。

² 也称为“反转换”。

结构

1.12. 第 2 部分概述了转换设施或铀浓缩设施中的危害；第 3 部分就开发此类设施的管理系统及其相关活动提出了建议；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；它提供了关于对运行状态和事故工况进行安全分析的建议，并提供了关于转换设施或铀浓缩设施中放射性废物的管理的安全方面和其他设计考虑的细节；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，并就运行管理、维护和定期试验、改造控制、临界控制、辐射防护、工业安全、废物和废水管理以及应急准备和响应提出建议；第 9 部分提供了关于满足转换设施或铀浓缩设施退役准备工作的安全要求的建议。附件 I 和附件 II 分别说明了转换设施和铀浓缩设施的典型加工路线；附件 III 和附件 IV 分别提供了对转换设施和铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件的相关事件、运行限值和条件的示例，这些结构、系统和部件按加工领域分类。

2. 转换设施和铀浓缩设施中的危害

2.1. 在转换设施和铀浓缩设施中，可能存在大量铀化合物。在转换设施中，初始铀矿产品被加工成六氟化铀，铀以多种化学和物理形式存在（如气态、液态、固态、溶解），并作为该过程的一部分与易燃或化学反应物质一起使用。在铀浓缩设施中，大多数铀以六氟化铀的形式存在。

2.2. 转换设施的主要危害如下：

- 化学品，特别是氟化氢、氟气和六氟化铀的潜在排放；
- 处理氟化反应器中产生的含钍残留物及其衰变产物的外部照射；
- 处理最近清空的钢瓶，特别是用作再加工铀容器钢瓶的外部照射，在那里积聚了铀-232。

2.3. 铀浓缩设施的主要危害如下：

- 六氟化铀的潜在排放；
- 潜在临界事件，因为铀浓缩设施中存在的铀-235 浓缩度大于 1%；

- 处理最近清空的钢瓶和用作再加工铀容器钢瓶的外部照射，积聚着铀-232。

2.4. 一般而言，在转换设施或铀浓缩设施中，只加工铀-235 浓缩度不超过 6%的天然铀或低浓缩铀。这种铀的放射性毒性很低，事故后任何潜在的场外放射性后果预计都是有限的。然而，意外排放后处理铀的放射性后果可能更大，如果该设施持有的许可证允许处理后处理铀，则应在安全评定中考虑到这一点。此外，作为一种重金属铀的化学毒性相当高，其吸收会导致严重的健康问题。

2.5. 对于低于 6%的浓缩水平和未再加工的铀，六氟化铀的化学毒性比其放射性毒性更大。除了六氟化铀，氟化氢也存在，这是一种危害的化学材料。当六氟化铀被排放时，它与空气中的水发生反应，主要产生氟化氢和水溶性氟化铀酰（ UO_2F_2 ），这带来了额外的安全隐患。因此，对转换设施和铀浓缩设施的全面安全分析还应处理这些化学品造成的潜在非放射性危害。

2.6. 一般而言，转换设施和铀浓缩设施不会造成潜在的放射性危害，不会造成大量场外排放放射性物质的事故（相当于一座放射性为数千太贝克勒尔的核电厂向大气排放碘-131 的放射性物质）。然而，某些涉及危害化学品的事故工况（如大量排放氟化氢）可能会导致不利的场外后果，包括死亡或重伤。

2.7. 关于在设施中应用纵深防御概念的要求（见 SSR-4[1]第 2 部分），前两级纵深防御如果正确应用于转换设施和铀浓缩设施，将能够通过设计和适当的运行程序将风险降低到适当的低水平（见第 5 部分和第 8 部分）。然而，其余的纵深防御级别仍应按照分级方法实施。

3. 转换设施和铀浓缩设施的安全管理与核实

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，该体系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转换设施或铀浓缩设施的早期设计阶段建立和实施，以确保在设施的整个寿期或活动期间明确规定、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》[6]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》[7]提供了相关建议，第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[8]，第 GSG-16 号《放射性废物管理中安全的领导、管理和文化》[9]和第 TS-G-1.4 号《放射性物质安全运输管理系统》[10]。

3.3. 应确保在建立综合管理系统时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点。应解决与安全事项相关的信息透明度的需要与出于安保原因保护信息需要之间的潜在冲突。

3.4. 在确定如何开发和应用转换设施和铀浓缩设施安全管理系统时，需要采用分级方法（见 GSR Part 2 [6]要求 7 和第 4.15 段）。这种方法应该基于每个物项或过程对安全的相对重要性。

3.5. 管理系统需要支持强大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 [6]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功能领域：

- (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、提高安全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，表明与目标或基准相比管理流程和工作绩效的有效性。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[6]第 4.11 段要求转换设施和铀浓缩设施的管理系统明确规定如下：

- (a) 组织机构；
- (b) 功能职责；
- (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加工和活动的充分性的个人之间的互动。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内的个人角色和供应商，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转换设施或铀浓缩设施不安全运行的安排。

3.10. 营运组织必须确保落实、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》[11]要求 24 和第 4.65 段，和 SSR-4[1]要求 5）。

3.11. 根据 SSR-4[1]第 4.2 (d) 段要求营运组织定期评审所有与安全相关物项。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. 营运组织必须为转换设施或铀浓缩设施的安全运行提供充足的资源（人力和财力）（见 GSR Part 2[6]要求 9），包括缓解事故后果的资源。

3.13. 营运组织的管理应承担以下任务：

- (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开展。”

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进修培训。尤其是参与易裂变材料活动的人员，放射性物质（包括废物）和化学品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这些风险。

3.16. GSR Part 2[6]要求 11 规定：“组织应与卖方、承包商和供应商达成协议，规定、监控和管理向其供应可能影响安全的物项、产品和服务。”根据 GSR Part 2[6]第 4.33—4.36 段，转换设施或铀浓缩设施的管理系统必须包括采购安排。

3.17. SSR-4[1]第 4.16 (b) 段要求营运组织确保安全重要物项和资源的供应商有一个有效的管理系统。为了满足这些要求，营运组织应该对供应商的管理系统进行评审。

流程实施

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[1]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。”

3.19. 转换设施（如适用，见第 5.37 段）或铀浓缩设施的管理系统应包括临界安全管理。SSG-27 (Rev.1) [2]提供了关于临界安全管理系统的进一步建议。

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期间。

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，并在实施前获得适当批准（见 SSR-4[1]第 9.57 (b) 和 (c) 段）。具有安全意义的改造必须经过安全评定和监管评审，必要时，它们需要在实施前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）。操作人员，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。监查结果需要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、偏离运行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 9.84 段）。根据分级方法，调查的深度和广度应与事件的安全意义相称。调查应包括以下内容：

- (a) 分析偏差的根本原因，以找出经验教训，并确定和实施纠正行动，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，包括最初建立的安全措施。

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》[12]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，转换设施或铀浓缩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：“应建立一个独立的安全委员会（或咨询小组），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建议。”转换设施或铀浓缩设施的安全委员会应有成员或接触有毒化学品危害防护、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. 转换设施和铀浓缩设施的场址评价

4.1. 转换设施或铀浓缩设施的场址评价过程将取决于许多变量。在计划设施的最早阶段，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、临近爆炸、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》[13]规定了转换设施或铀浓缩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》[14]提供了进一步的建议。

4.2. 转换设施或铀浓缩设施的场址评价范围在 SSR-1[13]要求 3 和 SSR-4[1]要求 11 和第 5.1—5.14 段确定，并应反映本“安全导则”第 2 部分列出的特定危害。

4.3. 在场址评价过程中，需要考虑转换设施或铀浓缩设施附近的人口密度和人口分布，以最大限度地缓解放射性物质和/或危害化学品排放对人们健康的任何可能后果（见 SSR-1[13]要求 4 和 12）。此外，根据要求 25 和第 6.1 段和第 6.2 段，需要评定转换设施或铀浓缩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。要求评价所有设施状态下设施的环境影响（见 SSR-4[1]第 5.3 段），并应符合国家法规中规定的适用标准。

4.4. 在为转换设施或铀浓缩设施选址时，必须考虑到安全咨询意见（见 SSR-4[1]第 11.4 段）。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。

4.5. 营运组织应保持关于为转换设施或铀浓缩设施选址所作决定以及这些决定背后的理由完整记录。

4.6. 在转换设施和铀浓缩设施的使用寿期间，应定期评审场址特征，以确定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涵盖的情况。

5. 转换设施和铀浓缩设施的设计

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。”

保持次临界适用于处理铀-235 浓度超过 1% 铀的设施。

5.2. SSR-4[1]要求 34 和第 6.120—6.122 段确立了内部辐射防护要求。

5.3. SSR-4[1]要求 35 和第 6.123—6.128 段指出了放射性物质和相关危害物质的限制要求。

5.4. SSR-4[1]要求 36 和第 6.129—6.134 段确立了外部辐射防护要求。对于转换设施和铀浓缩设施中可能涉及高水平 γ 辐射的源加工或区域，如再

加工铀或新清空的钢瓶（如暴露于铀-232 和铀-238 的衰变产物），应考虑采取防护措施。

5.5. 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) [2]第 3 部分提供了关于转换设施和铀浓缩设施设计以确保次临界的进一步建议。

设计基准及安全分析

5.6. 设计基准事故是一种导致事故工况的假想事故，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]。

5.7. 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。

5.8. 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，在设计基准安全分析规范中，应特别考虑以下危害：

(a) 转换设施的危害：

- (i) 由于储罐或管道破裂而排放氟化氢或氨（ NH_3 ）；
- (ii) 由于储罐、管道或热钢瓶破裂而排放六氟化铀；
- (iii) 涉及氢和溶剂等物质的放热反应引起的火灾；
- (iv) 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、重物坠落和吊装错误、极端气象现象（特别是地震、洪水和龙卷风）和意外飞机坠毁。

(b) 铀浓缩设施的危害：

- (i) 由于储罐、管道或热钢瓶破裂而排放六氟化铀；
- (ii) 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。

5.9. 这些危害将主要对现场工作人员造成化学毒性和放射性后果。然而，它们也可能对公众或环境造成一些不利的场外后果。

5.10. 第 5.8 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]附录中列出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

5.11. SSR-4[1]第 6.21 段指出：

“核燃料循环设施的设计：

.....

(e) 应规定结构、系统、部件和程序，以控制安全系统的运行过程，并在切实可行范围内限制超出安全系统能力的故障和偏离正常运行的后果。”

本“安全导则”附件 III 和附件 IV 列举了可能对转换设施和铀浓缩设施的相关安全功能构成挑战的结构、系统和部件以及代表性事件的示例。

放射性物质和有毒化学材料的密封

5.12. 为了满足 SSR-4[1]关于防止内部辐射照射和有毒化学危害的要求 34 和 42，应尽可能减少以下参数，从而降低转换或浓缩过程中排放放射性物质和有毒化学材料的风险：

- (a) 加工区中液态六氟化铀的数量（例如，通过限制转换设施和铀浓缩设施中的结晶（去升华）容器的尺寸）；
- (b) 加工容器中下落不明的放射性物质和有毒化学材料的数量；
- (c) 六氟化铀在高于大气压的压力下运行的持续时间；
- (d) 氟化氢、氨气和氢的贮存能力。

5.13. 转换设施和铀浓缩设施的设计必须尽可能减少设施的污染和向环境排放放射性物质，并促进设施的去污和最终退役（见 SSR-4[1]要求 24、25 和 33）。

5.14. 为了满足要求 10 和 SSR-4 [1]第 6.21 (a) 段，在处理液态六氟化铀的工作区或有可能产生大量空气悬浮微粒的工作区，应安装两个静态屏障，最好是第三个屏障，以防止不受控制地向环境排放。还应特别考虑尽量减少软管的使用，并确保其维护和定期检查。

5.15. 使用适当的密封系统应是防止污染从存放大量铀化合物粉末或气态危害物质区域扩散的主要方法（见 SSR-4[1]要求 35）。为了提高静态包容的

有效性，在可行的情况下，应使用提供负压的动态包容系统，通过向设备或区域的污染较严重的部分产生气流。气流的速度应足以防止放射性物质迁移回污染较少的地区。因此，可以在厂房外部环境和内部的有害物质之间建立降低绝对压力的级联。

