

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核燃料后处理设施的安全

特定安全导则

第 SSG-42 号



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准和相关出版物

国际原子能机构安全标准

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

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

有关国际原子能机构安全标准计划的资料可访问以下国际原子能机构因特网网站：

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

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

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

相关出版物

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

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

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

安保相关出版物以国际原子能机构《核安保丛书》的形式印发。

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

核燃料后处理设施的安全

国际原子能机构的成员国

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

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

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-42 号

核燃料后处理设施的安全

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

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

© 国际原子能机构，2024 年
国际原子能机构印刷
2024 年 2 月·奥地利

核燃料后处理设施的安全

国际原子能机构，奥地利，2024 年 2 月
STI/PUB/1744
ISBN 978-92-0-505623-4（简装书：碱性纸）
978-92-0-505523-7（pdf 格式）
ISSN 1020-5853

前 言

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

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

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

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

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

国际原子能机构安全标准

背景

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准

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

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

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

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



图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

原子能机构安全标准的适用

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准的制定过程

编写和审查安全标准的工作涉及原子能机构秘书处及分别负责应急准备和响应（应急准备和响应标准委员会）（从 2016 年起）、核安全（核安全标准委员会）、辐射安全（辐射安全标准委员会）、放射性废物安全（废物安全标准委员会）和放射性物质安全运输（运输安全标准委员会）的五个安全标准分委员会以及一个负责监督原子能机构安全标准计划的安全标准委员会（安全标准委员会）（见图 2）。

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

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

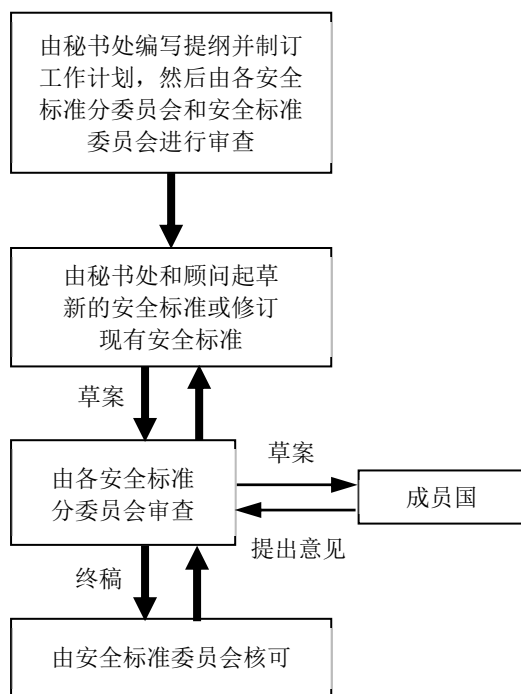


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

与其他国际组织的合作关系

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

文本的解释

安全相关术语应按照《国际原子能机构安全术语》（见 <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>）中的定义进行解释。否则，则采用具有最新版《简明牛津词典》所赋予之拼写和含义的词语。就“安全导则”而言，英文文本系权威性文本。

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

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

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

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1-1.3).....	1
目的 (1.4).....	1
范围 (1.5-1.11).....	1
结构 (1.12-1.13).....	3
2. 一般安全建议 (2.1-2.17)	4
3. 场址评价 (3.1-3.3)	8
4. 设计	10
概述.....	10
后处理设施的主要安全功能 (4.1).....	10
专设工程设计导则 (4.2-4.6)	10
其他工程设计导则 (4.7-4.8)	12
设计基准事故与安全分析 (4.9-4.11)	12
安全重要结构、系统和部件 (4.12).....	13
安全功能.....	13
临界预防 (4.13-4.26)	13
放射性物质的密封 (4.27-4.54)	16
防止外照射 (4.55-4.61)	22
假想始发事件.....	24
内部始发事件 (4.62-4.96)	24
外部始发事件 (4.97-4.113)	33
仪器仪表和控制.....	37
安全重要仪器仪表和控制系统 (4.114-4.117).....	37
本地仪器仪表 (4.118).....	39
取样和分析 (4.119-4.122)	39
控制系统 (4.123-4.126)	40
控制室 (4.127).....	41
与人因相关的考虑 (4.128-4.132).....	42
安全分析 (4.133-4.136).....	44
运行状态安全分析 (4.137-4.139)	45
事故工况下的安全分析 (4.140-4.146)	46
放射性废物管理 (4.147-4.155).....	47
气体和液体排放的管理 (4.156-4.160).....	49
应急准备和响应 (4.161-4.167).....	50

