

# 国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

## 铀燃料制造设施的安全

### 特定安全导则

### 第 SSG-6 (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](http://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](mailto: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-6 (Rev.1) 号

# 铀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](http://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/2015

ISBN 978-92-0-533823-1（简装书：碱性纸）

978-92-0-533723-4（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<sup>1</sup>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。

<sup>1</sup> 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

## 安全基本法则

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

## 安全要求

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

## 安全导则

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

## 原子能机构安全标准的适用

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

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

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

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

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

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

## 原子能机构安全标准的制定过程

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

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

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

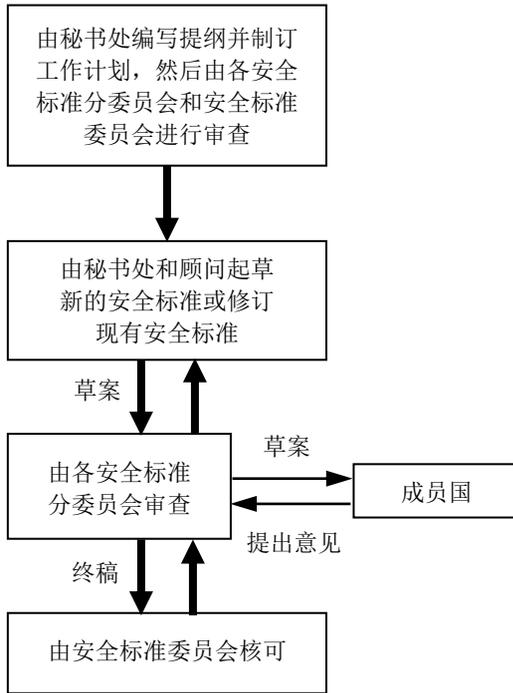


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

## 与其他国际组织的合作关系

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

## 文本的解释

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

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

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

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

# 目 录

<b>1. 导言</b> .....	<b>1</b>
背景 (1.1-1.5).....	1
目的 (1.6, 1.7).....	1
范围 (1.8-1.12).....	2
结构 (1.13).....	3
<b>2. 铀燃料制造设施中危害 (2.1-2.5)</b> .....	<b>3</b>
<b>3. 铀燃料制造设施的管理系统和核实系统 (3.1-3.6)</b> .....	<b>4</b>
管理责任 (3.7-3.11).....	5
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).....	8
<b>4. 铀燃料制造设施场址评价 (4.1-4.6)</b> .....	<b>9</b>
<b>5. 铀燃料循环设施的设计</b> .....	<b>10</b>
安全功能 (5.1-5.40).....	10
假想始发事件 (5.41-5.88).....	17
仪器仪表和控制 (5.89-5.94).....	26
人因考虑 (5.95-5.97).....	28
安全分析 (5.98-5.117).....	29
应急准备和响应 (5.118, 5.119) .....	33
放射性废物管理 (5.120-5.124).....	33
气态和液态流出物管理 (5.125-5.127).....	34
其他设计注意事项 (5.128-5.137).....	34
老化管理考虑 (5.138-5.140).....	35
<b>6. 铀燃料制造设施的建造 (6.1-6.8)</b> .....	<b>36</b>
<b>7. 铀燃料制造设施的调试 (7.1-7.8)</b> .....	<b>36</b>
<b>8. 铀燃料制造设施的运行</b> .....	<b>38</b>
铀燃料制造设施的营运组织 (8.1-8.3).....	38
铀燃料制造设施的人员配置 (8.4-8.8).....	38
人员的资格和培训 (8.9-8.11).....	39
运行文件 (8.12-8.18).....	39
维护、校准、定期试验和视察 (8.19-8.30).....	40

老化管理 (8.31-8.33).....	42
改造控制 (8.34-8.43).....	42
核临界危害的控制 (8.44-8.48).....	44
辐射防护 (8.49-8.65).....	45
工业和化学安全 (8.66-8.74).....	48
放射性废物和流出物的管理 (8.75-8.78).....	49
应急准备和响应 (8.79-8.84).....	49
运行经验反馈 (8.85, 8.86).....	50
<b>9. 铀燃料制造设施退役的准备工作 (9.1-9.6) .....</b>	<b>51</b>
<b>参考文献 .....</b>	<b>53</b>
<b>附件 I 铀燃料制造设施中的典型加工路线 .....</b>	<b>57</b>
<b>附件 II 对铀燃料制造设施安全重要结构、系统和部件以及安全功能可能挑战的示例 .....</b>	<b>58</b>
<b>附件 III 确定铀燃料制造设施运行限值和条件的参数示例 .....</b>	<b>64</b>
<b>参与起草和审订人员 .....</b>	<b>67</b>

# 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”提供了关于铀燃料制造设施安全的特定建议。
- 1.3. 铀和铀燃料制造设施产生的废物在该设施进行装卸、加工、处理和贮存。铀燃料制造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。
- 1.4. 除了非能动和能动的工程安全措施之外，燃料制造加工在很大程度上可以依赖于运行人员干预和行政控制来确保安全。铀燃料制造设施发生事故时释放能量的可能性与核临界或化学反应相关。与核电厂相比，释放能量的潜力很小，对环境的影响通常有限。
- 1.5. 本“安全导则”替代原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-6 号《铀燃料制造设施的安全》<sup>1</sup>。

## 目的

- 1.6. 本“安全导则”的目的是就铀燃料制造设施场址评价、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。
- 1.7. 本“安全导则”的建议主要针对铀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。

---

<sup>1</sup> 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（2010 年）。

## 范围

1.8. 适用于燃料循环设施（即铀精炼设施，转换，浓缩，再转换<sup>2</sup>，易裂变材料的贮存，包括铀和钚混合氧化物燃料制造，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]建立。本“安全导则”提供了满足铀燃料制造设施这些要求的建议。

1.9. 本“安全导则”特定涉及天然铀和低浓缩铀的装卸、加工、材料转移和贮存，这些铀的浓缩度为不超过 6%的铀-235，可能来自天然铀、高浓缩铀或后处理铀，也可能含有微量钚，它包括作为最终产品的氧化铀燃料制造，但不包括装卸铀金属燃料的设施。本“安全导则”还涉及放射性废物的产生和管理，以及在装卸和加工这些物质时产生的液态、空气和气态放射性流出物。还提供了辅助活动的建议，如取样、均质化、混合和分析实验室服务。组装的燃料组件通常在运输到核电厂之前贮存在燃料制造设施中。这种贮存设施被认为是燃料制造设施的一部分。本“安全导则”仅限于铀燃料制造设施的安全，它没有涉及制造的燃料组件可能对将要使用它们反应堆安全产生的任何影响。

1.10. 本“安全导则”包括关于确保铀燃料制造设施临界安全的特定建议。这些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》[2]提供更详细的建议。

1.11. 本“安全导则”不涉及执行原子能机构《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]规定的关于法律和监管框架及监管监督的安全要求（例如，授权程序、监管视察和监管执行的要求）。

1.12. 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]提供了关于铀燃料制造设施核安保的建议，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

---

<sup>2</sup> 也称为“反转换”。

5 的执行情况) [5]提供了指导。然而, 该安保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

1.13. 第 2 部分概述了铀燃料制造设施中的危害; 第 3 部分提供了关于为这种设施及其相关活动开发管理系统的建议; 第 4 部分描述了在评价和选择场址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安全分析的建议, 并介绍了铀燃料制造设施中放射性废物管理的安全方面和其他设计考虑; 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 部分提供了关于满足铀燃料制造设施退役准备工作的安全要求的建议。附件 I 显示了铀燃料制造设施的典型加工路线; 附件 II 提供了对铀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 提供了确定铀燃料制造设施运行限值和条件的参数示例。