5.16. 在为运行期间可能含有高浓度气态放射性物质的区域设计通风和密封系统时，应考虑以下标准：

- (a) 房屋不同部分之间的期望压差；
- (b) 设施中的空气置换率；
- (c) 要使用的过滤器类型；
- (d) 过滤器之间的最大压差；
- (e) 通风和密封系统开口处的适当流速（例如，罩开口处可接受的风速范围）；
- (f) 过滤器处的剂量率；
- (g) 核易裂变材料在通风元件（过滤器、通风管道）中的潜在积聚；
- (h) 通风系统内的湿度和潜在湿度；
- (i) 预测性和预防性维护策略。

5.17. 为了防止火势通过通风管道蔓延并保持防火墙的完整性，并考虑到氟化氢的潜在腐蚀，通风系统应尽可能配备防火阀，并应由不易燃和非腐蚀性材料建造。

5.18. 防止化学品危害应包括控制化学品进入工作场所和环境的任何途径。

保护工作人员

5.19. SSR-4[1]要求 8 规定了转换设施和铀浓缩设施的设计要求，以确保工作人员的辐射防护。

5.20. 转换设施和铀浓缩设施必须在设施中被确定有可能产生大量气态放射性物质和其他有害物质的区域设计有适当尺寸的通风和密封系统（见 SSR-4[1]第 6.126 段）。通风系统应作为一种手段，最大限度地减少工作人员的辐射照射和有害物质的暴露，这些物质可能通过空气传播，因此可能被

工作人员吸入。在可能的情况下，通风设备的布局应使气流远离人员工作场所和人员疏散路线。

5.21. 对于正常运行，需要通过仔细设计密封和通风系统来避免使用保护性呼吸设备（见 SSR-4[1]第 9.100 段）。例如，应使用手套箱、头罩或特殊装置来确保第一隔离屏障的连续性，而不是依赖呼吸保护的需要。

5.22. 在空气中可能含有颗粒状铀的区域，初级过滤器应尽可能靠近污染源。在设计通风系统时，应考虑防止由于空气速度不足或管道内的积聚区域而产生不必要的铀积聚。应在可能发生空气传播污染物累积的地区提供定期监视手段。应使用串联的多个过滤器，以避免依赖单一过滤器。此外，应提供值班和备用过滤器和/或风扇，以确保通风系统的连续运行。如果没有提供此类过滤器和/或风扇，应确保值班风扇或过滤器的故障将导致受影响区域的设备安全关闭。在可能的情况下，只应在设施内主要加工关闭期间（例如，在其他过滤器维护或更换期间）依赖单一过滤器。

5.23. 必要时，应安装监视设备，如压差表（如过滤器上、房间之间或手套箱与其所在房间之间）和测量通风系统中铀或气态有害物质浓度的设备。

5.24. 应安装音频警报系统，以提醒操作人员风扇故障和高或低压力。在设计阶段，还需要规定用于安装监控气态放射性物质的设备和/或气体监控设备（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照射情况，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）。

5.25. 如果使用通风柜和手套箱（例如在实验室），其设计应与转换设施或铀浓缩设施中特定的局部危害相称。

5.26. 为便利设施的去污和退役，转换设施和铀浓缩设施正常运行期间可能存在污染区域的墙壁、地板和天花板应无孔且易于清洁。这可以通过在这些表面上涂上特殊的涂层，如环氧树脂，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，以便在必要时进行定期去污。

保护公众及环境

5.27. 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》[15]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，对该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》[16]提供了对转换设施和铀浓缩设施进行环境影响评定的进一步建议。

5.28. 设计应提供对排放源（气体排放和液态流出物）的充分监控，以及对设施周围接收环境的监控。设计还应规定对违规行为的识别，以确认没有违反隔离屏障，并且对环境和公众的影响符合授权限值。

5.29. 在评定向环境的排放时，应考虑过滤器的效率及其对化学品（氟化氢和氨气）、通风系统中的湿气、废气的高温和火灾条件的抵抗力。

5.30. 如果所有的隔离屏障都受损，事故可能会导致放射性或化学材料不受控制地扩散到环境中。屏障可以包括加工设备本身，或者房间或建筑结构。隔离的实物屏障数量应根据危害的安全意义进行调整。根据要求 23 和第 SSR-4[1]第 6.124 段，最小屏障数量为两个，优选的屏障数量是三个。

5.31. 密封系统的通风，通过气体净化机制，如转换设施中的湿式洗涤器或铀浓缩设施中的冷阱和干化学吸收层，通过烟囱排放废气，将放射性或化学材料（主要是氟化氢）的正常环境排放降低到非常低的水平。在这种情况下，通风系统也可以被视为限制屏障。

外部照射防护

5.32. 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。

5.33. 应通过适当结合距离、时间和屏蔽要求来控制工作人员的外部照射。由于天然来源材料的比活度低，转换设施或铀浓缩设施的容器和管道工程提供的屏蔽通常足以充分控制职业照射。然而，在靠近新清空的六氟化铀钢瓶或散装贮存区的区域，应考虑安装屏蔽或限制占用。

5.34. 在处理后处理的铀时，应考虑采取额外的防护措施，以保护人员因铀-232 衰变产物（铊-208 和铋-212）和残留裂变产物的 γ 剂量率较高。

5.35. 在选择尾矿贮存区时，应考虑对距离、占用时间和屏蔽的要求，以最大限度地减少人员对 γ 和中子辐射的直接照射。“天空照射”（空气中散射的 γ 辐射）在估计照射时也应考虑在内。

防止核临界状态

5.36. 防止核临界是一个重要的主题，在设计转换设施或铀浓缩设施时需要考虑各个方面（见 SSR-4[1]要求 38）。第 5.37—5.44 段就转换设施或铀浓缩设施特有临界安全的一些主要要素提出了建议。SSG-27 (Rev.1) [2]提供了关于临界安全的详细建议。

5.37. 如果一个转换设施处理天然铀、贫化铀或铀-235 丰度低于 1% 的铀，则没有必要进行全面的临界安全评定（见 SSR-4[1]第 6.138 段）。在这种情况下，应证明不存在可信故障序列，在该故障序列中，铀的丰度等于或高于 1% 铀-235 的铀被送入该加工，例如，使用再循环铀。进一步建议见 SSG-27 (Rev.1) [2]第 2.13 段。

5.38. SSR-4[1]第 6.138—6.148 段指出了通过设计预防临界的要求。为了防止转换设施和铀浓缩设施的临界状态，应控制下列参数：

- (a) 加工中存在的易裂变材料的质量和浓缩水平；
- (b) 加工设备的几何构型和相互作用。可以通过限制尺寸或形状来实现控制（例如，通过存储容器的安全直径、板的控制、存储容器内部和之间的适当距离）。还应考虑由于泄漏或断裂而导致的约束丧失或几何构型的变化；
- (c) 易裂变材料在溶液中的浓度（例如在回收铀的湿法过程中或在去污过程中）；
- (d) 存在反射器或适当的中子吸收层；
- (e) 慢化程度。例如，这可以通过控制六氟化铀气瓶和离心机级联中氢与铀-235 的比率来实现，同时考虑到六氟化铀的水解产物（特别是氟化铀酰），其氢/铀比率可能高于六氟化铀的最大保留值。

5.39. SSR-4[1]第 6.138 段指出（脚注略）：

“在设施中所涉易裂变材料数量很少或同位素组成符合监管机构规定或商定的豁免标准的区域，没有必要进行全面的临界安全评定。在所有其他情况下，应通过在设计中尽可能合理实现的预防措施来确保临界安全。在这种情况下，受临界控制的区域可以是整个浓缩级联、一座厂房或整个场址。”

5.40. 对于转换设施或铀浓缩设施，在切实可行的范围内，可能装载易裂变材料的容器应在几何构型上有利，并应设计为最高核定浓缩水平，包括合理的安全裕度。

5.41. 临界安全分析应证明设备的设计和相关的安全措施是这样的，即受控参数的值总是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，有效中子倍增因子取决于铀和与其相关的所有其他材料的质量、几何构型、分布和核性质，包括低温效应（在远低于 0°C 的温度下运行的加工部分）。然后，应将 k_{eff} 的计算值（包括所有不确定性和偏差）与设计限值规定的值进行比较（设计限值应根据 SSG-27 (Rev.1) [2]第 2.8—2.12 段进行设置）。

5.42. 几种在基础和形状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计算机程序的计算。相关执行临界安全评定的更广泛建议，包括计算机程序核实的建议，请见 SSG-27 (Rev.1) [2]第 4 部分。

5.43. 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、最坏情况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优几何构型；
 - (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程序，这些程序与适当的核反应截面数据库一起进行验证，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) [2]第 4.22—4.29 段）。

5.44. 以下参数应列入转换设施或铀浓缩设施临界安全分析的范围（见 SSR-4[1]第 6.144 段）：

- (a) 浓缩。如果在临界安全分析中不使用最高授权浓缩水平，则应考虑易裂变材料铀浓缩的潜在不确定性（见第 5.39 段）；
- (b) 质量。质量裕度应足以补偿正常运行中可能出现的铀过量（另见 SSG-27（Rev.1）[2]第 3.18 段）；
- (c) 加工设备的几何构型。运行过程中尺寸变化的可能性（如板坯储罐或板坯料斗的膨胀）必须符合 SSR-4[1]第 6.144 段的要求；
- (d) 慢化。含氢物质（如水、油）是转换设施和铀浓缩设施中存在的或可能存在于事故工况下的常见慢化剂（如消防用水）。六氟化铀钢瓶的次临界不应仅依赖于慢化控制；
- (e) 反射。在临界安全分析中，应假设水完全反射，除非证明与中子反射相关的最坏情况（如人体、有机材料、木材、混凝土、容器钢材）会导致较低程度的反射。应仔细考虑相互作用阵列中的反射程度，因为全水反射的假设可能提供与相互作用项目的一定程度的中子隔离。应考虑可能存在的材料可能导致中子倍增系数比全水反射系统增加更多的情况（见 SSG-27（Rev.1）[2]第 3.22 段）；慢化控制应确保单一六氟化铀钢瓶或六氟化铀钢瓶阵列在任何反射条件下的临界安全；
- (f) 中子相互作用。应优先考虑工程间距，而不是通过行政手段实现的间距；
- (g) 中子吸收层。SSR-4[1]第 6.144 (i) 段指出：“在安全分析中考虑到这一点，如果存在退化风险，或者如果它们可能损坏或移位，中子吸收层的存在和完整性应在定期视察中得到核实。”根据第 6.114 (j) 段，要求在临界状态计算中考虑吸收层参数的不确定性。可用于转换设施和铀浓缩设施的中子吸收层包括环形贮存容器或液体转移容器中的镉、钆和硼。吸收层参数包括厚度、密度和核素组成。

排热规定

5.45. 为了满足 SSR-4[1]要求 39，在存在大量放热的潜在放热反应的情况下（例如，在转换设施的氟化过程中），设施设计应考虑适当的冷却系统，以排出化学反应中的热量，并确保所有设施状态下的安全运行。

5.46. 应确保对冷却系统进行持续监控，以防止放射性物质不受控制地排放。

5.47. 冷却系统设计应规定定期视察和维护，以解决腐蚀和老化管理问题。

假想始发事件

5.48. SSR-4[1]第 6.60 段指出：“内部和外部危害清单，包括人为引起的危害（见要求 15 和 16），应用于选择始发事件，以进行详细的进一步分析。”第 5.49—5.95 段就转换设施和铀浓缩设施可预见的内部和外部危害提出了建议。