5. 工程建造 (5.1-5.7)	51
现有设施 (5.8).....	52
6. 调试 (6.1-6.13)	53
调试计划 (6.14-6.17).....	56
调试阶段 (6.18).....	57
第 1 阶段：建造试验 (6.19-6.22).....	57
第 2 阶段：无放射性的或者“冷加工”调试 (6.23-6.28).....	57
第 3 阶段：示踪或带铀调试 (6.29-6.32).....	58
第 4 阶段：带放射性或者“热加工”调试 (6.33-6.38).....	59
调试报告 (6.39-6.46).....	59
7. 运行	61
后处理设施的单位 (7.1-7.6).....	61
人员资格和培训 (7.7-7.12).....	62
设施运行.....	64
运行文件 (7.13-7.20).....	64
特定规定 (7.21-7.27).....	65
排除异物 (7.28).....	66
维护、校准、定期试验和视察 (7.29-7.37).....	67
改造控制 (7.38-7.45).....	68
运行中的临界控制 (7.46-7.53).....	69
辐射防护 (7.54-7.58).....	71
辐射防护 (7.59-7.69).....	72
介入性维护 (7.70-7.71).....	73
职业照射的监控 (7.72-7.81).....	75
消防安全、化学安全和工业安全管理 (7.82-7.83).....	76
化学品危害 (7.84-7.88).....	76
火灾和爆炸危害 (7.89-7.94).....	77
放射性废物管理 (7.95-7.106).....	78
污水处理 (7.107-7.111).....	80
气体排放 (7.112-7.114).....	80
液体排放 (7.115-7.118).....	81
应急准备和响应 (7.119-7.121).....	81
8. 退役准备 (8.1-8.5)	82

参考文献85

附件 I 后处理设施的主要加工过程.....89

附件 II 安全重要的结构、系统和部件93

参与起草和审订人员101

1. 引言

背景

1.1. 本《核燃料后处理设施的安全》导则就如何满足关于核燃料循环设施安全的“安全要求”出版物，原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-5 (Rev.1) 号[1]规定的要求提出了建议。通过提供核燃料水法后处理相关的指导，本“安全导则”补充和完善了这些要求。

1.2. 核燃料后处理设施¹的安全需要通过合理的选址、设计、建造、调试、运行和退役措施来保障。本“安全导则”涵盖了 NS-R-5 (Rev.1) [1]所定义的工业规模的后处理设施在寿期内的所有阶段，重点强调了后处理设施的设计和运行安全。

1.3. 乏燃料、溶解乏燃料、裂变产物溶液、铀和其他锕系元素及其溶液的放射性和放射性毒性很高。应密切注意，确保乏燃料和增殖材料后处理所有阶段的安全。铀、钚、裂变产物和后处理设施的所有废物都应安全转运、加工、处理和贮存，以保持公众和工作人员的低照射水平，尽量减少放射性物质的环境排放，并限制事故对工作人员、公众和环境的潜在影响。

目的

1.4. 本“安全导则”的目的是根据成员国为满足 NS-R-5 (Rev.1) [1]规定的要求所采用的工程措施、行动、工况和程序中获得的经验，提供最新的安全指导。本“安全导则”旨在对设计人员、营运组织和监管机构有所裨益，以确保后处理设施生命周期所有阶段的安全。

范围

1.5. 本“安全导则”就满足 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 5—10 部分和附录 IV 中所提出的安全要求提供了建议。这些安全要求适用于所有类型核燃料循环设施（包括铀矿石加工和精炼设施、转化设施、浓缩设施、包括混合氧化