## 2. 铀燃料制造设施中危害

2.1. 在铀燃料制造设施中, 存在大量的铀化合物 (气态、液态或固态), 并且这些化合物中的一些可以是可分散的形式, 特别是在燃料制造加工的早期阶段。此外, 所遇到的铀化合物以各种化学和物理形状存在, 并作为加工的一部分与易燃或化学反应物质一起使用。因此, 在这些设施中, 主要危害是潜在的核临界事件以及六氟化铀 ( $\text{UF}_6$ ) 和二氧化铀 ( $\text{UO}_2$ ) 的潜在排放。

2.2. 可溶形式的低浓铀如六氟化铀的化学毒性危害比其放射性毒性危害更大。除了六氟化铀之外, 还存在大量的危害化学品, 如氟化氢 ( $\text{HF}$ )。此外, 当六氟化铀被排放时, 它与空气中的水分反应, 产生氟化氢和可溶性氟化铀酰 ( $\text{UO}_2\text{F}_2$ ), 这带来了额外的安全危害。因此, 对铀燃料制造设施的全面安全分析也应处理这些化学品造成的潜在危害。

2.3. 低浓铀的放射性毒性很低，因此事故发生后任何潜在的场外放射性后果预计都是有限的。然而，由于后处理而意外排放浓缩铀的放射性后果可能更大，因此，如果该设施持有的许可证允许处理这种铀，则应在安全评定中加以考虑。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。

2.4. 铀燃料制造设施不会造成潜在的放射性危害，有能力造成大量场外放射性物质排放的事故（相当于一个放射性物质在数千太贝可的核电厂向大气中排放的碘-131 量）。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。

2.5. 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），如果正确地应用于铀燃料制造设施，前两级纵深防御应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）。所有级别的纵深防御都应按照分级方法进行。

### 3. 铀燃料制造设施的管理系统和核实系统

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》[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，GS-G-3.5《核装置管理系统》[8]，第 GSG-16 号《放射性废物管理中安全领导、管理和文化》[9]以及第 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过程中协调核安全和安保接口。管理系统应考虑每个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[6]要求 7）。这种方法应该基于每个物项或加工安全的相对重要性。

3.5. 管理系统需要支持强大的安全文化的开发和维护，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的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) 加工实施，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[6]第 4.11 段要求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加工和活动充分性的个人之间互动。文件还应涵盖其他行政措施，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，以确保安全重要流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》[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) 段营运组织定期监查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。监查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 [6]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<sup>3</sup>、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. 根据要求 58 和第 9.38—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。

---

<sup>3</sup> 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。

3.16. 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、监控和管理可能影响安全的物项、产品和服务的供应。”根据 GSR Part 2 [6]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[1]第 9.66 段指出：“应为设施整个寿命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。

3.19. 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) [2]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，使之互不损坏。”**

确保设施整个寿命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，确保不损坏次临界。

## 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》[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，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。这些专家应在运行期间随时为设施服务。

## 4. 铀燃料制造设施场址评价

4.1. 铀燃料制造设施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、火灾、飞机意外坠毁、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》[13]规定了铀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》[14]提供了进一步的建议。

4.2. 铀燃料制造设施场址评价范围在 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 部分中列出的特定危害。

4.3. 在场址评价过程中，必须考虑到铀燃料制造设施附近的人口密度和人口分布，以便在放射性物质和/或危害化学品排放的情况下最大限度地缓解可能对人们健康造成的任何后果（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，需要评定铀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。

4.4. 在选择铀燃料制造设施的场址时，必须考虑安全咨询意见（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. 营运组织应保留关于铀燃料制造设施选址的决定以及这些决定背后理由的完整记录。

4.6. 在铀燃料制造设施的寿命期间，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封套的情况。

## 5. 铀燃料循环设施的设计

### 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。”

这些安全功能适用于铀燃料制造设施，但放射性物质的冷却除外。

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密封要求。

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。对于铀燃料制造设施中可能涉及高水平  $\gamma$  辐射源的加工或区域，如再加工铀或新清空的钢瓶（如照射于铀-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 部分提供了关于保持铀燃料制造设施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，在铀燃料制造设施的设计基准安全分析规范中，应特别考虑下列危害：

- (a) 铀的排放，如反应容器中的爆炸；
- (b) 六氟化铀的排放，例如由于热钢瓶破裂；
- (c) 氟化氢的排放，例如由于储罐破裂；
- (d) 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. 这些危害具有重大的安全意义，因为它们可能会对现场人员造成化学和放射性后果。此外，它们还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 II 提供了安全重要结构、系统和部件的示例，以及可能挑战铀燃料制造设施相关安全功能的代表性事件。

### **放射性物质和有毒化学物质的密封**

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，设施中可分散形式六氟化铀的使用和库存应保持在最低限度。

5.13. 铀燃料制造设施的设计要求尽可能减少设施的污染和放射性物质向环境的排放，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. 使用适当的密封系统应该是防止污染从处理大量铀粉或可分散形式的有害物质区域扩散的主要方法（见 SSR-4[1]要求 35）。在可行的情况下，为了提高静态密封系统（实物屏障）的有效性，应使用动态密封系统来产生压力梯度，以使空气流向污染更严重的设备部件或区域。因此，可以在厂房外部的环境和内部的有害物质之间建立降低绝对压力的级联。

5.15. 在设计铀燃料制造设施的通风和密封系统时，应考虑以下标准：(i) 厂房不同部分之间所需的压差；(ii) 该设施的空气更换比率；(iii) 拟使用的过滤器种类；(iv) 过滤器之间的最大压差；(v) 通风和密封系统的开口处的适当流速（例如，外壳开口处的面流速）；(vi) 过滤器处的剂量率；(vii) 核易裂变材料在通风元件（过滤器、通风管道）中的潜在积聚；(viii) 通风系统内的湿度和潜在湿度；以及 (viii) 预测性和预防性维护策略。此外，还应考虑火灾时可能产生的烟雾，这可能对通风系统提出不同的要求。

5.16. 为了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阀，并应由不易燃和非腐蚀性材料建造。

5.17. 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

5.18. SSR-4[1]要求 8 规定了铀燃料制造设施的设计要求，以确保工作人员的辐射防护。

5.19. 铀燃料制造设施必须在设施内被查明有可能产生大量气载放射性物质和其他有害物质的区域内，设计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照射，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。

5.20. 对于正常运行，需要通过仔细设计安全壳和通风系统（固定式和便携式）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、头罩或特殊设备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。

5.21. 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积聚的区域提供定期监视手段。应使用串联的多个滤波器，以避免依赖单一滤波器。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。

5.22. 必要时，应安装监控设备，如差压表（在过滤器上、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危害物质浓度的设备。必要时，应提供监控通风系统内区域的手段，以检测放射性或易裂变材料的不希望的积聚。

5.23. 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）。

5.24. 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 的墙壁、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

5.25. 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预期评定。”

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]提供了对铀燃料制造设施进行环境影响评定的进一步建议。

5.26. 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。

5.27. 如果所有的隔离屏障都受损，事故可能会导致放射性物质不受控制地扩散到环境中。屏障可以包括加工设备、房间或厂房本身。

5.28. 安全壳系统的通风，通过气体净化设备，如过滤器，通过烟囱排放废气，将放射性物质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。隔离的实物屏障的数量应根据危害的安全意义进行调整。根据冗余原则，屏障的最小数量为两个（见 SSR-4[1]要求 23），优选的最佳屏障数量通常是三个。

## 外部照射防护

5.29. 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。

5.30. 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。应考虑在用于贮存钢瓶的区域，特别是装有再加工铀的空钢瓶，安装屏蔽或设置占用限制，因为钢瓶中会残留一些辐照副产品。在铀具有高比密度和存在大量铀的设施区域（例如，芯块和燃料的贮存区域）也应采取类似的预防措施。