内部危害

火灾和爆炸

5.49. 要求对转换设施和铀浓缩设施进行火灾危害和爆炸危害分析，以满足要求 22 和 SSR-4[1]第 6.77—6.79 段指出的要求。

5.50. 转换设施和铀浓缩设施中的火灾可能会破坏包容屏障，导致放射性物质或有毒物质扩散，或可能会影响系统或用于临界控制的参数（如慢化控制系统或处理设备的尺寸），导致临界事故。应特别考虑所部署的灭火介质及其潜在的慢化效果。根据 SSR-4[1]第 6.146 段中，灭火介质（如水或粉末）的选择及其使用的安全需要在临界安全方面加以解决。

5.51. 应适当考虑转换设施中特别遇到的火灾危害，如无水氨（爆炸性和易燃）、硝酸（有机材料着火）和氢气。

火灾危害分析

5.52. 作为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。应对设施的所有高风险火源区域进行火灾危害分析，如扩散器所在区域、可燃物质区域（包括低压电缆）和安装安全设备的场所。在进行火灾危害分析时，应特别考虑以下因素：

(1) 对于转换设施：

(a) 涉及氢气的加工，如氧化铀的还原；

- (b) 使用易燃液体（如十二烷）的车间，如净化设备和实验室；
- (c) 活化化学品（如氨气、氢气、硝酸、十二烷）的贮存；
- (d) 火灾负载高的区域，如废物贮存区；
- (e) 废物贮存和处理区；
- (f) 存放安全相关设备的房间（如空气过滤系统，其退化可能导致被认为不可接受的放射性后果）；
- (g) 变压器和装有电池充电器的房间；
- (h) 控制室；
- (i) 使用碳氢化合物燃料的车辆，如六氟化铀钢瓶运输车和叉车。

(2) 对于铀浓缩设施：

- (a) 火灾负载高的区域，如装有润滑油储罐的区域，以及装有脱脂或去污溶剂的容器；
- (b) 柴油储罐；
- (c) 变压器和装有电池充电器的房间；
- (d) 溶剂的贮存；
- (e) 在整备可燃废物之前贮存可燃废物的区域；
- (f) 控制室；
- (g) 使用碳氢化合物燃料的车辆，如六氟化铀钢瓶运输车和叉车。

5.53. 转换设施和铀浓缩设施的火灾危害分析应包括查明火灾原因，评定火灾的潜在后果，并酌情估计火灾发生的频率或概率。它应用于评定燃料和起爆源的库存，并确定以下各项适当和充分的防火措施，火灾的计算机模式有时可以用来支持火灾危害分析。

5.54. 对火灾可能性的估计可用作决策或识别可能未被发现弱项的基础。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，以防止火灾或遏制火势蔓延。

5.55. 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

5.56. 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。尽管采取了预防措施，但如果发生火灾，应采取缓解措施，将火灾的后果降至最低。

5.57. 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) 将贮存非放射性危害物质的区域与加工区域分开；
- (b) 最小化单一房间的火灾负载；
- (c) 根据功能标准和耐火等级，选择材料，包括与安全重要结构、系统和部件相关的土木结构和隔间墙、贯穿件和电缆的材料；
- (d) 尽量将厂房和通风管道分隔开来，以防止火势蔓延。厂房应该分成防火区。应采取措施防止或严重遏制火势蔓延到火灾发生区域以外的可能性。火灾风险越高，一栋厂房的防火区就应该越多；
- (e) 抑制或限制可能点火源的数量，如明火或电火花。

5.58. SSR-4[1]第 6.79 段指出了消防系统的分析要求。应在可能发生火灾的区域安装自动或手动灭火设备，并配备足够的灭火剂。对于存在六氟化铀的地区，应仔细评定安装喷水自动灭火设备的情况，同时考虑到产生氟化氢的可能性和浓缩铀的临界事件。应考虑将用于灭火的水对环境的影响降至最低。

5.59. 通风系统的设计应特别考虑防火。动态包容系统包括通风管道和过滤装置，除非设计合适，否则它们可能构成消防系统的弱项。除非大范围火灾的可能性低到可以接受的程度，否则通风系统中应安装防火阀。它们应在收到来自火灾探测系统的信号时自动关闭，或通过温度敏感的易熔链路自动关闭。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防火要求。

5.60. 跨越火区或火区边界的管线（如电线、气体和加工管线）的设计应确保火势不会蔓延。

爆炸

5.61. 爆炸可能是由火灾引起的，也可能是导致火灾的始发事件。爆炸可能会破坏提供密封的屏障和/或影响为防止临界事故而采取的安全措施。

5.62. 在转换设施和铀浓缩设施中，可能的爆炸源包括：

- (a) 气体（在转换设施中：例如还原过程中使用的氢气或氨气，在铀浓缩设施中：化学氧化剂，如氟气、三氟化氯或六氟化铀）。应执行设计规定，以防止上述化学氧化剂与碳氢化合物或卤代碳氢化合物的爆炸性混合物。如果不能确保防止这种爆炸性混合物，应考虑使用惰性气体气氛或稀释系统；
- (b) 固态化合物（仅在转换设施中：高温环境中的硝酸铵）。应监控可能的积聚物，以防止硝酸铵的任何积聚。

水淹

5.63. 如果放射性物质没有保持在密封状态（如黄饼、转换中的重铀酸铵（ADU）），转换设施或铀浓缩设施中的水淹可能导致放射性物质扩散。对于始终处于密封状态的六氟化铀，只有在同时丧失密封状态的情况下，水淹才会导致危害物质的排放。水淹可能会导致容器、管道和设备的浮力引起的故障，导致密封丧失。

5.64. 在任何情况下，水淹都可能导致临界安全参数的变化，如反射和/或慢化。

5.65. 在存在盛水容器和/或管道的设施中（包括任何已安装的消防系统），临界安全分析应考虑所考虑的房间内可能容纳的最大水量以及任何相连房间内的最大水量。此类室内或房间应明确标识，并应通知工作人员。

5.66. 可能发生水淹室内的墙壁（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

5.67. 除了原材料丧失及其对环境的影响之外，容器、钢瓶、泵、阀门和管道等密封系统的泄漏还会导致放射性物质（如铀溶液和粉末、气态或液态六氟化铀）和有毒化学品（如氟化氢、氟气、氨气、三氟化氯）的扩散，

并产生不必要的废物。含氢流体（如水、油）的泄漏会改变中子的慢化和/或反射，从而降低临界安全。易燃气体（如氢气）或液体的泄漏会导致爆炸和/或火灾。泄漏检测系统应部署在可能发生泄漏的地方。

5.68. 对于转换设施、铀回收地点和铀浓缩设施，装有大量溶液形式的核材料或危险化学品的容器应配备液位探测器和警报器，以防止过量灌装，并配备适当容量的封隔器或滴水盘等第二密封特点。对于易裂变材料，配置必须确保临界安全（见 SSR-4[1]第 6.143 段）。

5.69. 地板和墙壁表面的选择应便于清洁，尤其是在湿法加工区域。这也将有助于最大限度地减少退役产生的废物。

服务丧失

5.70. 以 SSR-4[1]第 6.89 段指出，应至少为下列系统和部件提供可及时部署以提供备用电源的应急备用电源：

- (a) 临界事故检测和警报系统；
- (b) 必要时用于密封危险物质的通风系统；
- (c) 包括爆炸性气体在内的危险物质泄漏的探测和警报系统；
- (d) 一些过程控制部件（如加热元件、阀门）；
- (e) 火灾探测和消防系统；
- (f) 辐射防护和环境保护监控系统；
- (g) 加工设施内的照明。

5.71. 对于铀浓缩设施来说，断电可能会导致重大的运行后果。此外，断电可能会对安全产生一些影响，例如固态铀矿床的形成。应提供备用电力系统，以便从级联中移除六氟化铀并将其转移到六氟化铀钢瓶或化学吸收层捕集器。

5.72. 许可证文件（安全论证文件）应说明设施所需的补救行动，包括第 5.70 段确定的物项。返回到安全运行状态，除非根据概率理由可以排除长时间断电的可能性。

5.73. 常规供应丧失的后果，如仪器仪表和控制用气体、加工设备和通风系统用冷却水、热水、呼吸空气和安全用压缩空气，应至少从以下方面进行分析：

- (a) 气体控制安全阀和风门的气体供应丧失：根据安全分析，应使用为故障安全行为设计的阀门；
- (b) 冷却水或热水的丧失：在设计中应提供足够的备用容量或冗余供应。

加工错误

5.74. 下表列举了在安全评定过程中与加工试剂和稀释气体的丧失或过量相关的危害因素：

- (a) 转换设施中不完全的化学反应可能导致危害化学品的排放；
- (b) 设备中的过压可能导致设施工作区域中气态放射性物质水平和/或危害物质浓度的增加；
- (c) 转换设施氟化过程中过量的氟可能导致其排放；
- (d) 大量氮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) 蒸汽或热水供应的丧失可能导致六氟化铀在管道和设备中凝固；
- (f) 空气供应故障可能导致与安全相关的气动阀故障。

设施故障和设备故障

5.75. 为了满足 SSR-4[1]要求 40，应特别考虑容器、管道和泵中高腐蚀性和危害物质的密封，如六氟化铀、氟气和氟化氢，以及研磨粉末会造成侵蚀的粉末输送管线。

5.76. 设计应最大限度地减少移动设备（如车辆和起重机）对危害物质容器造成的机械冲击。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，因为如果重物意外坠落，可能会发生大量危害或放射性物质的排放。

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

5.78. 为了防止含有有害物质的设备（如煅烧炉或熔炉）出现故障，应在设计阶段制定有效的维护、定期试验和视察计划。

外部危害

概述

5.79. 转换设施或铀浓缩设施的设计应根据外部危害的性质和严重程度，无论是自然的还是人为的，并应根据 SSR-1[13]规定和 SSR-4[1]要求 16 进行识别和评价。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 (Rev.1) 号《核设施场址评价中地震危害》[17]提供了关于外部危害的详细建议，第 SSG-18 号《核设施场址评价中气象和水文危害》[18]，第 SSG-21 号《核设施场址评价中火山灾害》[19]和第 SSG-68 号《核装置设计中的非地震外部事件》[20]。关于转换设施或铀浓缩设施的特定外部危害的建议见第 5.8—5.95 段。

地震

5.80. 为确保转换设施或铀浓缩设施的设计达到所需的坚固程度，应进行详细的地震评定（见 SSR-1[13]和 SSG-9 (Rev.1) [17]），包括下列地震诱发事件：

- (a) 丧失冷却；
- (b) 丧失支持服务，包括公用事业；
- (c) 丧失密封功能（静态和动态）；
- (d) 地震发生后，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的功能（如火灾、爆炸、重物坠落、水淹）；
- (e) 由于以下原因导致的临界安全功能（如几何构型和/或慢化）的丧失：
 - (i) 变形（几何构型控制）；
 - (ii) 位移（几何构型控制、固定中子毒物）；
 - (iii) 材料丧失（几何构型控制、可溶性中子毒物）。

5.81. 根据场址特征和转换设施或铀浓缩设施的位置，如场址评价中所评价的（见第 4 部分），海啸和地震引起的土壤液化以及其他极端洪水事件的影响应在设施设计中得到解决。

外部火灾和爆炸以及外部有毒危害

5.82. 外部火灾和爆炸的危害可能来自转换设施或铀浓缩设施（如石化设施）附近的各种来源，森林，用于运输天然气或石油等易燃材料的管道和公路、铁路或海上路线，和火山灾害。

5.83. 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的危害来源，然后估计影响设施的相关事件序列。应评价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。

5.84. 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

5.85. 转换设施或铀浓缩设施应受到保护，不受场址评价中确定的极端气象条件的影响（见第 4 部分）通过适当的设计规定。这些规定通常应包括以下内容：

- (a) 安全重要结构承受极端天气负载的能力；
- (b) 防止设施被淹，包括在极端降雨的情况下有足够的手段将水从屋顶排出，并防止水管因冻结而出现故障；
- (c) 设施按照限值和条件处于安全状态。

龙卷风

5.86. 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。如果没有相关的国家法规，设计应遵循国际良好实践。

5.87. 大风能够提起和推动像汽车或电线杆一样大的物体。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传递可能产生的次级碎片的影响。