¹ 核燃料后处理设施在本“安全导则”中称为“后处理设施”。

物燃料在内的燃料制造设施、乏燃料的贮存和后处理设施、废物的相关整备和贮存设施以及相关研究和开发设施), 详见 NS-R-5 (Rev.1) [1]正文。NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 规定了特别适用于后处理设施的要求, 这些要求适用于铀钚循环 (Purex) 加工, 即以商业规模对含铀和钚燃料进行后处理的工厂。本“安全导则”没有特定涉及铀钚增殖后处理 (THOREX), 因为许多国家在这些设施 (商业规模) 上的经验不足。然而, 水法处理加工之间的相似性意味着, 经过适当调整后, 这些建议将适用于对多种核燃料进行后处理的工厂。

1.6. 本“安全导则”特定涉及以下流程:

- (a) 乏燃料的运输和装卸;
- (b) 乏燃料的拆除、剪切²或去壳³和溶解;
- (c) 从裂变产物中分离铀和钚;
- (d) 铀和钚的分离和提纯;
- (e) 钚和铀氧化物以及硝酸铀酰生产和贮存, 这些是“新”铀或混合 (二氧化铀/二氧化钚) 氧化物燃料棒和组件的原料;
- (f) 对各种废物流的初步输运和处置。

1.7. 本“安全导则”涵盖的燃料后处理加工是各种高危和低危、化学和机械加工的混合物, 包括高危害细颗粒加工和涉及危害固态、液态、气态和颗粒 (干基、气载和水载) 废物和流出物的加工。

1.8. 本“安全导则”涵盖后处理设施的安全以及工作人员、公众和环境的保护。它不涉及处理、整备、贮存或处置废物和废水的辅助处理设施, 除非产生的所有废物都符合 NS-R-5 (Rev.1) [1]要求 1 第 6.31 段、第 6.32 段和第 9.54—9.57 段, 附录 IV 第 IV.49 段、第 IV.50 段和第 IV.80—IV.82 段, 以及原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号《放射性废物的处置前管理》[2]。但是, 通常而言, 鉴于所处理材料的特征, 这种辅助处理设施中的许多危害与后处理设施中的危害相似。

² 剪切包括将乏燃料切割成短的小段, 以使其在金属包壳中溶解。

³ 去壳是指在乏燃料溶解前去除其金属包壳。

1.9. 关于法律和政府框架以及监管监督的安全要求见原子能机构《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]；原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[5]和原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理系统的适用》[6]提供了导则，以满足原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[4]规定的管理系统和核实安全的要求。

1.10. 本“安全导则”第 3—8 部分就满足原子能机构《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》[7]规定的辐射防护安全要求提出了建议。本“安全导则”中的建议补充了原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号《职业辐射防护》[8]关于职业辐射防护的建议。

1.11. 除非另有说明，本出版物中的术语应理解为原子能机构《安全术语》[9]定义和解释。

结构

1.12. 本“安全导则”由 8 部分和两个附件组成。本部分遵循 NS-R-5(Rev.1) [1]一般结构；本出版物第 2 部分提供了后处理设施的通用安全建议；第 3 部分描述了在评价和选择场址时应考虑的安全诉求，以避免或尽量减少运行对环境的任何影响；第 4 部分阐述设计阶段的安全考虑，包括运行状态和事故工况⁴、后处理设施中放射性废物管理的安全方面和其他设计考虑；第 5 部分阐明建造阶段的安全考虑；第 6 部分讨论调试中的安全注意事项；第 7 部分就设施运行安全提出建议，包括运行管理、维护、视察和定期试验、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计划和准备；第 8 部分就满足后处理设施退役准备工作的安全要求提出了建议。附件 I 显示了后处理设施的典型主要加工路线；附件 II 提供了后处理设施中安全重要结构、系统和部件的示例，按照附件 I 中确定的程序进行了分类。

⁴ 事故工况包括设计基准事故工况和设计扩展工况[9]。设计扩展工况是假想事故工况，不作为设计基准事故考虑，但在设施设计过程中应根据最佳估算方法考虑；并将放射性物质的排放保持在可接受的限值内；见原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂安全：设计》[10]。