5.31. 当二氧化铀密度较低时（例如在转换或混合单元中），铀燃料制造设施的容器和管道系统提供的屏蔽通常足以控制照射。

5.32. 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，因为铀-232 衰变产物（铊-208 和铋-212）和残留裂变产物的  $\gamma$  剂量率较高。这些措施可包括行政安排，以限制铀在场址贮存的时间，或限制贮存铀的数量或安装屏蔽。

## 防止核临界状态

5.33. 防止核临界是一个重要的课题，在铀燃料制造设施的设计过程中需要考虑各个方面（见 SSR-4[1]要求 38）。第 5.34—5.40 段就铀燃料制造设施特有的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更详细建议。

5.34. 如果燃料制造设施处理铀的质量分数低于符合监管机构规定或商定的豁免标准水平，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，应证明不存在可信的故障序列，其中铀-235 浓度高于 1%的铀被送入该流程。关于进一步的建议见 SSG-27 (Rev.1) [2]第 2.13—2.16 段。

5.35. SSR-4[1]第 6.138—6.148 段指出了通过设计预防临界的要求。为了防止铀燃料制造设施的临界状态，应控制下列参数：

- (a) 某一加工中和流程之间贮存的易裂变材料的质量和浓缩水平（如室内和容器洗涤器中的铀粉、贮存的芯块）；
- (b) 加工设备的几何构型和相互作用。控制可以通过限制尺寸或形状来实现（例如，通过贮存容器的安全直径、板的控制、贮存容器之间的适当间隔距离）。还应考虑因泄漏或断裂而导致的密封和/或几何构型的丧失；
- (c) 易裂变材料在溶液中的浓度（例如在回收铀的湿法加工中）；
- (d) 存在反射器或适当的中子吸收器（例如在建造贮存区、粉末和燃料装运容器的桶中）；
- (e) 慢化程度。例如，这可以通过控制水分水平和粉末中添加剂的量来实现。

5.36. 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。”

对于铀燃料制造设施，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，并应设计成最高核定浓缩水平，包括合理的安全裕度。

5.37. 临界安全分析应表明，设备和相关安全措施的设计应使受控参数值始终保持在次临界范围内（即设施始终处于次临界状态）。这应通过确定有效中子倍增系数( $k_{\text{eff}}$ )来实现，有效中子倍增系数取决于可裂变材料和与其相关的所有其他材料的质量、几何构型、分布和核特性。然后，应将  $k_{\text{eff}}$  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 段设定）。

5.38. 几种基准和形式千差万别的方法可用于临界安全分析，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代码进行的计算。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）[2]第 4 部分。

5.39. 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和最坏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代码，这些代码与核反应截面的适当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）。

5.40. 以下参数应包括在铀燃料制造设施次临界分析的范围内（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计算中可能出现的不确定性（见第 5.38 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匹配（另见 SSG-27（Rev.1）[2]第 3.18 段）；

- (c) 加工设备的几何构型。根据 SSR-4[1]第 6.144 段要求，需要考虑运行过程中尺寸变化的可能性（例如板坯储罐或板坯料斗的膨胀）；
- (d) 浓度和密度。分析应包括：(i) 溶液的铀浓度范围；以及 (ii) 粉末和颗粒密度的范围加上固态慢化剂，以确定可能发生的最具反应性的条件；
- (e) 慢化。分析应涵盖通常存在于铀燃料制造设施中的慢化剂的存在，如水、油和其他含氢物质（如二氧化铀粉末的添加剂），或可能存在于事故工况中的慢化剂（如消防用水）。应特别考虑不均匀慢化的情况（例如，当二氧化铀粉末中含有添加剂时）；
- (f) 反射。应保留由不同假设产生的那些裕度中最保守的裕度，例如 (i) 加工单元周围水的假设厚度；和 (ii) 由于加工单元周围存在物质（例如人体、有机材料、木材、混凝土、容器的钢）而考虑中子反射效应。应考虑那些可能导致比水反射更大的中子倍增因子增加的材料（例如混凝土地板或墙壁），见 SSG-27（Rev.1）[2]第 3.22 段；
- (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。这包括装有铀的移动单元（如桶）的最小距离，以及确保装有铀的设备之间最小距离的工程手段；
- (h) 中子吸收器。可能用于铀燃料制造设施的中子吸收器包括镉、硼、钆和聚氯乙烯（PVC），用于粉末桶内的“蜘蛛”；贮存区中用于颗粒或燃料组件的板；和硼硅酸盐玻璃环（“拉希”环）。在分析中应考虑无意中移除中子吸收器的影响。应定期核实吸收器的存在和有效性，并在对依赖这些吸收器的容器或容器进行配料之前进行核实。吸收器参数包括用于增加其吸收效率的吸收器材料和氢化材料的厚度、密度和核素组成（如果适用）。

## 假想始发事件

5.41. 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 5.42—5.88 段提供了关于铀燃料制造设施可预见的内部和外部危害的建议。

## 内部危害

### 火灾和爆炸

5.42. 要求对铀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。

5.43. 铀燃料制造设施中的火灾可能会破坏密封屏障,导致放射性物质和/或有毒物质扩散,或者可能会影响用于临界控制的系统或参数(如慢化控制系统或加工设备的尺寸),从而导致临界事故。应特别考虑所部署的灭火介质及其潜在的慢化作用。灭火介质及其使用安全需要在临界安全方面加以解决。

5.44. 铀燃料制造设施特别遇到的火灾危害,如溶剂和碳氢化合物稀释剂、过氧化氢、无水氨(具有爆炸性和易燃性)、硫酸或硝酸(与有机材料反应有火灾危害)、锆(一种可燃金属,特别是粉末或碎片形式)和氢气引起的危害,应在该设施的设计阶段予以适当考虑。应考虑检测氢气火灾的专用设备,氢气管道的设计应避免容易发生事故的接头。为了扑灭金属火灾,应考虑使用适当的灭火设备。

### 火灾危害分析

5.45. 作为铀燃料制造设施火灾危害分析的一个重要方面,应确定设施中需要考虑的区域。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、可燃材料区域(包括低压电缆)和安装安全设备的场所。应特别考虑以下方面:

- (a) 涉及氢气的加工,如氧化铀的转换、烧结和还原;
- (b) 涉及粉末形式的锆或金属锆的机械处理的流程;
- (c) 在溶剂萃取等过程中使用易燃液体和/或可燃液体的车间,如回收车间和实验室;
- (d) 活化化学品(如氨、硫酸、硝酸、过氧化氢、造孔剂、润滑剂)的贮存;
- (e) 火灾负载高的区域,如废物贮存区;
- (f) 废物处理区;
- (g) 存放安全相关设备的房间(如空气过滤系统,其损坏可能导致被认为不可接受的放射性后果);

- (h) 控制室；
- (i) 火灾对固态六氟化铀钢瓶的影响；
- (j) 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。

5.46. 铀燃料制造设施的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来源的库存，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。

5.47. 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。即使估计的可能性看起来很低，火灾也可能安全产生重大影响，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。

5.48. 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

5.49. 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，以便在发生火灾时将火灾的后果降至最低。

5.50. 为了实现防火和减灾的双重目标，应采取一些一般性和专项措施，其中包括：

- (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限制火灾和烟雾蔓延到火灾发生区域以外的能力。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。

5.51. 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。特别是，应仔细评

定可能存在铀的地区安装喷水自动灭火设备的情况，并考虑到潜在的临界。应考虑用于灭火的水收集和处理。

5.52. 应安装与内部火灾和爆炸风险相称并符合国家要求的探测和/或消防系统。

5.53. 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。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。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。

5.54. 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

5.55. 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。

5.56. 在铀燃料制造设施中，可能的爆炸源包括：

- (a) 气体（例如用于转换过程和烧结炉的氢气、加热气体、含有氢气和氮气混合物的裂解氨气）；
- (b) 回收车间使用的硝酸铵等化合物；
- (c) 溶剂提取过程中可能产生的副产品，如红油。