极端温度

5.88. 在设计主要加工设备和支持系统设备时，应考虑极低或极高温度的潜在持续时间，以防止以下不利影响：

- (a) 硝酸铀溶液或液态或气态六氟化铀的结晶；
- (b) 除垢器（冷阱）中使用的冷却系统冻结，例如废气系统中使用的冷却系统；
- (c) 容器破裂后用于包裹浓氟化氢溶液的应急油的冻结；
- (d) 固态六氟化铀在管道中的液化。

5.89. 如果厂房或隔间规定了湿度或温度的安全限值，空调系统的设计也应在极端炎热或潮湿的天气条件下有效运行。还应考虑设施内部冷凝的影响。对于没有伸缩缝的结构，在设计中应考虑热膨胀对结构系统造成的额外负载。

降雪和冰暴

5.90. 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。如果相关，应考虑中子反射效应和/或雪的散布慢化效应（例如，对于产品钢瓶贮存区域）。

洪水

5.91. 对于任何洪水事件，如极端降雨（内陆场址）或风暴潮（沿海场址），当结构、系统和部件容易受到损坏时，应关注安全重要结构、系统和部件的潜在泄漏路径（隔离屏障破裂）。装有易裂变材料设备的设计应防止发生水淹时发生任何临界事故。电气系统、仪器仪表和控制系统、应急电源系统（蓄电池和发电系统）和控制室应通过设计得到保护。

5.92. 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，以避免洪水造成的重大损害。

5.93. 应考虑综合水位的其他影响（如涨潮或海啸）。

飞机意外坠毁

5.94. 根据场址评价中确定的风险（见第 4 部分），转换设施或铀浓缩设施的设计应能承受设计基准的影响。

5.95. 为了评定撞击的后果或设计是否足以抵抗飞机撞击，应考虑设计基准中包括的坠毁假想方案，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

5.96. 应提供仪器仪表，以监控相关参数和系统以及设施在其各自范围内的一般状况：(a) 正常运行；(b) 预计运行事件；及 (c) 意外工况，以确保可取得相关运行及设施状况的足够资料，并可根据运行程序采取适当行动。

5.97. 应提供仪器仪表，用于测量可能影响加工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工况（如放射性水平、流出物、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（如人员的存在、环境条件）。

5.98. 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。自动系统的设计应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。

5.99. 应向操作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为操作人员提供设施状态和性能的充分图像，并考虑应记录以备将来使用的重要参数。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工况的自动连续试验。

控制室和控制板

5.100. 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。当选择设施中控制室的位置时，应考虑人员的职业照射和安全。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操作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。

与安全相关的仪器仪表和控制系统

5.101. 转换设施或铀浓缩设施的与安全相关的仪器和控制系统应包括下列系统：

- (a) 临界控制和临界检测警报：
 - (i) 加工控制，特别是铀浓缩设施的加工控制，包括用于浓缩测量的在线设备，以监控产品的浓缩水平；
 - (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地区（见 SSR-4[1]第 6.173 段）。
- (b) 火灾探测：
 - (i) 所有有火灾负载或大量裂变和/或有毒化学材料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) 过程控制：
 - (i) 应监控温度、压力、流速、化学品和/或放射性物质浓度、储罐液位和钢瓶重量等参数；
 - (ii) 在加热六氟化铀钢瓶之前，应测量六氟化铀的重量，并确认其低于填充限值（例如，使用第二个独立的称重秤）；
 - (iii) 如果系统有能力达到可能发生液压破裂的温度，加热期间的温度应通过两个独立的系统来限制。
- (d) 通风控制：主要用于测量高效微粒空气（HEPA）过滤器和气流之间压差的设备；

- (e) 气态和液态流出物的控制：如果可预见有可能超过监管限值，应提供实时测量，否则，对连续取样的过滤器和/或探针进行回顾性测量通常就足够了；
- (f) 爆炸性混合物的控制：如果存在可预见的超过监管和安全限值的可能性，则有必要进行实时测量、控制和警报（例如，用于测量转换设施还原窑中氧气浓度的设备）；
- (g) 职业辐射照射的控制：
 - (i) 为了监控外部照射，应在有可能发生放射性排放的地区，特别是在有 X 射线发生器和放射源等视察设备的区域，安装带有实时显示和/或警报的剂量计；
 - (ii) 为了监控内部照射，应对过滤器进行连续取样，以进行回顾性测量和/或带警报的实时测量，从而检测放射性物质的排放。
- (h) 窒息物的控制：应监控可能影响运行安全的工作区域中窒息物（如氮气、氨气、氮氧化物）的存在和浓度；
- (i) 化学品排放的控制：在存在高于大气压的氟化氢、六氟化铀和三氟化氯的加工区和/或实验室，应使用实时检测和警报系统。

人因考虑

5.102. SSR-4[1]要求 27 中确立了与人因工程相关的要求。

5.103. 在设计阶段应考虑运行、视察、定期试验和维护中的人因。转换设施或铀浓缩设施应考虑的人因应包括：

- (a) 未经授权的人的行为对安全的可能影响（考虑到操作人员干预的容易程度和对人为错误的容忍度）；
- (b) 职业照射的可能性。

5.104. 考虑人因的设施设计是一个专业领域。专家和有经验的操作人员应该从设计的最早阶段就参与进来。应考虑领域包括：

- (a) 根据人体工程学原则设计工作条件：
 - (i) 操作人员—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，确保良好的通道和设备周围的足够空间，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个人辐射防护手段的需要；
- (f) 与人因相关的运行经验反馈。

安全分析

5.105. GSR Part 4 (Rev.1) [11]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。”转换设施和铀浓缩设施的安全分析应包括对整个设施和所有活动的各种危害的分析。

5.106. 确定的假想始发事件列表应考虑所有内部和外部危害，这些危害可用于开发最终事件假想方案，以建立安全重要结构、系统和部件列表。安全所依赖的结构、系统和部件的功能不应受到事件假想方案的不利影响。

运行状态的安全分析

5.107. 对正常运行期间的内部和外部职业照射以及公众的照射和预计运行事件，应根据以下内容进行设施特定的、现实的、全面的和可靠的（即保守的）评定：

- (a) 源项的计算应使用 (i) 对给定同位素组成具有最高比活度的材料；(ii) 该设施的许可存货；及 (iii) 该设施可处理的最大材料产量。在计算中应使用正常运行中最差的屏障性能。还可以使用使用足够裕度的最佳估计方法；
- (b) 职业照射的估计剂量应根据照射最多工作场所的工况进行计算，并应使用最大年工作小时。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工作小时；

- (c) 对公众（即“代表人”）估计剂量的计算应基于放射性物质向空气和水中的最大估计排放量、向地面的最大积聚量和直接照射量。应使用保守模式和参数来计算对公众的估计剂量。

事故工况的安全分析

事故工况安全分析的方法和假设

5.108. 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和任何相关危害化学品向环境排放的整个物理过程，并确定包含最严重后果的情况。

5.109. 转换设施或铀浓缩设施的设计事故的后果一般仅限于对现场和事故地点附近个人造成的后果。其后果取决于各种因素，如放射性物质和危害化学品的排放量和速度、排放源与接触或受影响的个人之间的距离、将材料运送到个人的途径以及接触时间。

5.110. 与事故分析相关的验收标准应根据 GSR Part 4 (Rev.1) [11]要求 16 以及国家法规和相关标准进行定义。

5.111. 为了证明保护工作人员、公众和环境免受事故伤害，在对转换设施和铀浓缩设施进行安全评定时，应考虑以下两种方法或另一种等效方法：

- (1) 第一种方法涉及根据对所有可信事故的分析，确定安全重要结构、系统和部件，这些事故可能超过设施人员、公众和环境的预先设定标准。它还包括证明这些结构、系统和部件可以将潜在事故的后果和/或可能性降低到预先设定的标准以下。这种方法还将为制定应急计划提供信息；
- (2) 第二种方法从选择限制事故工况开始，称为边界或包络假想方案。然后，应以保守的方式证明，不考虑任何对安全或管理措施重要的（活动）结构、系统和部件，这些限制性事故工况的后果在既定的独立于设施的验收标准范围内。评定后，对可能的事故序列进行评审，以确定设计特点和管理措施的规定，同时考虑 SSR-4[1]要求 11 中的分级方法，进一步缓解潜在事故的后果和/或可能性，并为制定应急计划提供信息。

5.112. 应根据 GSR Part 4 (Rev.1) [11]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。

5.113. SSR-4[1]要求 38 规定：“设计应确保在被称为可信异常工况的运行状态和条件下，或在设计基准中包括的工况下，有足够的次临界裕度。”对于铀浓缩设施和处理铀-235 浓度超过 1%铀的转换设施，应考虑可能发生临界事故，作为事故工况安全分析的一部分。应特别考虑处理和加工包括再加工铀在内的各种原料产品的设施可能发生临界事故。

5.114. 根据 SSR-4[1]第 6.149 段和第 6.150 段，需要对临界事故评定缓解措施的必要性和适用性以及防护行动的有效性。

设计扩展工况分析

5.115. 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。目的是确定和分析在设计转换设施或铀浓缩设施时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被实际消除。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。”

5.116. 设计扩展工况包括比设计基准事故更严重的事件，这些事件可能由极端事件或此类事件的组合依次或同时产生，可能对安全重要结构、系统和部件造成损坏，或可能对主要安全功能的实现构成挑战。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的事件的组合。还应分析具有更严重后果的事故以及可能导致临界事件或放射性或化学物质排放的事件的进展，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。

5.117. 在可行的情况下，应在设施中实施在设计扩展工况分析期间确定的额外安全特点或增加的安全系统能力。

5.118. 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。

5.119. 适用于转换设施和铀浓缩设施的设计扩展工况的示例见参考文献 [21]。

5.120. 对设计扩展工况的分析还应表明，转换设施或铀浓缩设施可以进入一种状态，在这种状态下，可以长期保持密封功能和次临界状态（另见 SSG-27（Rev.1）[2]）。

评定可能的放射性或化学后果

5.121. 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) 分析现场的实际条件（如现场的气象、地质和水文地质条件）和未来的预计条件，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，确定和分析设施的条件，包括可能导致排放具有潜在不利影响的材料或能量的内部和外部始发事件、排放时间框架和照射时间。
- (e) 量化对安全评定中确定的个人和人群的后果；
- (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缓解事故的后果。在安全评定中被记入的安全重要结构、系统和部件经鉴定具备在事故工况下履行其功能；
- (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) 对安全与核安保之间接口的考虑。

5.122. 对现场条件的分析包括对气象条件（如风速、稳定等级、厂房尾流效应）以及场址地质和水文条件（如地表水流速）的评审，这些条件可能影响设施的运行，或可能在运输材料或转移设施排放的能量方面发挥作用。

5.123. 材料的环境转移应使用经鉴定的计算机程序或使用从经鉴定的程序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气象和水文条件。

5.124. 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。

5.125. 关于评定对公众的潜在放射性影响的进一步建议见 GSG-10[16]。参考文献[22]提供了评定转换设施和铀浓缩设施所用化学品的急性和慢性毒性效应的有用导则。

应急准备和响应

5.126. 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《核或辐射应急准备和响应》[23]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准，以确定与设施和场址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》[24]提供了进一步的建议。

5.127. 设施的营运组织必须制定考虑到设施潜在危害的应急安排（SSR-4[1]要求 47 和 72）。应急计划和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。要求宣布设施场外应急状态工况应包括临界事故、六氟化铀贮存区的大范围火灾和地震。

放射性废物的管理

5.128. 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》[25]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》[26]，第 GSG-1 号《放射性废物的分类》[27]，第 SSG-41 号《核燃料循环设施放射性废物的处置前管理》[28]和 GSG-16[9]提供了建议。第 5.129—5.132 段提供了与转换设施和铀浓缩设施特别相关或特定方面的建议。

5.129. 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切实可行的最低限值。转换设施和铀浓缩设施的营运组织应尽可能回收铀和再利用化学品，以尽量减少废物的产生。

5.130. 在设计阶段，包括在铀回收的设计阶段，应对各种技术进行评审，以确定最适当的技术，最大限度地减少废物的产生。在选择最合适的技术时，还应考虑与安全相关的因素。