1.13. 本“安全导则”提供针对后处理设施的指导。在符合案文可读性的情况下，本“安全导则”中的建议参照了 NS-R-5 (Rev.1) [1]和原子能机构其他安全标准中的相应要求。本“安全导则”涵盖后处理设施寿期中的所有重要阶段，包括场址评价、设计、建造、调试、运行和退役准备。它可就改造、维护、校准、试验和视察以及应急准备提供了特定指导。本“安全导则”还参考了原子能机构其他关于通用专题（如放射性废物管理和辐射防护）的要求和指导的标准，以及原子能机构《核安保丛书》中关于后处理设施以外的安保问题的出版物。

2. 一般安全建议

2.1. 在燃料后处理设施中，存在大量易裂变材料、放射性物质和其他危害物质（被贮存、加工和生产）。受化学和物理变化规律的制约，它们通常以容易扩散的形式存在（比如溶液、粉末或者气态）。后处理设施有发生严重的核或辐射紧急情况的可能。在应用 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 1 部分和原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[11]规定的要求时，应采用与后处理设施的潜在危害相称的分级方法。

2.2. 主要的风险包括超临界、丧失密封、辐射照射和相关的化学危害。因此，需要在设施的选址、设计、建造、调试、运行和退役过程中采取适当的技术和行政措施对工作人员、公众和环境加以保护。

2.3. 在正常运行中，后处理设施产生大量含有各种放射性和化学成分的气态和液态流出物。设施的加工与设备的设计和运行应尽可能减少和回收这些流出物，同时还应考虑到回收溶剂和其他进料成分中可能累积的不希望有的物质或变化，如冷却水中的氯化物、溶剂萃取系统中的芳香烃和有机稀释剂中的辐解（降解）产物。为了防护和安全最优化的平衡，应作出特定的设计规定，以确保回收材料是安全的，并与其在设施中的再利用过程相容。这可能涉及产生更多的废水。

2.4. 应通过增加专门的工程措施来管理废水和流出物，以消除和减少活度水平和有毒化学物质的数量。后处理设施的营运组织（以及任何相关污水处理设施的营运组织）应监控和报告排放情况。在最低程度上，它们必须至少与所有授权的限值保持一致，并使防护和安全两者达到最优化（见 GSR Part 5[2]、GSR Part 3[7]、原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-41 号《核燃

料循环设施放射性废物的处置前管理》[12]和原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-2.3 号《放射性流出物排入环境的监管控制》[13])。在进行定期安全评审时,应彻底检查以前排放的记录,以确认目前的工程规定和运行实践能够实现防护和安全最优化。此外,应检查加工流程以及处理和减少废水流程技术的最新进展,以发现改进的潜在可能。

2.5. 后处理设施在满足 NS-R-5 (Rev.1) [1]规定的安全要求时应考虑的特定方面如下:

- (a) 这些设施中存在的放射性清单的范围和性质很广;
- (b) 所用加工化学品的范围和性质及其化学反应;
- (c) 易裂变材料的范围和性质,即在液态和固态系统中的临界可能性;
- (d) 易扩散的边界或难以控制的放射性物质出现的边界;包括:
 - 固体,如受污染的物项和废料;
 - 含水和有机液体;
 - 气体和挥发性物质;
 - 散布在气体和液体中的颗粒。

2.6. 对于后处理设施中可能造成大范围危害工况和可能事件,需要在安全分析中加以考虑,以确保充分预防和(或)发现和缓解这些工况和可能事件。

2.7. 关于纵深防御概念的应用(见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 2.4—2.8 段),前两个层次最为重要,即通过设计和适当的运行程序消除风险(见本“安全导则”第 4 部分和第 7 部分)。当然,所有级别的纵深防御都需要关注。第三个层次应通过安全评定和设计的迭代和开发来解决,这些设计应当将安全重要非能动和能动结构、系统和部件,和必要的健稳性辅助系统、基础设施(包括服务和维护)以及适当的运行指令和培训整合在一起(见本“安全导则”第 4 部分和第 7 部分)。本“安全导则”关于应急准备的章节(第 4.161—4.167 段和第 7.119—7.121 段)提供了事故工况下(纵深防御概念的第 4 级、第 5 级)的建议。