5.57. 为了降低爆炸的风险，应考虑使用惰性气体气氛或稀释系统，并考虑系统部件承受爆炸的能力（例如烧结炉中的爆炸）。应定期监控回收系统，以防止硝酸铵的积聚。在具有潜在爆炸性环境的区域，应按照国家要求保护电网和设备。

## 水淹

5.58. 铀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。水淹可能会导致容器、管道和设备的浮力引起的故障，导致密封的丧失。

5.59. 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量水的存在，以及任何相连房间内的最大量水的存在。这些房间或场所应明确标识，并应通知工作人员。

5.60. 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

5.61. 除了原材料的损失及其对环境的影响之外，泵、阀门和管道等设备和部件的泄漏还会导致放射性物质（如二氧化铀、八氧化三铀（ $U_3O_8$ ）粉末、六氟化铀）和有毒化学品（如氟化氢）的扩散，并产生不必要的废物。含氢流体（如水、油）的泄漏会改变慢化和/或反射，从而降低临界安全。易燃气体（如氢气、天然气、丙烷）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。

5.62. 装有大量液态核材料或危害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二次密封设备，如适当容量的堤岸或滴水盘。就易裂变材料而言，需要配置以确保临界安全（见 SSR-4[1]第 6.143 段）。

5.63. 从临界安全的角度来看，如果铀粉可能大量溢出，则应考虑安装设计特点，以防止水或慢化剂侵入。还应考虑安装湿度探测器和排水系统。

5.64. 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

5.65. 以满足 SSR-4[1]第 6.89 段所述的要求。根据，应至少为下列系统和部件提供应急备用电源：

- (a) 临界事故检测和警报系统；
- (b) 必要时，用于隔离目的的通风系统；
- (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) 一些加工控制部件（如加热元件、阀门）；
- (e) 火灾探测和消防系统；
- (f) 辐射防护 and 环境保护监控系统；

(g) 加工设施内的照明。

5.66. 丧失通用供应的后果，如用于仪器仪表和控制的压缩气体、用于加工设备和通风系统的冷却水、加热水、呼吸空气和用于安全的压缩空气，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，应使用设计为无法到达安全位置的阀门；
- (b) 冷却水或热水的流失。设计中应提供足够的备用存量或冗余电源；
- (c) 丧失呼吸空气。应提供备用能力或冗余供应，以便在有空气传播放射性物质的地区继续开展工作。

#### 加工错误

5.67. 如氢气、氮气或蒸汽等加工介质的丧失，或这些介质的任何过量，都可能安全产生影响。此类事件的示例有：

- (a) 不完全的化学反应，有可能导致六氟化铀排放到废气处理系统中；
- (b) 如果使用氮气流进行密封，则用于运输铀粉设备的密封性丧失；
- (c) 由于加工气体过量而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) 由于设备超压，设施工作区域的空气污染水平和/或有害物质浓度增加；
- (e) 由于大量氮气的排放，工厂工作区域呼吸空气中的氧气浓度降低。

5.68. 加工气体的流量和压力应连续控制。在流量或压力发生偏差的情况下，应自动启动关闭和/或锁止程序。

#### 设施故障和设备故障

5.69. 为了满足 SSR-4[1]要求 40，应特别考虑高腐蚀性氟化氢（在容器、管道和泵中）的限制，以及研磨粉末会造成侵蚀的粉末输送管线。

5.70. 设计应最大限度地减少移动设备（如车辆和起重机）对有害物质容器造成的机械冲击。核材料加工过程中的机械故障可能导致设备损坏（如压碎、弯曲或断裂），从而可能导致临界控制、密封或屏蔽的退化。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。

5.71. 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。

5.72. 为防止含有危害物质的设备（如熔炉）发生故障，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 5.138—5.140 段）。

## 外部危害

### 概述

5.73. 铀燃料制造设施应根据外部危害的性质和严重程度进行设计，无论是自然的还是人为的，并根据 SSR-1[13]规定和 SSR-4[1]要求 16 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》[17]提供了关于外部危害的详细建议，SSG-18《核装置场址评价中气象和水文危害》[18]，SSG-21《核设施场址评价中的火山灾害 [19]》和 SSG-68《核装置设计中的非地震外部事件》[20]。关于燃料制造设施的特定外部危害的建议见第 5.74—5.88 段。

### 地震

5.74. 为确保铀燃料制造设施的设计提供所需的健稳程度，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) 丧失支持服务，包括公用设施；
- (b) 密封功能的丧失（静态和动态）；
- (c) 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的丧失，包括结构功能和防止其他危害（如火灾、爆炸、重物坠落、水淹）的功能；
- (d) 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) 材料损失（几何构型控制、可溶性中子吸收器）；
  - (iv) 慢化材料的进入（慢化控制）。

5.75. 根据场址特征和铀燃料制造设施的位置，如场址评价中所评定的（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考虑。

#### 外部火灾和爆炸以及外部有毒危害

5.76. 外部火灾和爆炸的危害可能来自铀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。

5.77. 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。应评定任何损坏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。应评定有毒危害，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。

5.78. 为了评定易燃液体、有毒物质溢出物、火山灰、重物坠落（如烟囟）、空气冲击波和爆炸产生的飞射物可能影响，应评定它们与设施的距离，从而评定它们造成实物损坏的可能性。

#### 极端气象现象

5.79. 铀燃料制造设施应通过适当的设计规定，免受场址评价（见第 4 部分）中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；
- (b) 防止设施水淹，包括在极端降雨的情况下从屋顶排水的适当手段；
- (c) 根据运行限值和条件安全关闭设施。

#### 龙卷风

5.80. 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。

5.81. 大风能够提升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转移可能产生的次级碎片的影响。

#### 极端温度

5.82. 在设计支撑系统设备时，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，如冷却回路冻结或对通风和冷却系统的不利影响。

5.83. 如果厂房或隔间中规定了湿度和/或温度的安全限值，则空调系统的设计也应在极端炎热或潮湿的天气条件下高效运行。还应考虑设施内部冷凝的影响。对于没有伸缩缝的构筑物，在设计中应考虑热膨胀对构筑物系统造成的额外负载。

#### 降雪和冰暴

5.84. 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，应考虑雪的中子反射效应和/或散布慢化效应。

#### 洪水

5.85. 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），应集中注意潜在的渗漏路径（隔离屏障破裂）进入安全重要活动单元和结构、系统和部件，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。电气系统、仪器仪表和控制系统、应急电源系统（如蓄电池、发电系统）和控制室应通过设计加以保护。

5.86. 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坏。

## 飞机意外坠毁

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

5.88. 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

5.89. 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。

5.90. 应提供仪器仪表，以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条件（如临界安全相关参数、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（如在场人员、环境条件）。

5.91. 非能动和能动工程控制比行政控制更可靠，应优先用于正常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，对于铀燃料制造设施来说，这通常是关闭状态。

5.92. 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自动连续试验。

## 控制室和控制板

5.93. 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。应在考虑职业照射、人员安全和应急响应的前提下，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

5.94. 铀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) 临界控制和临界检测警报：
  - (i) 根据临界控制的方法，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、慢化度、吸收、附近周围材料（如添加剂）的反射以及物项之间的间距；
  - (ii) 辐射探测器（ $\gamma$  和/或中子探测器）应覆盖存在大量易裂变材料的所有区域，并配有可听警报，必要时可视警报，以启动从受影响地区的立即疏散（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) 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) 通风的监控和控制：应测量和控制高效微粒空气（HEPA）过滤器、预过滤器、外壳排气口和流入热室、手套箱和罩的空气压差；
- (e) 职业辐射照射的控制：
  - (i) 应安装带有实时显示和/或警报的剂量计，尤其是在有检查设备的区域，如 X 射线发生器和放射源（用于监控外部照射）；