5.131. 就转换设施和铀浓缩设施而言，要回收的核材料是铀，既可从废物中回收，也可从通风过滤器或清洁设施的次生产物中回收。从废物中回收铀的过程可能包括溶解和溶剂提取，这会产生液态流出物。应在回收有用材料的利益、所产生的固态和液态废物以及对环境的影响之间寻求适当的平衡。

5.132. 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[9]提供了关于放射性废物的管理系统的建议。

气态和液态流出物的管理

5.133. 转换设施和铀浓缩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。

5.134. 运行过程中产生的液体应根据需要进行监控、处理和管理，以减少放射性物质和危害化学品的排放。

5.135. 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，应通过连续取样活动或气体浓度，并连续测量排放流速来提供排放监控。

5.136. 除了利用现有的最佳技术去除悬浮固体之外，排放到环境中的废水中的残留放射性核素应尽可能以可溶形式存在，以便能够在水生系统中有效扩散，而不会使放射性核素凝结、累积和积聚，从而导致需要开展环境清理活动。

其他设计注意事项

5.137. 为了满足 SSR-4[1]要求 7，在设施设计的早期阶段，设备和材料的选择应确保密封、限制铀的积聚并增加清洁和/或表面去污的便利性。关于铀

在加工管线、通风系统和容器中的无意积聚，应特别考虑运行经验反馈（见参考文献[29]）。

5.138. 对于特定的加工区域，应考虑在紧急情况下安全关闭设施的方法。

5.139. 在设计中应考虑尽量减少现场危害物质的存储。

5.140. 土木结构和设备材料的选择应考虑其化学和热兼容性，考虑设施加工中使用的化学品。

放射性物质和有害物质现场转移的设计规定

5.141. SSR-4[1]要求 28 和第 6.111—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。

5.142. 设施和生产加工的设计应考虑到放射性物质和其他有害物质在不同安全相关区域（如污染区、临界控制区）的现场转移次数。

5.143. 对于装有放射性物质或其他有害物质的容器引进，在设计阶段应考虑检查其完整性的充分技术规定。

5.144. 在安全分析中应考虑现场用于转移放射性物质和其他有害物质的所有容器。

5.145. 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）。

5.146. 对于被归类为安全重要物项的集装箱，应制定视察和维护的技术规定。所有集装箱都应由计算机系统控制（例如，监控集装箱的实际状态、位置和技术状况）。

5.147. 处理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) 运输车辆的技术限制；
- (c) 运输过程中的故障处理。

六氟化铀气瓶贮存区的设计

5.148. 应作出规定，避免钢瓶的任何深度腐蚀，这种腐蚀可能导致丧失对六氟化铀的密封（特别是在长期贮存耗尽的六氟化铀时）。

5.149. 贮存区的设计应便于对钢瓶进行定期视察和试验，并应尽量减少占用（以限制职业照射）。

5.150. 易燃材料不应贮存在靠近任何六氟化铀钢瓶贮存区的地方。

5.151. 大型飞机撞上六氟化铀气瓶贮存区通常不被认为是设计基准事故。但是，在设计扩展工况分析中可能需要考虑这种情况。根据特定现场考虑，排水或木筏等工程设施可以最大限度地降低重大池火的可能性。

5.152. 应特别考虑贮存含有再加工铀的钢瓶（包括带跟的钢瓶），因为这对人员具有较高的辐射风险。

老化管理考虑

5.153. 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和退化机制，以确保其在设施寿期间的可靠性和可用性。

5.154. 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（静态包容退化、腐蚀），并允许在需要进行维护或更换。

5.155. 应在设计阶段执行一项老化管理计划，以确保及时维护安全重要系统、结构和部件，并预期设备的更换。

5.156. 应定期评审和评定设施老化管理计划的有效性。

6. 转换设施和铀浓缩设施的建造

- 6.1. 转换设施和铀浓缩设施的建造的要求在 SSR-4[1]要求 53 和第 7.1—7.7 段中确立。关于核装置建造和建造管理的一般性建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-38 号《核装置建造》[30]。
- 6.2. 对于转换设施和铀浓缩设施，用于建造厂房和制造设施中使用的加工设备和部件及其安装的标准应与非核化学工业使用的标准相同或更严格，并应作为设计的一部分（如抗震设计）加以规定。
- 6.3. 监管机构参与建造的程度应与设施在其寿期间造成的危害相称。
- 6.4. 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，还应经常访问建造现场，向建造承包商提供信息反馈，以避免未来的运行问题。
- 6.5. 铀浓缩设施是复杂的机械设施，因此，在建造时应使用模块化部件。这使得设备在安装到铀浓缩设施之前，能够在制造商的场所进行试验和核实。这也将有助于该设施的调试、维护和退役。由于控制系统的复杂性，铀浓缩设施中的部件和电缆应清楚地贴上标签。
- 6.6. 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对安全的潜在不利影响。还应考虑保护已经安装的设备。
- 6.7. 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。
- 6.8. 还应考虑附近处理腐蚀性材料活动的影响。
- 6.9. 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. 转换设施和铀浓缩设施的调试

7.1. SSR-4[1]要求 54 和第 8.1—8.23 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. 对于转换设施或铀浓缩设施，调试应分为两个主要阶段：

- (1) 冷调试（即在将铀引入设施之前调试）。在这一阶段，对设施的系统进行系统试验，包括它们所组成的单一设备物项和整个系统。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。然而，鉴于转换设施或铀浓缩设施的放射性水平较低，在随后阶段开展其中一些活动也是可以接受的。营运组织应借此机会最终确定一套运行文件，并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。在此阶段结束时，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，并已准备好投入运行；
- (2) 热调试（即使用铀的调试）。在这一阶段，应试验密封以及辐射和化学防护的安全系统和措施。此阶段的试验应包括 (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) 检查气体和液体排放；及 (iv) 检查材料是否意外积聚。第二阶段的试验应使用天然铀或贫化铀，以防止临界风险，最大限度地减少职业照射，并减少可能的去污需求。

7.4. 在冷调试期间，营运组织应核实（通过“烟雾试验”或其他等效方法）关键放射性仪器仪表的位置设计是否正确（即工厂内的气流是根据设计阶段计算估算的）。

7.5. 在调试期间和随后的设施运行期间，计算出的人员估计剂量应与实际剂量或剂量率进行比较。如果在运行中，实际剂量高于计算剂量，应采取纠正措施，包括对许可证文件（即安全分析报告）进行任何必要的修订，或增加或改变安全特征或工作实践。

7.6. 为了最大限度地减少调试期间的设备污染，必要时应使用铀加工试验，以评定辐射检测仪器仪表的性能或评定铀的去除加工。

7.7. 在调试的每个阶段，应配备足够的合格且受过必要培训的操作人员。

7.8. 在可能的情况下，应找出并应用从类似转换设施或铀浓缩设施的调试和运行中获得的经验教训。

8. 转换设施和铀浓缩设施的运行

转换设施和铀浓缩设施的运行安排

8.1. 在满足 SSR-4[1]第 9 部分规定的安全要求时，应考虑到第 2 部分所述转换设施或铀浓缩设施的主要危害。

8.2. 转换设施或铀浓缩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（另见本“安全导则”第 3.26 段和 SSR-4[1]第 4.29 段）。

转换设施或铀浓缩设施的人员配置

8.3. 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。”

8.4. 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。”应定期评审和更新转换设施或铀浓缩设施的运行和利用计划，以确保其符合并支持长期目标。

8.5. 人员配置应考虑到专业和管理技能和经验的开发，并应考虑到由于退休和其他原因造成的人员及其知识的流失。长期人员配置计划应为向新人员转交责任留出足够的时间，从而促进履行职责的连续性。

8.6. 转换设施或铀浓缩设施的人员配置应以营运组织的功能和责任为基础。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需求。这种分析还应用于确定该设施的招聘、培训和再培训需求。

8.7. 营运组织应制定必要的安排，以确保人员的安全，以及在大量人员可能无法使用的情况下，例如在影响人员居住地区的传染病或大流行病期间，转换设施或铀浓缩设施的安全运行。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[7]第 4.6—4.25 段提供了详细的建议。

8.9. 转换设施或铀浓缩设施的操作人员应接受缓解化学影响和检测过度接触的特定培训（见 SSR-4[1]第 9.41 段）。

8.10. 除 SSR-4[1]第 9.49 段所要求的特定培训外，应提供关于预防和缓解可能导致放射性物质排放的火灾和爆炸的培训。这种培训应包括：(a) 在转换设施的还原炉内发生氢气爆炸；及 (b) 铀浓缩设施的润滑油起火。此外，应定期向工作人员提供核安全和辐射安全方面的基本培训。

8.11. 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，在安全分析和安全评定以及运行安全方面负有责任和具有专门知识的人员，包括辐射防护人员和核临界安全人员，应掌握设施安保要求的工作知识，安保专家应掌握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

8.12. SSR-4[1]要求 57 和第 9.27—9.37 段要求为转换设施或铀浓缩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。行动级别的集合应由营运组织定义和维护。

8.13. 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 和附件 IV 举例说明了可用于确定该设施各种加工区域的运行限值和条件的参数。

8.14. 根据 SSR-4[1]第 9.31 段要求对转换设施或铀浓缩设施的运行参数设定限值。这种限值的示例如下：

- (a) 该设施允许的最大铀浓缩量；
- (b) 投料规范限值；
- (c) 加工和设施的最大允许库存；
- (d) 最低人员配置要求和特定专业知识的可用性（如核临界专家）。

8.15. 应考虑确保铀只存在于设计用于贮存或装卸铀的区域。满足要求 64 和 SSR-4[1]第 6.121 段规定的要求，应制定计划，对地面污染和空气传播的污染进行例行监控，并确保适当的内务管理水平。

8.16. 应制定运行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、应急计划和环境保护所需的行动。

8.17. 应针对火灾工况规定通风系统的运行程序，并应定期进行通风系统试验和消防演习。

维护、校准、定期试验和视察

8.18. 与转换设施和铀浓缩设施的维护、校准、定期试验和视察相关的安全要求在 SSR-4[1]要求 65 和第 9.74—9.82 段中确立。

8.19. 转换设施或铀浓缩设施中的维护活动应根据既定管理系统的安全评定进行预先授权。

8.20. 在易裂变材料所在的区域（或此类区域附近）进行维护之前，应咨询临界安全人员（另见 SSG-27（Rev.1）[2]第 5.54 段）。

8.21. 使用放射源或 X 射线发生器（如用于视察焊缝或流量计的那些）的维护活动应与辐射防护人员协调，尤其是由承包商执行时。

8.22. 在转换设施或铀浓缩设施中进行维护时，应特别考虑表面污染或气态放射性物质的可能性，以及特定的化学危害，如铀化合物、氟化氢、氟气、氢气和硝酸造成的危害。

8.23. 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，移交和交还文件、访问工作现场、改变计划的工作范围、暂停工作、确保安全进入）；
- (b) 设备隔离（例如，断开设备与电源、热和压力管道的连接，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（如安全预防措施说明、确保提供功能齐全的个人防护设备并确保其使用、应急计划）；
- (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、重新投入使用后的监控）；
- (f) 核实维护完成后，工作区域和设备已恢复到正常安全状态。

8.24. 在没有事先安全分析或运行限值和条件的情况下，维护期间改变设备配置可能会导致异常设置和意外运行模式的潜在发生。在对可能含有浓缩铀或位于浓缩铀贮存区附近的设施进行维护之前，应咨询临界安全人员，以防止这种情况发生。

8.25. 维护活动期间对设施配置的所有临时改造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）。必要时应采取补偿措施。应特别注意可能影响相邻裂变单元中子隔离所需系统或结构的变化。当改造暂时影响到这些系统或结构时，应确保这些系统或结构在重启时继续提供其所需的安全功能。

8.26. 应定期核实通风系统的运行性能是否符合防火要求。

8.27. 应制定设施校准和定期视察计划。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校准和定期视察。

8.28. 应定期视察由营运组织确定为可能积聚铀化合物生产线上的位置。

8.29. 由于内部和外部影响，六氟化铀钢瓶的长期退化以及瓶塞和阀门的腐蚀损坏被认为是泄漏问题的可能来源。应在长期贮存设施中建立视察计划，以监控和记录腐蚀水平（特别是在瓶塞和阀门处以及沿裙边焊缝）。

老化管理

8.30. 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能动的方法，而不是对结构、系统和部件的故障采取非能动的方法；
- (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、主人翁意识和警觉性，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因；
- (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。

8.31. 老化管理计划应考虑老化的技术和非技术方面，并应定期评定和评审其有效性。

8.32. 定期试验和视察应由操作人员进行定期检查，例如：

- (a) 监控变质情况（如测量氟酸中的金属杂质）；
- (b) 定期目视视察铀粉管；
- (c) 监控运行工况（例如，拍摄电气柜的热图像，检查通风器轴承的温度）。

改造的控制

8.33. 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。**” 转换设施或铀浓缩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。

8.34. 所有拟议改造都应包含改造的描述和改造的原因，为改造的安全评定提供基础，确定可能受改造影响的所有安全方面，并证明有足够的安全措施来控制潜在的危害。

8.35. 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，从而确保改造项目得到认真考虑。（见 SSR-4[1]第 9.57 (e) 段和第 9.58 段）在安装、调试和运行过程中，应评定改造的安全，以发现潜在的危害。

8.36. 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的论据是否适当可靠。如果改造可能对临界安全产生影响，这一点尤为重要。安全论点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）。

8.37. 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。

8.38. 改造还应规定哪些文件需要因改造而修改（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修改。运行开始前，应通知人员并对其进行相应的培训。

8.39. 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应执行的功能检查。

8.40. 对设施的设计、布局或程序进行的改造可能会对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，在批准和实施之前，对设施或管理安排的任何拟议变更都应进行评审、评定和认可，以确保符合所有适用的安全要求和标准。此外，应评定与安全接口，以核实安全措施和安保措施不会相互损害（见 SSR-4[1]要求 75）。

8.41. 对设施的改造（包括对营运组织的变革）应定期评审，以确保一些安全意义不大的改造积聚效应不会对设施的整体安全产生迄今无法预见的影响。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）。

8.42. 改造文件（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

8.43. 转换设施和铀浓缩设施的临界安全要求在 SSR-4[1]要求 66 和第 9.83—9.85 段和第 9.88 段中确立，SSG-27 (Rev.1) [2]提供了一般性建议。在处理铀-235 浓度超过 1% 铀的转换设施和铀浓缩设施中，严格实施控制临界危害的程序尤为重要。

8.44. 应考虑到控制转换设施和铀浓缩设施临界危害的运行方面，包括以下方面：

- (a) 防止可能增加临界事故可能性条件的意外变化，例如铀化合物的意外积聚（如通风管道中）、贮存容器中含铀材料的意外沉淀或中子吸收层的丧失；
- (b) 控制浓缩水平，以便在积聚大量超过这一限值的材料之前，发现可能导致浓缩超过临界安全分析中使用的最大浓缩水平的偏差，包括稳态和瞬态浓缩；
- (c) 整备材料的管理，例如，在设施中使用空钢瓶接收丰度超过 1% 铀-235 的材料之前进行检查，以确保钢瓶中没有含氢材料（如水、油或塑料）；
- (d) 采用安全质量控制的铀转移质量管理（如使用程序、质量测量、系统和记录）；
- (e) 检测 (a) — (d) 点所述任何情况发作的可靠方法；
- (f) 对控制临界危害的系统进行定期校准或试验；
- (g) 疏散演习，为临界事件的发生和/或警报的启动做准备。

8.45. 对于任何湿式清洗加工，应定义安全的铀含率限值。在开始湿式清洗加工之前，应核实铀含量低于这一安全限值（另见 SSR-4[1]第 9.88 (b) 段）。

辐射防护

8.46. SSR-4[1]要求 67 和第 9.90—9.101 段以及 GSR Part 3[15]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》[31]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)。该政策应通过一切可用的物理手段和行政安排，包括在运行和维护活动中使用时间和距离，尽量减少辐射照射。

8.47. 在转换设施或铀浓缩设施中，在事故工况下，人员和公众的主要放射性危害来自吸入含铀化合物的空气传播材料。在转换设施中，二氧化铀和八氧化三铀等不溶性铀化合物由于其较长的生物半衰期（因此有效半衰期）而造成特别的危害⁴。根据 SSR-4[1]第 9.99 段要求密切注意铀粉的密封和工作场所污染的控制。在铀浓缩设施中，大多数铀化合物的生物半衰期都很短。在转换设施和铀浓缩设施中发现铀化合物的化学危害在放射性危害中占主导地位。

8.48. 在转换设施和铀浓缩设施中，在正常运行中，在制定辐射防护措施时需要考虑的主要特征是外部和内部剂量率相对较低。核临界事故是唯一会遇到高外部剂量率的事件。

8.49. 如 GSR Part 3[15]所述，维护和/或改造干预是需要证明和防护最优化措施的主要活动。干预程序应包括以下内容：

- (a) 在诸如加工和处理转换设施氟化反应器产生的含钷 γ 发射体灰烬等领域进行干预前的照射估计；
- (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，如个人和集体防护手段（如使用口罩、衣服和手套、时间限制）。
- (c) 干预期间职业照射的测量；
- (d) 实施信息反馈，以确定可能的改进。

8.50. 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，以防止其排放到大气中，从而最大限度地降低放射性物质公众照射的风险。

⁴ 生物半衰期是指身体特定组织、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。

8.51. 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，必要时应采取纠正行动（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。

8.52. 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。应对通风系统进行监视，以发现易裂变材料和放射性物质的任何不必要的积聚；
- (c) 设施应保持高标准的内务管理。应使用不会产生气态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）；
- (d) 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；
- (e) 应划定污染区并明确标明；
- (f) 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运行商；
- (g) 必要时，应在可能存在污染源的地方使用移动式空气采样器；
- (h) 在检测到高水平气态放射性物质后，应迅速进行调查；
- (i) 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；
- (j) 当侵入性工作增加了气态放射性物质造成污染的可能性时，应使用临时通风手段和限制手段（例如，容器连接和/或断开活动、定期试验、视察和维护）；
- (k) 应提供个人防护设备，以处理在特定运行环境下（如在拆卸或清洗加工设备期间）从正常密封方式排放的化学品（如酸性气体）或放射性物质；
- (l) 个人防护设备应保持良好状态，必要时应进行清洁并进行视察；
- (m) 在污染区工作时，任何受伤的人员都应该用防水的覆盖物保护他们。

8.53. 必要时，应提供体内监控和生物取样，以监控职业照射造成的剂量。由于转换设施和铀浓缩设施中存在的大多数铀是可溶形式，样品采集的频

率和分析实验室设备的灵敏度应适合于检测和估计用于常规或应急目的的任何铀吸收。

8.54. 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、污染和辐射类型以及任何这些参数变化的可能性相称。

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

8.56. 维护工程完成后，如有需要，应对相关区域进行去污，并对表面进行空气取样和涂片取样，以确认该区域可恢复正常使用。

8.57. 除了进入密闭空间的工业安全要求外，如果有必要进入含有铀的容器，应在容器内进行辐射剂量率调查，以确定是否需要对允许的工作时间进行任何限制。

8.58. 应优先利用环境监测数据估计公众接受的内剂量。然而，内部剂量也可以通过使用经鉴定的扩散模式和剂量模式结合可靠的流出物数据来估计。

8.59. 需要采取具体措施控制外部照射的转换设施或铀浓缩设施的运行有限。通常，这些领域将开展以下活动：

- (a) 涉及最近清空钢瓶的运行；
- (b) 大量铀的贮存；
- (c) 六氟化铀钢瓶的装卸；
- (d) 氟化灰烬的装卸。

8.60. 外部照射控制应视需要考虑中子的剂量，特别是在大量贮存六氟化铀的地区（自发裂变和 α 中子反应排放中子）。此外，新清空的六氟化铀钢瓶也可能造成需要控制的外部 γ 辐射剂量。在再加工铀的加工过程中，比在天然铀的加工过程中，需要更广泛的控制措施来限制外部照射。

8.61. 放射源也用于转换设施或铀浓缩设施的特定目的（例如，放射源用于检查铀浓缩）。

8.62. 外部照射应通过以下方式控制：

- (a) 确保大量铀和最近清空的钢瓶远离或适当屏蔽高使用率区域；
- (b) 确保由具有适当资格和经验的人员更换放射源；
- (c) 对辐射剂量率进行常规调查。

8.63. 如果再加工铀被用作该设施给料，则应考虑采取额外的控制措施。这种材料比天然来源的铀具有更高的比活度，因此有可能大大增加外部和内部照射。它还可能将额外的放射性核素引入废物流。在首次引入非天然来源的铀之前，应对职业照射和公众照射造成的剂量进行全面评定。

工业和化学安全

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

8.65. 转换设施和铀浓缩设施中存在的工业和化学危害可概述如下：

- (a) 由于存在六氟化铀、氟化氢（包括六氟化铀与空气水分接触水解产生的氟化氢）、氟气、硝酸、氨气和铀化合物而造成的化学危害；
- (b) 扩散级联中存在的氢气、氨气、硝酸铵、甲醇、溶剂和氧化剂造成的爆炸危害；
- (c) 由于氮或二氧化碳的存在而导致窒息的危害。

8.66. 转换设施中氟化氢的存在是人员、公众和环境的主要危害。应特别考虑现场氟化氢的贮存、搬运和加工（例如，在将大量氟化氢从储罐转移到加工区的过程中）。应酌情适用行业特定的国家要求。

8.67. 人类通过嗅觉可以检测到的氟化氢阈值低于可能导致急性健康影响的职业照射水平，但高于导致可逆负面健康影响的水平。应在设施最暴露区域提供固定或移动的氟化氢检测手段。此外，六氟化铀的排放会产生无色的气态氟化氢和可见的氟化铀酰颗粒云团。对于六氟化铀的排放和导致可见云团的其他化学品的排放，应对所有现场人员进行定期培训，以遵循“看见、疏散或掩蔽并报告”的方法，但要高于造成可逆负面健康影响的水平。应在设施最暴露区域提供固定或移动的氟化氢检测手段。

8.68. 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准，结合人员居住数据。这种

方法应酌情由监管机构进行评定和评审。转换设施或铀浓缩设施中各种化学危害的可接受暴露水平见 SSG-68[20]。

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

8.70. 应定期进行火灾危害分析，以纳入可能对火灾的可能性和蔓延产生不利影响的变化（见第 5.52—5.55 段）。

8.71. 应根据国家法规制定健康监视计划，定期监控可能接触铀和相关化学品（如氟化氢、铍、氨气、硝酸、硫酸、氢氧化钾、氢氧化钠）的人员的健康。必要时，应将铀的放射性和化学影响视为健康监视计划的一部分。

8.72. 在紧急情况下，应特别考虑化学和放射性危害的存在。

钢瓶灌装过量

8.73. 应确定钢瓶的灌装限值，以确保当六氟化铀液化膨胀（约 35%）时，不会发生水力破裂。液化后进一步加热可能导致水力破裂。

8.74. 在转换设施或铀浓缩设施中，应监控正在灌装钢瓶的重量，以减少过量灌装的可能性，通常使用称重秤。

8.75. 如果钢瓶装得过满，则过量的六氟化铀只能通过升华转移（例如，通过排空到冷却的低压接收容器）。

8.76. 如果系统有能力达到可能发生水力破裂的温度，加热过程中的温度应通过两个独立的系统来限制。

装有液态六氟化铀钢瓶的装卸

8.77. 应尽量减少装有液态六氟化铀钢瓶的移动。装有液态六氟化铀钢瓶只能使用适当鉴定设备移动，该设备已被指定为安全重要设备。应为装有液态六氟化铀钢瓶的移动和贮存制定相关的管理运行限值和条件（例如，预定路径、移动过程中允许的最大高度、速度和距离、专用贮存区、最短冷却时间、阀门保护器的使用、对热钢瓶上方重物移动的限值）。