- (ii) 在有可能发生放射性物质排放的区域，应对用于回顾性测量和/或带有警报的实时测量的过滤器进行连续取样，以检测放射性物质的排放（用于监控内部照射）。
- (f) 气态和液态流出物的控制：
  - (i) 如果存在可预见的超出许可限值的潜在风险，应提供实时测量，否则，对连续取样的过滤器或探针进行回顾性测量就足够了；
  - (ii) 应确保异常排放检测和警报系统的安装和功能。
- (g) 化学品排放的控制：存在六氟化铀的加工区和实验室应使用实时检测和警报系统。

## 人因考虑

5.95. SSR-4[1]要求 27 中确立了与人因工程相关的要求。

5.96. 在设计阶段应考虑运行、视察、定期试验和维护中的人因。铀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干预的便利性；
- (b) 不适当或未经授权的人员行为安全的可能影响（考虑到对人为错误的容忍度）；
- (c) 职业照射的可能性。

5.97. 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。应考虑的范围包括：

- (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，例如电子控制面板，显示所有必要的信息，没有多余的信息；
  - (ii) 工作环境，例如确保设备周围有良好的通道和足够的空间，并对表面进行适当的处理以方便清洁）。
- (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动的需要；
- (f) 与人因相关的运行经验反馈。

## 安全分析

5.98. 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。”铀燃料制造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安全分析。

5.99. 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

5.100. 在正常运行和预计运行事件期间，对内部和外部职业照射以及公众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) 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) 该设施的许可库存；(iii) 该设施可处理的最大材料加工量。在计算中应使用正常运行中最弱的屏障性能。还可以使用足够裕度的最佳估计方法；
- (b) 职业照射估计剂量的计算应基于照射最多的工作场所的条件，应使用最长的年度工作时间，并应考虑维护活动。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时间；
- (c) 对公众（即代表人）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、向地面的最大积聚量和直接照射量为基准。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

5.101. 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排放到环境中的整个物理过程，并确定包含最严重后果的情况。

5.102. 铀燃料制造设施的设计基准事故的后果可能会对现场和事故地点附近的个人造成后果。其后果取决于各种因素，如放射性物质或危害化学品的排放量和速度、排放源与照射或受影响的个人之间的距离、将材料运送至个人的途径以及照射时间。

5.103. 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。

5.104. 为了证明保护工作人员、公众和环境免受事故的影响，在铀燃料制造设施的安全评定中应考虑以下两种方法或等效方法：

- (1) 第一种方法包括识别安全重要结构、系统和部件。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，在不考虑安全或行政措施重要的任何（活动的）结构、系统和部件的情况下，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（另见 GSR Part 4 [11]要求 16）。该评定之后，对可能的事故序列进行评定，以确定设计特点和行政措施的规定，并根据 SSR-4[1]要求 11 考虑分级方法，以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。

5.105. 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。

5.106. SSR-4[1]要求 38 规定：“在被称为可信异常工况或设计基准中包含工况的运行状态和工况下，设计应确保足够的次临界裕度。”作为事故工况安全分析的一部分，对于处理铀-235 浓缩铀超过 1%铀的铀燃料制造设施，

应考虑临界事故的潜在发生。应特别考虑处理和加工各种进料产品（包括后处理铀）的设施可能发生的临界事故。

5.107. 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宜性以及防护行动的有效性。

#### 设计扩展工况分析

5.108. 安全分析还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铀燃料制造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实际上被消除。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。”

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。需要使用 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附加故障事件的组合。还应分析具有更严重后果的事故以及可能导致临界事件或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。

5.109. 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。

5.110. 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。应由营运组织定义，并由国家监管机构评审。

5.111. 适用于铀燃料制造设施的设计扩展工况的示例见参考文献[21]。

5.112. 对设计扩展工况的分析还应证明，铀燃料制造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（另见 SSG-27 (Rev.1) [2]）。

## 评定可能的放射性或化学后果

5.113. 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，识别和分析设施的条件，包括可能导致排放具有潜在不利影响的物质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/或缓解事故的后果。在安全评定中被记入的安全重要结构、系统和部件应具备在事故工况下履行其功能的能力；
- (g) 源项的表征（如物质、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。

5.114. 现场条件的分析包括评审气象条件（如风速、稳定等级、厂房尾流效应），以及现场的地质、水文地质和水文条件（如地表水流速），这些条件可能影响设施的运行，或可能在运输物质或转移设施排放的能量方面发挥作用。

5.115. 物质的环境转移应使用合格的计算机代码或使用从经鉴定的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现场的气象、水文地质和水文条件。

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

5.117. 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]提供了评定燃料制造设施中所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

5.118. 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》[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。

5.119. 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(SSR-4[1]要求 47 和 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、铀粉区的大范围火灾和地震。

## 放射性废物管理

5.120. 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]、GSG-1《放射性废物的分类》[27]和 SSG-41《核燃料循环设施放射性废物的处置前管理》[28]提供了建议。第 5.121—5.124 段提供了与铀燃料制造设施特别相关或特定方面的建议。

5.121. 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度和体积方面保持在切实可行的最低限值。核材料回收和化学品再利用应尽可能应用于铀燃料制造设施，以最大限度地减少固态和液态形式废物的产生。

5.122. 在现场的废物处理中心，减少放射性废物的体积并将放射性废物的反应性降至最低是一种良好的实践。废物处理中心的一些重要要素如下：

- (a) 废物处理专用车间；
- (b) 去污设备；
- (c) 处理废物的方法；
- (d) 测量活度的设备；

- (e) 确保废物的识别、可追溯性和记录保存的系统;
- (f) 有足够的容量贮存废物。

5.123. 就铀燃料制造设施而言,要回收的核材料是铀,既有来自废料(即不符合规范且在燃料制造过程中未直接回收的产品),也有来自通风过滤器或设施清洁的次生产出。从废料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好处、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。

5.124. 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管理管理系统的建议。

### 气态和液态流出物管理

5.125. 铀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。

5.126. 如有必要,应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。

5.127. 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。

### 其他设计注意事项

5.128. 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,并使清洁和/或表面去污更容易。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])。

5.129. 对于特定的加工区域,如转换区域和烧结炉,应考虑在紧急情况下安全关闭设施的方法。

5.130. 土木结构和设备材料的选择应考虑到其化学和热相容性,同时考虑到设施加工中使用的化学品。

## 放射性和有害物质现场转移的设计规定

5.131. 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。

5.132. 设施和加工过程的设计应考虑到放射性物质和其他有害物质跨越不同安全相关区（如放射性控制区、核临界控制区）的现场转移次数。

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

5.134. 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。

5.135. 对于容器的错误识别可能造成危害的情况，如果可能，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）。

5.136. 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）。

5.137. 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。

## 老化管理考虑

5.138. 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。

5.139. 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），并允许在需要时进行维护或更换。

5.140. 应在设计阶段实施老化管理计划，以确保及时维护安全重要结构、系统和部件，并提前更换设备。

## 6. 铀燃料制造设施的建造

6.1. 铀燃料制造设施的建造的要求见 SSR-4[1]要求 53 和第 7.1—7.7 段。关于核设施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. 对于铀燃料制造设施，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用于非核化学工业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命期间造成的危害相称。除了建造计划（见 SSR-4[1]要求 53）和营运组织保持对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反馈，以防止未来的运行问题。

6.4. 当前的良好实践应用于厂房建造以及设施设备的制造和安装。

6.5. 最好在设施或其部件调试前完成建造工作。如果建造和调试阶段或运行阶段重叠，应考虑适当的预防措施，以尽量缓解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. 安装后的结构和部件应进行适当的清洁，并涂上适当的底漆，然后进行适当的表面处理。