固态六氟化铀的现场装卸

8.78. 冷却装有液态六氟化铀钢瓶所需的时间长度应足以确保所有液态六氟化铀已经固化。

8.79. 装有固态六氟化铀钢瓶只能使用适当坚定的设备移动，该设备被指定为安全重要设备。

8.80. 应考虑火灾对装有固态六氟化铀钢瓶的影响（例如，涉及六氟化铀钢瓶运输设备的火灾）。如果装有六氟化铀钢瓶直接受到火灾的影响，应根据设施程序考虑对其进行冷却，以降低破裂的可能性。

尾矿贮存

8.81. 场址许可证通常规定了可贮存的六氟化铀（贫六氟化铀）尾矿总量的场址限值。因此，尾矿处置计划应在达到这一限值之前制定，以确保未来产生的尾矿不会超过场址限值。应将长期贮存的六氟化铀尾矿转化为化学性质更稳定的铀（如铀的氧化物）。

8.82. 应使用记录和跟踪系统对铀衡算进行定期视察，并确保钢瓶的完整性。

8.83. 应对尾矿贮存区进行定期视察，以检查内务管理标准，并确保贮存区的火灾负载不超过设施安全评定中考虑的负载。

放射性废物和废水的管理

8.84. 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。

8.85. 在适当的情况下，放射性气体和化学品应通过 HEPA 过滤器和化学洗涤系统进行处理。应设置性能标准，以规定应更换过滤器或洗涤剂介质的性能水平。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。

8.86. 运行过程中产生的放射性液体应得到有效处理。在可能的情况下，应回收和再利用化学品。这对于解除转换加工中产生的氟化氢和硝酸铵尤

为重要。应注意确保回收材料中的任何放射性污染低于国家阈值限值，以便这些化学品适合在其他工业应用中再利用。

8.87. 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。

8.88. 在转换设施中，铀氟化产生的灰烬应进行处理，以回收铀含量。剩余的材料（如果使用再加工铀，则为钍-234、钍-230 和钍-228 的氧化物）应安全贮存。为了限制照射，灰烬的处理应该推迟以得益于钍-234 和钍-228 的衰变。

应急准备和响应

8.89. 应急准备和响应的要求见 SSR-4[1]要求 72 和第 9.120—9.132 段以及 GSR Part 7[23]、GS-G-2.1[24]和原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-2 号《核或辐射应急准备和响应中使用的标准》[32]提出了建议。转换设施或铀浓缩设施可能需要启动场外应急响应的条件包括六氟化铀、氢氟酸、氟气和氨的大量排放，以及临界事故、火灾（如转换设施的溶剂萃取设备）和爆炸，以及服务丧失（见 SSR-4[1]第 9.126 (a) 段）。

8.90. 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，以确保响应组织能够有效应对设施中的紧急情况。

8.91. 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。

8.92. 如 GSR Part 7[23]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，所有关键功能都能及时执行。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）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价。从这些演习或评价中，应确定经验教训并提出建议，以改进对潜在事件的总体响应。

8.93. 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

8.94. SSR-4[1]第 9.133—9.137 段指出了运行经验反馈的要求。SSG-50[12]提供了关于运行经验计划的进一步建议。

8.95. 转换设施和铀浓缩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各地其他核燃料循环设施和其他相关非核事故中查明的经验和教训。它还应包括对转换设施和铀浓缩设施以及在适用的情况下对其他核设施发生的运行干扰、故障趋势、未遂事件和其他事件的评价。该计划应包括对技术、组织和人因的考虑。

9. 转换设施和铀浓缩设施退役的准备工作

9.1. SSR-4[1]第 10.1—10.13 段指出了转换设施或铀浓缩设施安全退役的准备要求，原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号《设施退役》[33]规定了设施退役的一般安全要求。

9.2. 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、慢化或毒性控制的核材料设备时，保持临界控制。还应注意易裂变材料形式的可能变化。

9.3. 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》[34]所述的退役一般准备工作外，还应遵循以下专门针对转换设施和铀浓缩设施的准备步骤：

- (a) 应进行运行后清洗，以清除加工设备中的所有六氟化铀和大量铀化合物及其他有害物质：
 - (i) 在转换设施中，第一步是进行干式机械清洗，以最大限度地减少液态废物的产生。应回收干式机械清洗过程产生的铀；
 - (ii) 在离心铀浓缩设施中，气态六氟化铀被泵出并在冷阱中回收。此外，应使用惰性气体（如氮气）冲洗，以去除残留的六氟化铀和氟化氢。
- (b) 任何被放射性物质或化学材料污染的地面（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；
- (c) 应准备退役过程许可的风险评定和方法说明。

9.4. 转换设施和铀浓缩设施的退役计划应按照 SSG-47[34]提供的建议制定。应特定考虑以下因素：

- (a) 设施退役开始时状态的描述，包括应运行的系统清单；
- (b) 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；
- (c) 为退役过程准备风险评定和方法说明；
- (d) 拆卸加工设备的准备工作。

9.5. 在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[33]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，预计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《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）。
- [3] 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）。
- [4] 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）。
- [5] 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）。
- [6] 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）。
- [7] 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）。
- [8] 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）。
- [9] 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）。
- [10] 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）。
- [11] 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）。

- [12] 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）。
- [13] 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）。
- [14] 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）。
- [15] 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）。
- [16] 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）。
- [17] 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）。
- [18] 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）。
- [19] 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）。
- [20] 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）。
- [21] 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）。

- [22] 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)。
- [23] 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)。
- [24] 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)。
- [25] 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)。
- [26] 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)。
- [27] 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)。
- [28] 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)。
- [29] 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) 导则》，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)。
- [30] 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)。
- [31] 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)。

- [32] 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）。（修订版准备中）。
- [33] 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）。
- [34] 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

转换设施中的典型加工路线

I-1. 本附件显示了转换设施中的典型加工路线。

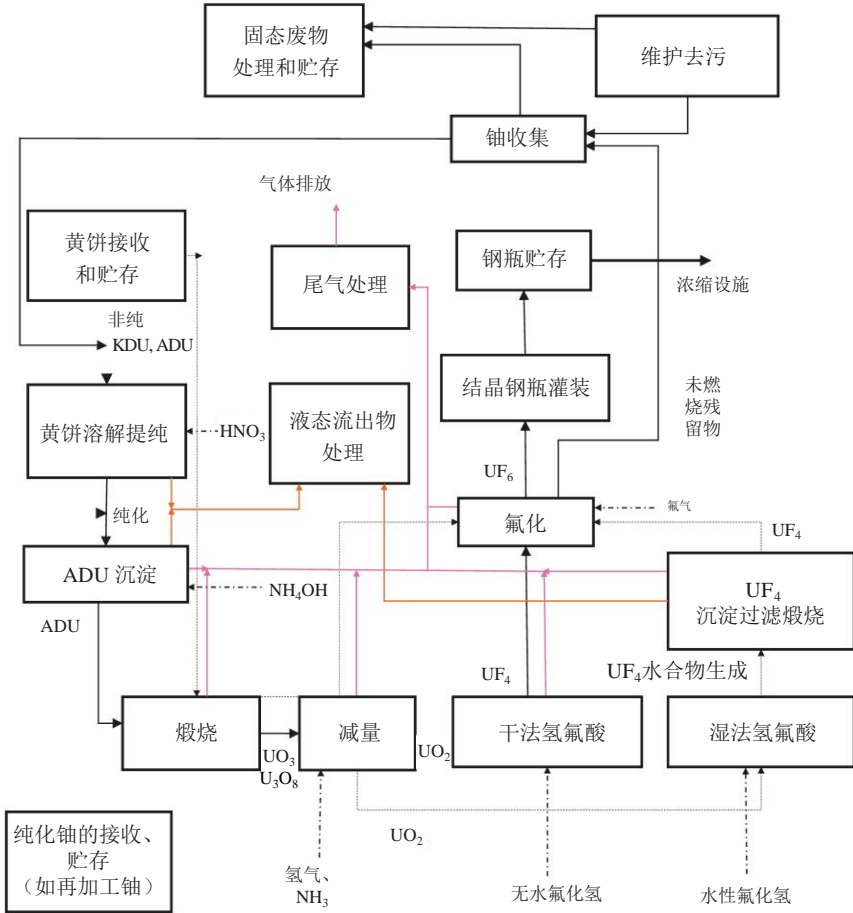


图 I-1. 转换设施中的典型加工路线。ADU—重铀酸铵，KDU—重铀酸钾。

附件 II

铀浓缩设施的典型加工路线

II-1. 本附件显示了铀浓缩设施的典型加工路线。

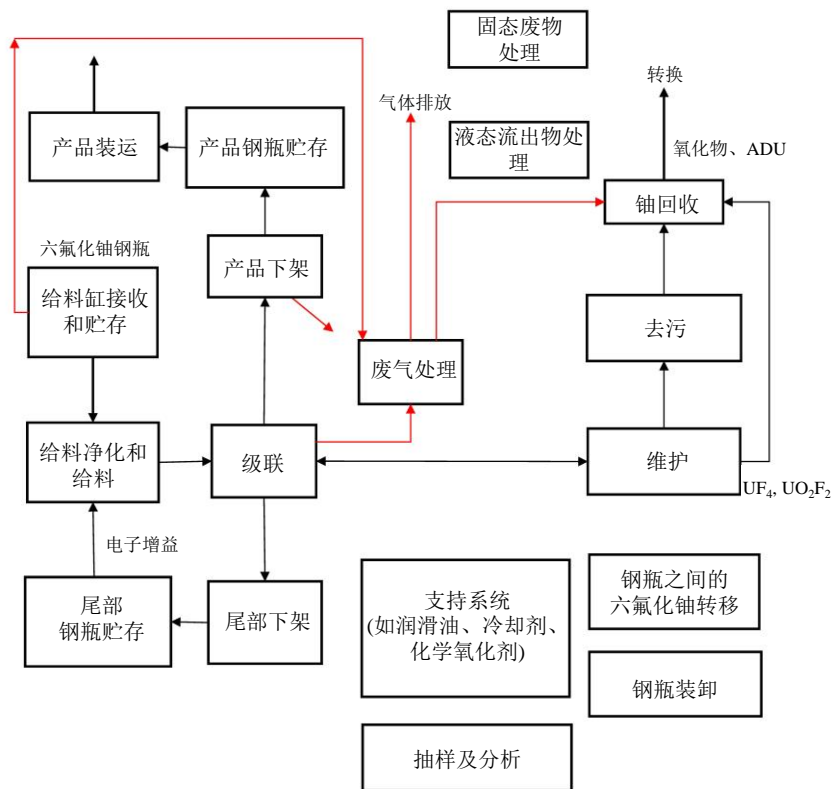


图 II-1. 铀浓缩设施的典型加工路线。 ADU—重铀酸铵。

附件 III

转换设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例

III-1. 提供了对转换设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例。表 II-1 中使用的安全功能可用于以下一个或多个目的：

- (1) 保持次临界；
- (2) 密封以防止内部照射和化学危害；
- (3) 防止辐射照射。

表 III-1. 转换设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例。

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
无水氟化氢的接收和贮存	— 柔性软管和传送设备	氟化氢排放	(2)	— 贮存室温度
	— 自动关闭阀			
	— 冷藏储罐			
	— 机油撒布机			
氟化氢传输	输送管	氟化氢排放	(2)	
氟化氢的接收和贮存	— 柔性软管和传送设备	氟化氢 (NH ₃) 排放	(2)	
	— 自动关闭阀			
	— 贮存容器			
氢气的接收	— 柔性软管和传送设备	爆炸	(2)	
	— 自动关闭阀			
无水氟气的生产	— 电解槽	— 爆炸	(2)	— 空气室氢气浓度
	— 管道	— 排放氟化氢和氟气	(2)	— 气体中氟气和氟化氢含量
	— 氢气检测器			

表 III-1. 转换设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
黄饼的接收和贮存	粉末容器	铀的排放	(2)	— 质量 — 浓缩 — 浓度
黄饼的溶解	废气处理用溶解器和设施	铀和氮氧化物 (NO _x) 的排放	(2)	气态出水中氮氧化物的浓度
提纯	— 火灾探测器 — 防爆设备	火	(2)	
硝酸铀 (浓缩铀) 的接收	铀-235 含量检测设备	超过安全限值的铀加工	(1)	— 浓缩 — 浓度
硝酸铀的中间贮存	— 油箱 — 滴水盘 — 检漏仪	储罐破裂	(2)	储罐、阀门和管路的完整性
ADU 沉淀	— 容器 — 过滤器 — 干燥设备	铀的排放	(2)	储罐、阀门和管路的完整性

表 III-1. 转换设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
煅烧	窑	铀的排放	(2)	— 窑的完整性 — 窑室的相对压力 — 气体中氮氧化物的浓度
减量	回转窑或流化床反应器	铀的排放	(2)	窑室相对压力
减量	— 还原炉 — 在线氧监控仪 — 室内氢气检测设备	— 爆炸 — 排放铀粉	(2)	— 氧气量 — 氢气浓度 — 窑室的相对压力
减量	废气处理设备	铀粉排放	(2)	铀浓度
干氢氟化	— 氢氟化反应器 — 废气处理设施	氟化氢排放	(2)	— 氟化氢 — 气体中的铀含量

表 III-1. 转换设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例（续）

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
干氢氟化	屏蔽层	剂量率增加	(3)	厚度
湿法氟化	— 氢氟化反应器 — 废气处理设施	氟化氢排放	(2)	— 氟化氢 — 铀含量 — 气体
氟化	— 氟化反应器 — 废气处理用洗涤柱	氟气、氟化氢和六氟化铀的排放	(2)	— 氟气 — 气体中的铀含量
结晶与钢瓶充填	— 高压测量设备 — 钢瓶和气门 — 重量测量设备 — 中间产品输出储罐中的六氟化铀液位检测器,以确认转移到钢瓶中 — 含有六氟化铀的管道、容器和阀门 — 六氟化铀排放探测系统	排放六氟化铀（破坏密封）； — 钢瓶缺陷导致破裂 — 过量灌装 — 加工气体管线中残留的六氟化铀导致六氟化铀的排放 — 液态六氟化铀的排放	(2)	— 压力 — 钢瓶目视观察 — 重量限值

表 III-1. 转换设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
结晶与钢瓶充填	— 容器 — 管道	六氟化铀的排放	(2)	储罐、阀门和管路的完整性
结晶与钢瓶充填	泄漏检测	铀和氟化氢的排放	(2)	氟化氢浓度
钢瓶的装卸和贮存	六氟化铀钢瓶	铀和氟化氢的排放	(2)	厚度
钢瓶的装卸和贮存	运输工具、起重机等	— 钢瓶破裂 — 气门扳手	(2)	阀门保护器位置
铀的回收—溶剂萃取	— 容器和滴水盘 — 检漏仪	— 容器遭破坏 — 放射性物质溶液的溢出	(2)	容器和阀门的完整性
铀的回收—溶剂萃取	混合沉淀器或萃取柱	— 火灾 — 排放	(2)	温度
未燃烧残留物的中间贮存	屏蔽层	剂量率增加	(3)	厚度

表 III-1. 转换设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
废气处理	气溶胶和气体测量设备	氟化氢、氟气和铀的排放	(2)	排放空气中的铀含量
废气处理	— 柱 — 管道	氟化氢和铀排放	(2)	排放空气中氟化氢含量
放射性液体的处理	— 储罐 — 管道 — 放射性和化学杂质测量设备 — 排气管	铀和其他杂质的排放	(2)	— 铀浓度 — 排放水中的铀含量
厂房	核和化学活动领域	完整性丧失	(2)	密封性
盛水或溶液的管道	管道	完整性丧失	(1)	厚度

附件 IV

铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行 限值及条件的示例

IV-1. 本附件提供了对铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值和条件的示例。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) 放射性物质的密封；
- (3) 防止外部照射。

表 IV-1. 铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
进料钢瓶的接收和贮存	— 称重秤	— 加热过程中破裂	(1) (2)	— 钢瓶重量限值
	— 钢瓶和气阀	— 钢瓶缺陷导致破裂	—	— 钢瓶的目视视察
	— 同位素测量设备	— 加工中的临界事件	—	— 进料浓缩限值
进料提纯	— 冷钢瓶压力测量设备	— 爆炸（氟气）	(1) (2) (3)	— 压力和温度限值
	— 六氟化铀测温设备	— 加热跳闸、钢瓶破裂	—	— 六氟化铀探测器的检出限
	— 六氟化铀压力测量设备	— 加热跳闸、钢瓶破裂	—	— 对进料连接器进行目视视察和压力试验
	— 六氟化铀型检漏仪	— 人员照射	—	— 进料钢瓶压力检查
	— 屏蔽（如果是再加工轴）	— 人员照射	—	— 将轻气体清除到离心轴浓缩设施所需的水平
	— 进料连接器和管道	— 排放到次级密封屏障中	—	—
	— 六氟化铀钢瓶	—	—	—
— 高压釜隔离系统	—	—	—	

表 IV-1. 铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
级联	— 六氟化铀压力高于大气压时的容器、阀门和管道	— 排放铀和氟化氢	(1) (2)	— 六氟化铀探测器的检查限值
—	— 设施中的六氟化铀压力高于大气压时的检漏仪	— 增加浓缩和渗漏临界	—	— 压力和温度限值
—	— 控制质量流量和检测泄漏或反应产物产生的压力和温度测量设备	— 排放六氟化铀	—	— 特定浓缩限值
—	— 浓缩测量设备	—	—	— 毒物浓度水平
—	— 产品流量压力测量设备	—	—	— 检测六氟化铀
—	— 隔离			
—	— 加工电机跳闸设备			
—	— 较冷水中的中子毒物浓度			
—	— 压缩机跳闸			

表 IV-1. 氟浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能 初始挑战	定义运行限值和条件的参数
级联	— 与六氟化铀接触的热交换器管 — 温度和压力测量设备	— 六氟化铀与水的反应导致铀矿床的积聚 — 引入导致爆炸的卤代烃缓蚀剂	(1) (2)	— 维持管道的完整性 — 压力和温度限值。
级联	在线分析仪, 用于监控碳氢化合物或卤代烃以及检测油或卤代烃的进入	六氟化铀与油的反应导致临界和/或爆炸	(1) (2)	碳氢化合物浓度限值

表 IV-1. 氟浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
产品脱落	— 低压和温度测量设备	— 防止氟化氢冷凝的慢化控制	(1) (2)	— 氟化氢蒸汽压
	— 高压测量设备	— 六氟化铀排放 (破坏密封) ;		— 压力
	— 钢瓶和气门	— 钢瓶缺陷导致破裂		— 空钢瓶目视观察
	— 称重秤	— 过量灌装		— 重量限值
	— 中间产品输出储罐中的六氟化铀液位检测器, 以确认是否正确地转移到钢瓶中	— 加工气体管线中残留的六氟化铀导致六氟化铀的排放		
	— 含有六氟化铀的管道、容器和阀门	— 液态六氟化铀的排放		
	— 六氟化铀排放探测系统			

表 IV-1. 铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能 初始挑战	定义运行限值和条件的参数
废气处理	— 冷阱和/或化学阱	— 向二级密封屏障或大气排放铀	(1) (2) (3)	冷阱测温设备
	— 冷阱温度测量设备	— 任何积聚的铀同位素或铀衰变产物的外部辐射剂量		
	— 排放到大气中的废水测量设备			

表 IV-1. 铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
尾矿排放	— 高压测量设备钢瓶和阀门	— 排放六氟化铀 (破坏密封)	(2)	— 压力
	— 称重秤	— 钢瓶缺陷导致破裂		— 空钢瓶目视观察
	— 中间产品输出储罐中的六氟化铀液位检测器, 以确认是否充分转移到钢瓶中	— 过量灌装		— 重量限值
	— 含有六氟化铀的管道、容器和阀门	— 加工气体管线中残留的六氟化铀导致六氟化铀的排放		
	— 六氟化铀排放探测系统	— 液态六氟化铀的排放		
维护	收集残留物的几何构型良好的容器	— 临界	(1)(2)	集装箱的安全次临界尺寸
		— 操作人员照射		
去污	— 各种临界控制 (如质量、几何构型、浓度)	— 临界	(1)(2)	浓度和质量限值
	— 储罐的液位控制	— 加工液溢出		
		— 操作人员照射		

表 IV-1. 铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
铀的回收	— 各种临界控制 (如质量、几何构型、浓度)	— 临界	(1) (2)	— 浓度和质量限值
	— 储罐的液位控制	— 加工液溢出	—	— 集装箱的安全次临界尺寸
	— 将液体和/或回收的轴贮存在几何构型合适的储罐或容器中	— 操作人员照射	—	—
废气处理	— 压差	— 过滤器堵塞或破损; 通风故障或排放到大气中	(1) (2)	— 高压和低压报警器
	— 活度测量和警报	— 临界	—	— 设备的安全次临界尺寸
	— 氟化氢浓度测量	—	—	—
	— 良好几何构型的洗涤剂	—	—	—

表 IV-1. 铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
液态六氟化铀的取样与输送	— 冷缸压力测量设备	— 爆炸(氟气)	(1) (2) (3)	— 压力和温度限值
	— 加热时钢瓶内的温度测量设备	— 钢瓶破裂	—	— 六氟化铀探测器的检 出限
	— 六氟化铀压力测量设备	— 钢瓶破裂	—	— 连接器的目视视察和压力 试验
	— 六氟化铀型检漏仪	— 人员照射	—	—
	— 含有六氟化铀的管道、 容器和阀门	— 排放到第二密封屏障中	—	—
钢瓶装卸	— 液态六氟化铀的阀门保 护器	铀和氟化氢的排放	(2) (3)	程序
	— 用于移动装有液态六氟 化铀钢瓶的设备, 如起 重机、手推车和运输车	—	—	—
放射性废物 处理	—	— 排放铀	(1) (2)	—
	—	— 化学品的排放	—	—
	—	— 火灾	—	—

表 IV-1. 铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
放射性废物处理	铀含量测量设备	临界安全裕度退化 (质量)	(1)	
放射性废物处理	放射性废物贮存	火灾	(1) (2)	
厂房	核和化学活动领域	完整性丧失	(2)	密封性
通风系统	输入空气的风扇和过滤器	火灾	(2)	— 过滤器上的压差 — 厂房内压力的流动阶段
通风系统	通风控制系统	轴的排放	(2)	— 取样管线中的真空 过滤器上的压差
通风系统	加工区域内的过滤器		(1) (2)	过滤器上的压差

表 IV-1. 铀浓缩设施安全重要结构、系统和部件相关事件和运行限值及条件的示例 (续)

加工范围	安全重要结构、系统和部件	事件	安全功能初始挑战	定义运行限值和条件的参数
通风系统	空气和加工气体管道	临界安全裕度退化 (质量)	(1)	铀质量 (如预过滤器)
通风系统	废气最终过滤级	火灾	(2)	过滤器上的压差
通风系统	废气放射性测量设备	铀的排放	(2)	铀浓度排放
水的处理和排放	储罐	铀的排放	(1)(2)	液位测量设备
水的处理和排放	水中放射性测量设备	铀的排放	(2)(1)	排放前的取样和分析
供电系统	应急供电系统	临界安全与辐射防护控制丧失	(2)	电源恢复的最长时间

参与起草和审订人员

Amalraj, J.	加拿大核安全委员会
Bogdanova, T.	俄罗斯联邦的联邦环境、工业和核监督服务局
Casoli, B.	法国辐射防护与核安全研究所
Costa, C.G.S.	巴西核工业
Faraz, Y.	美国核管会
Groche, K.	顾问（德国）
Khotylev, V.	加拿大核安全委员会
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
Visser, T.	荷兰 Urenco Nederland BV 公司

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