6.7. 还应考虑附近处理腐蚀性物质活动的影响。

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. 铀燃料制造设施的调试

7.1. SSR-4[1]要求 54 和第 8.1—8.23 段指出了铀燃料制造设施的调试要求。

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. 对于铀燃料制造设施，调试应分为两个主要阶段：

- (1) 非活动或“冷”调试（即在将铀导入设施之前的调试）。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，鉴于铀燃料制造设施的低放射性水平，在活动调试阶段进行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) 活动或“热”调试（即使用铀的调试）。在这一阶段，应试验隔离和辐射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) 检查物料是否意外积聚。第二步中的试验应使用天然或贫化铀，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. 在非活动调试期间，营运组织应核实（通过“冒烟试验”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（即场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，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）进行任何必要的改造，或增加或改变安全特点或工作实践。

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运行人员。

7.8. 在可能的情况下，应找出并应用从类似铀燃料制造设施的调试和运行中获得的经验教训。

## 8. 铀燃料制造设施的运行

### 铀燃料制造设施的营运组织

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

8.2. 在铀燃料制造设施中，许多单独的过程都是完全自动化的，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. 铀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（另见 SSR-4[1]第 3.26 段和第 4.29 段）。

### 铀燃料制造设施的人员配置

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。”应定期评审和更新铀燃料制造设施的运行和利用计划，以确保其符合并支持长期目标。

8.6. 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。

8.7. 铀燃料制造设施的人员配备应以营运组织的职能和责任为基础。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。

8.8. 营运组织应制定必要的安排，以确保人员的安全和铀燃料制造设施在大量人员可能无法使用的情况下的安全运行，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

8.9. 与设施人员资格和培训相关的安全要求在 SSR-4[1]要求 56 和 58 中建立。GS-G-3.1[7]第 4.6—4.25 段提供了详细的建议。

8.10. 铀燃料制造设施的运行人员应接受临界安全和辐射安全方面的特定培训，重点应放在防止辐射照射和化学危害以及应急准备和响应安排上（见第 9.41 段和 SSR-4[1]第 9.125 段）。

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 段要求为铀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 列出可用于定义设施各种加工区域的运行限值和条件的参数示例。

8.14. 根据 SSR-4[1]第 9.31 段要求为铀燃料制造设施的安全运行确定运行参数的限值。这种限制的示例如下：

- (a) 该设施允许的最大铀浓缩量；
- (b) 六氟化铀钢瓶的规范和贮存区允许的六氟化铀钢瓶的最大存量；
- (c) 该设施的最大允许加工量和库存；
- (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，特别是铀粉或铀丸，只存在于设计用于贮存或处理铀的区域。为了满足要求 64 和 SSR-4[1]第 6.121 段要求，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过程运行。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。在铀燃料制造设施中，在任何预计运行事件之后达到的安全运行状态通常是关闭状态。然而，关闭某些设备，如六氟化铀蒸发器、二氧化铀回转窑和烧结炉，应采用特定运行程序。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. 应针对火灾条件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。

8.18. 应为库存检查、维护和其他运行需求等活动所需的计划停产制定程序。这些程序应特定规定确保易裂变材料返回其安全地点的制度。程序中应特定规定预定活动的持续时间和相关的补偿措施。

## **维护、校准、定期试验和视察**

8.19. SSR-4[1]要求 65 和第 9.74—9.82 段指出了与铀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。

8.20. 铀燃料制造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。

8.21. 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 5.6 段）。

8.22. 使用放射源或 X 射线发生器的维护活动应与辐射防护人员协调，尤其是由分包商执行时。

8.23. 在铀燃料制造设施中进行维护时，应特别考虑表面污染或空气传播放射性物质的可能性，以及特定的化学危害，如氟化氢、氨气、氢气和硝酸造成的危害。

8.24. 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、更改计划的工作范围、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（如安全预防措施规范、确保提供功能齐全的个人防护设备并确保其使用、应急程序）；
- (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) 核实维护完成后，工作区域和设备已恢复到正常安全状态。

8.25. 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。

8.26. 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）。必要时应采取补偿措施。

8.27. 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。

8.28. 应定期核实通风系统的运行性能是否符合防火要求。

8.29. 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。

8.30. 应定期视察由营运组织确定为可能积聚铀化合物的生产线上的地点。

## 老化管理

8.31. 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，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为因素；
- (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。

8.32. 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。

8.33. 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）。

## 改造控制

8.34. 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。**”铀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。

8.35. 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。

8.36. 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。与改造相关的决策应该是保守的。

8.37. 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，这一点尤为重要。安全论据的深度和评审程度应与改造的安全意义相称（另见第 SSR-4[1]第 9.59 段）。

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

8.39. 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。

8.40. 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。改造建议应规定在改造后的系统再次完全运行之前应进行的功能（调试）检查。

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

8.42. 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改造的积聚效应不会对设施的整体安全产生不可预见的影响。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）。

8.43. 改造控制文件应按照国家要求保留在厂里。

## 核临界危害的控制

8.44. SSR-4[1]要求 66 和第 9.83—9.86 段确立了铀燃料制造设施的临界安全要求，SSG-27 (Rev.1) [2]提供了通用建议。在铀燃料制造设施中，严格应用控制临界危害的程序尤为重要。

8.45. 应考虑到控制铀燃料制造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，铀粉末的意外积聚（例如在通风管道中）、贮存容器中含铀材料的无意沉淀或中子吸收器的丧失；
- (b) 管理慢化材料，特别是水，例如，手套箱和通风罩的去污，或在实验室，齿轮箱的油泄漏，或使用基于水或二氧化碳的消防系统（如自动洒水装置）；
- (c) 使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、记录）；
- (d) 辅助活动，如取样、均质化和混合；
- (e) 检测上述任何情况发作的可靠方法；
- (f) 控制临界危害系统的定期校准或试验；
- (g) 疏散演习，为临界事件的发生和/或警报的启动做准备。

8.46. 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，如果对含铀材料的特征有任何不确定性，则应对浓缩水平和密度等参数使用保守值。

8.47. 执行维护工作时可能会遇到临界危害。在临界安全分析中，应考虑去污活动产生的废物和残留物的收集。

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

## 辐射防护

8.49. SSR-4[1]第 9.90—9.101 段和 GSR Part 3[15]规定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政策，并确保剂量低于国家剂量限值，且在营运组织规定的任何剂量限值范围内（见 SSR-4[1]第 9.91 段）。

8.50. 在铀燃料制造设施中，人员和公众的主要放射性危害来自吸入含有铀化合物的空气传播物质。在铀燃料制造设施中，二氧化铀和八氧化三铀等不溶性铀化合物造成了特别的危害，因为它们生物半衰期（因此有效半衰期<sup>4</sup>）长，并且在铀燃料制造设施中遇到时，它们通常相对较小的颗粒尺寸（通常直径为几微米）。

8.51. 维护和/或改造干预是指需要正当性和最优化 GSR Part 3[15]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) 具体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。

8.52. 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。

8.53. 辐射防护计划的监控结果应与运行限值和条件进行比较，必要时需要采取纠正措施（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。

---

<sup>4</sup> 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因所有相关过程而减半所需的时间。

8.54. 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。应在通风罩和禁闭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) 电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）；
- (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，以提醒设施运营商；
- (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) 应迅速进行调查，以应对高水平的空气传播放射性物质的读数；
- (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；
- (k) 应提供个人防护设备（如呼吸器、手套、衣服），以处理在特定运行环境下（如在改变浓缩水平之前维护或清洗加工设备期间）从正常密封方式排放的化学品或放射性物质；
- (l) 个人防护设备应保持良好状态，必要时应进行清洁并应定期视察；
- (m) 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。

8.55. 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。

8.56. 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。

8.57. 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，并结合人员居住数据。监管机构应酌情评定和评审这一方法。

8.58. 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。

8.59. 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,以确定是否需要允许的工作时间进行任何限制。

8.60. 应透过监控污水的数据,定期估计居住在该场址附近的公众因内部照射而受到的辐射剂量。

8.61. 在铀燃料制造设施中,需要采取特定措施控制外部照射的区域有限。临界事故是唯一会遇到高外部剂量率的事件。

8.62. 放射源和辐射发生器也用于铀燃料制造设施的特定用途,例如:

- (a) 放射源用于检查铀浓缩(例如,用铯-252 扫描棒);
- (b)  $\gamma$  射线是在检查铀浓缩时产生的;
- (c) X 射线发生器用于检查燃料棒。

8.63. 外部照射应通过以下方式控制:

- (a) 确保含有大量铀的位置远离高使用率区域;
- (b) 从用于长期维护工作的工作区域附近的船舶上清除铀;
- (c) 确保由具有适当资格和经验的人员更换放射源;
- (d) 对辐射剂量率进行常规调查。

8.64. 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区域(自发裂变和  $\alpha$  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  $\gamma$  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。

8.65. 如果在设施中使用非天然来源的铀作为原料(如再循环铀),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

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

8.67. 铀燃料制造设施中存在的工业和化学危害可概述如下：

- (a) 由于氟化氢（如六氟化铀）、氨、硝酸、硫酸、氢氧化钾、氢氧化钠和铀化合物的存在而造成的化学危害；
- (b) 由于存在六氟化铀、氟化氢（包括通过六氟化铀与空气水分照射而水解产生的）、氟气、硝酸、氨和铀化合物而造成的化学危害；
- (c) 氢气、硝酸铵、氨、甲醇和溶剂以及液化石油气造成的爆炸危害；
- (d) 由于氮或二氧化碳的存在而导致窒息的危害。

应在设施的相关区域设置适当的检测这些化学制剂的手段。

8.68. 应使用与评定辐射剂量类似的方法评定工作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。该方法应由监管机构酌情评定和评审。燃料制造设施中各种化学危害的可接受职业照射水平见参考文献[22]。

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 5.45 段）。应配备处理金属火灾的专用消防设备。

8.71. 为了将自燃金属（如锆或铀颗粒）的火灾危害降至最低，应根据程序监控、定期视察和清洁此类物质可能积聚的位置。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）。

8.72. 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。

8.73. 应根据国家法规制定健康监视计划，定期监控可能照射铀和相关化学品（如氟化氢、铍、氨、硝酸、硫酸、氢氧化钾和氢氧化钠）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。

8.74. 在紧急情况下，应特别考虑非放射性（如化学）和放射性危害的存在。

## 放射性废物和流出物的管理

8.75. SSR-4[1]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。

8.76. 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，以规定更换过滤器或洗涤器介质的性能水平。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。

8.77. 在可能的情况下，应回收和再利用化学品，这对于氢氟酸尤其重要。应注意确保氢氟酸适合重复使用。

8.78. 在将物质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

8.79. SSR-4[1]要求 72 和第 9.120—9.132 段以及 GSR Part 7[23]确立了应急准备和响应的要求，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应使用的标准》[32]提供了建议。铀燃料制造设施可能需要启动场外应急响应的条件可能包括六氟化铀的大量排放、临界事故、火灾和爆炸以及服务丧失（见 SSR-4[1]第 9.126 (a) 段）。

8.80. 对于铀燃料制造设施，应特别考虑使用喷水来处理氨气或氢氟酸等危害化学品的排放。

8.81. 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。

8.82. 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用品、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。

8.83. 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。对此类事件的反应应由安保部队和应急人员共同行使和评定。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。

8.84. 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

8.85. SSR-4[1]第 9.133—9.137 段指出了对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。

8.86. 铀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查明的经验和教训。它还应包括评定在铀燃料制造设施以及在适用的情况下在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。该计划应包括对技术、组织和人因的考虑。燃料事故通知和分析系统（FINAS）数据库提供了关于在铀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[29]）。

## 9. 铀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》[33]规定了铀燃料制造设施安全退役的准备要求。

9.2. 与其他燃料循环设施相比，铀燃料制造设施的退役难度较低，因为在这些设施的运行寿命中处理的低浓缩铀比活度较低。因此，该设施产生的绝大多数固态放射性废物将是低等和中等水平废物或豁免废物。

9.3. 在退役的准备工作期间，应采取特别措施，确保在处理含有核材料的设备时保持临界控制，因为次临界是由几何构型、慢化或吸收控制的。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》[34]所述退役的一般准备工作外，还应遵循以下专门针对铀燃料制造设施的准备步骤：

- (a) 应进行运行后清洗，以清除所有大量的铀和其他有害物质；
- (b) 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；
- (c) 应准备退役加工许可证的风险评定和方法说明。

9.5. 铀燃料制造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) 退役开始时设施状态的描述，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操作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。

9.6. 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) 考虑到放射性废物的运输和处理，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）。
- [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

## 铀燃料制造设施中的典型加工路线

I-1. 图 I-1 显示了铀燃料制造设施中的典型加工路线。

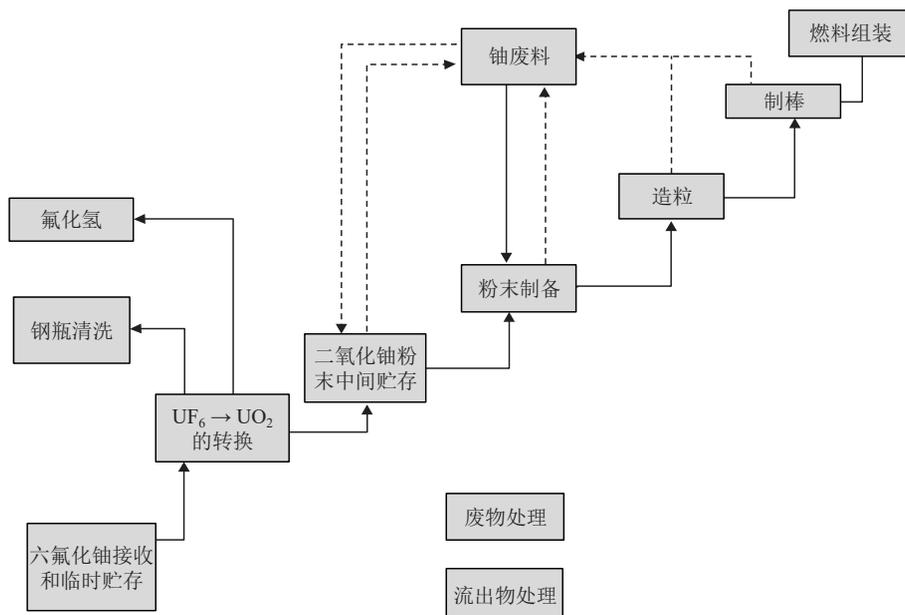


图 I-1. 铀燃料制造设施中的典型加工路线

## 附件 II

### 对铀燃料制造设施安全重要结构、系统和部件以及安全功能可能挑战的示例

II-1. 本附录提供了安全重要结构、系统和部件的示例，在定义每个加工区域的运行限值和条件时可以使用这些示例。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) 隔离以防止内部照射和化学危害；
- (3) 防止外部照射。

**表 II-1. 对铀燃料制造设施安全重要结构、系统和部件以及安全功能可能挑战的示例**

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
六氟化铀钢瓶的接收和临时贮存	运输工具	钢瓶破裂	(2)
	铀-235 浓缩度测量装置	超过安全限值的铀加工	(1)
	钢瓶称重秤	钢瓶破裂	(1) (2)
	屏蔽层	剂量率增加	(3)
转换面积	汽化炉	钢瓶破裂	(1) (2)

**表 II-1. 对铀燃料制造设施安全重要结构、系统和部件以及安全功能可能挑战的示例（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
六氟化铀钢瓶的接收和临时贮存	钢瓶检漏设备	铀或氟化氢的排放	(1) (2)
	— 加热设备 — 钢瓶高温检测设备	钢瓶破裂	(1) (2)
	反应容器及回转窑	— 排放铀、氟化氢和加工气体 — 临界裕度退化（慢化、几何构型）	(1) (2)
	窑炉低温检测设备	窑内冷凝水	(1)
	— 氢气管道工程 — 氢气检测设备	爆炸	(2)
	测定粉末湿度的测量设备	临界安全裕度退化（慢化）	(1)
	氟化氢储罐	氟化氢排放	(2)
	废气处理设施	氟化氢向环境的排放	(2)
氧化铀粉末的中间贮存	粉末容器	— 排放铀 — 临界安全裕度退化（中子吸收器）	(1) (2) (3)

**表 II-1. 对铀燃料制造设施安全重要结构、系统和部件以及安全功能可能挑战的示例（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
	刻度	临界安全裕度退化（质量） — 排放铀 — 临界安全裕度退化（几何构型）	(1)
	架子	剂量率增加	(1) (2)
	屏蔽层	— 排放铀、氟化氢和监管气体 — 临界裕度退化（慢化、几何构型）	(3)
粉末制备	贮存区、搅拌机、造粒机、管道	— 铀的排放 — 容器鼓胀	(2) (3) (1)
	控制添加剂量的设备	临界安全裕度退化（水分）	(1)
	铀粉料斗高水分检测设备	临界安全裕度退化（水分）	(1)
造粒车间	压机	铀的排放	(2) (3)
	烧结炉	爆炸	(2)
	— 氢气管道工程	爆炸	(2)
	— 氢气检测设备		
	磨床	铀的排放	(2) (3)
	湿磨污泥回收	临界安全裕度退化（几何构型、慢化、质量）	(1)

**表 II-1. 对铀燃料制造设施安全重要结构、系统和部件以及安全功能可能挑战的示例（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
	球团贮存	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 排放铀</li> <li>— 临界安全裕度的退化（几何构型、中子吸收器）</li> </ul>	(2) (3) (1)
实验室	压力机、烧结炉、研磨机	参见上面的其他加工领域	(1) (2)
	贮存屏蔽	剂量率增加	(3)
燃料棒制造	杆式装载机	铀的排放	(2)
	焊机	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 排放铀</li> <li>— 锆颗粒引起的火灾</li> </ul>	(2)
	杆式扫描仪	外部照射	(3)
造粒车间	燃料棒贮存	临界安全裕度的退化（几何构型、中子吸收器、慢化、湿度）	(1)
	贮存屏蔽	剂量率增加	(3)
燃料组件制造	装配线	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 临界安全裕度的退化（几何构型、中子吸收器）</li> <li>— 锆颗粒引起的火灾</li> </ul>	(1) (2)

**表 II-1. 对铀燃料制造设施安全重要结构、系统和部件以及安全功能可能挑战的示例（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
	起重机	已丢弃的部件	(1) (2)
	清洗设施	临界安全裕度退化（几何构型、中子吸收器）	(1)
	燃料组件贮存	临界安全裕度退化（几何构型、湿度）	(1) (3)
	贮存屏蔽	剂量率增加	(3)
铀废料回收	熔炉、容器、喉管	— 排放铀 — 临界安全裕度退化（几何构型、质量） — 爆炸（氢气、化学品） — 火灾	(1) (2)
放射性废物处理	处理设施	— 排放铀 — 化学品的排放 — 火灾	(1) (2)
	铀含量测量设备	临界安全裕度退化（质量）	(1)
	放射性废物贮存	火灾	(1) (2)
建筑	核和化学活动领域	密封丧失	(2)

**表 II-1. 对铀燃料制造设施安全重要结构、系统和部件以及安全功能可能挑战的示例（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
通风系统	输入空气的风扇和过滤器	火灾	(2)
	通风控制系统	不受控制地排放铀	(2)
	过程区域内的过滤器	— 火灾	(1) (2)
		— 临界安全裕度（质量）退化	
	空气和加工气体管道	临界安全裕度退化（质量）	(1)
	废气最终过滤级	火灾	(2)
	排风风扇、烟囱	不受控制地排放铀	(2)
废气中放射性测量设备	不受控制地排放铀	(2) (3)	
水的处理和排放	储罐	不受控制地排放铀	(1) (2)
	处理设施	不受控制地排放铀	(2)
	水中放射性测量设备	不受控制地排放铀	(1) (2)
钢瓶清洗	屏蔽层	剂量率增加	(3)
供电系统	应急供电系统	因断电而丧失通风条件下的铀排放	(2)

## 附件 III

### 确定铀燃料制造设施运行限值和条件的参数示例

III-1. 表 III-1 给出了确定铀燃料制造设施运行限值和条件的参数示例。

**表 III-1. 确定铀燃料制造设施运行限值和条件的参数示例**

加工区（包括贮存区）	定义运行限值和条件的参数
六氟化铀钢瓶接收和临时存放区	<ul style="list-style-type: none"><li>— 慢化程度</li><li>— 浓缩</li><li>— 质量</li><li>— 六氟化铀组成</li><li>— 表面污染</li></ul>
厂房	密封性
转换面积	<ul style="list-style-type: none"><li>— 慢化程度</li><li>— 加工设备压力</li><li>— 加工设备温度</li><li>— 加工气体的组成</li><li>— 加工废气中氟化氢含量</li><li>— 副产物铀含量</li><li>— 加工设备表面污染</li></ul>
氧化铀粉末的中间贮存	<ul style="list-style-type: none"><li>— 慢化程度</li><li>— 桶中质量</li><li>— 桶中吸收器的质量</li><li>— 货架几何构型</li><li>— 加工设备表面污染</li></ul>

表 III-1. 确定铀燃料制造设施运行限值和条件的参数示例 (续)

加工区 (包括贮存区)	定义运行限值和条件的参数
粉末制备	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 加工区相对湿度</li> <li>— 板坯料斗几何构型</li> <li>— 粉末管线和粉末容器的完整性</li> <li>— 添加剂用量 (慢化剂)</li> <li>— 慢化程度</li> <li>— 桶中质量</li> <li>— 桶中吸收器质量</li> <li>— 粉末湿度</li> </ul>
造粒车间	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 粉末湿度</li> <li>— 桶中质量</li> <li>— 汽包吸收层质量</li> <li>— 货架几何构型</li> <li>— 烧结槽内生球团高度烧结炉温度</li> <li>— 烧结炉气氛组成</li> <li>— 球团托盘堆高度</li> <li>— 货架几何构型</li> <li>— 放射源和加工设备的表面污染</li> </ul>
实验室	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 铀质量</li> <li>— 废物中的铀含量</li> <li>— 放射源和加工设备的表面污染程度</li> </ul>
燃料棒制造和贮存区	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 球团托盘堆高度</li> <li>— 货架几何构型</li> <li>— 棒污染</li> <li>— 棒传递几何构型</li> <li>— 棒壳几何构型</li> <li>— 放射源表面污染程度</li> </ul>

**表 III-1. 确定铀燃料制造设施运行限值和条件的参数示例（续）**

加工区（包括贮存区）	定义运行限值和条件的参数
燃料组件的制造和贮存区	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 中子吸收器位置</li> <li>— 贮存几何构型</li> </ul>
铀废料回收	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 容器几何构型</li> <li>— 铀质量</li> <li>— 废物中的铀含量</li> </ul>
放射性废物的处理	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 铀质量</li> <li>— 废物中的铀含量</li> </ul>
通风系统	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 厂房内的压力阶段</li> <li>— 铀的质量（例如在预过滤过滤器中）</li> <li>— 取样管线中的真空度</li> <li>— 废气中铀含量</li> </ul>
水的处理和排放	<ul style="list-style-type: none"> <li>— 铀浓度</li> <li>— 放水铀含量</li> </ul>

## 参与起草和审订人员

Amalraj, J.	加拿大核安全委员会
Bogdanova, T.	俄罗斯联邦环境、工业与核监督服务局
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