2.8. 后处理设施的设计、建造和运行需要使用良好证实加工技术和工程知识。为确保后处理设施的安全而采用的工程解决方案应是高质量的,被以前的经验证明,或根据分级方法,通过严格的试验、研究和开发,或运行原

型的经验证明。这一策略应适用于后处理设施的设计、设备的开发和设计、建造、运行、改造以及后处理设施退役的准备工作，包括任何升级或现代化改造。

2.9. 由于工业规模后处理设施的预期寿命较长，应根据所用加工的特定机械、热、化学和辐射工况，应对安全重要结构、系统和部件，特别是那些被判断为难以更换或无法更换部件的老化和退化过程予以特别的关注。在选择和设计这些安全重要结构、系统和部件时，应考虑导致这些结构材料退化的机理过程。应制定方案用以发现和监控老化和退化过程，并加以执行。这个方案应包括监控、视察、取样、监视和试验的规定，作为必要的扩展，还应包括特别的设计规定，以及安全相关的不可接近的结构、系统和部件。

2.10. 应通过适当的设计、技术规范、制造、贮存（如有必要）、安装、调试、运行、维护和设施管理确保加工设备的可靠性，并在设施寿期的所有阶段应用综合管理系统（提供质量保证和质量控制）进行控制。相关的视察和试验应根据既定的明确的性能标准和预期参数进行。

2.11. 适当的安全重要结构、系统和部件的非能动设计，辅以对安全重要相关工程结构、系统和部件的能动设计，比行政控制更加可靠，在运行状态和事故工况下应优先考虑（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.6 段）。自动化系统应高度可靠，应设计成将加工参数保持在运行限值内，或者能将系统导入安全和稳定的状态（一般指关闭状态）⁵（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.47 段）。

2.12. 当行政控制被考虑成为一个选项时，选择自动还是行政控制的判断标准应基于运行人员响应时间的有效性（宽限期），并认真考虑因行动故障造成的风险和危害。如果运行人员需要从多个可能的选项中选择最佳响应，则应考虑提供简单的自动或手动响应动作和/或非能动设计功能。这些措施的目的是在运行人员未能采取充分或及时行动的情况下，通过提供纵深防御限制对安全造成的后果。

2.13. 除了在安全分析中被确定为安全重要结构、系统和部件外，正常运行中使用的仪器仪表和控制系统也与后处理设施的总体安全相关。此类系统包括指示和记录仪器仪表、控制部件以及警报和通信系统。这些系统限制流

⁵ 安全关闭状态意味着放射性物质或液体不会移动，只有通风和（必要的）冷却。

程波动和事件，但不在安全重要的设备之列。此类结构、系统和部件（控制正常运行）应具有高质量。应提供足够和可靠的控制和适当的仪器仪表，以将变量保持在规定的范围内，并在必要时启动自动安全措施。如果在这些系统中使用计算机或可编程设备，应证明硬件和软件的设计、制造、安装和试验符合既定的管理系统要求。对于软件，这应该包括核实和验证。后处理设施应具备警报系统，以便在发生紧急情况（如临界事件、火灾和高放射性水平）时启动全部或部分设施疏散。

2.14. 后处理设施的设计和运行的所有方面都应考虑到人类工效学。在设计控制室和所有遥控站及工作地点时，应仔细考虑人的因素。至少，这一考虑应适用于与对安全和运行限值及条件重要的结构、系统和部件相关的控制、警报和指示器以及运行限值与工况。它还应整体适用于所有控制、指示和警报系统以及整个控制室（一个或多个）。

2.15. 为了后处理设施的安全系统始终保持在运行状态，同时向安全重要结构、系统和部件提供动力，必须建立起动力供应服务系统。应该通过健稳性设计保证动力服务的连续性，包括足够的多样化和冗余供应方式。后处理设施安全系统的动力设计应该是这样的，即使正常动力和备用动力同时丧失也不会导致不可接受的后果。只要有可能，类似像需要评价的阀门动力丧失后果及物项应该设计成故障安全⁶。

2.16. 在没有化学品和（或）易裂变材料移动或转化的情况下，导致后处理设施进程停止并使设施处于安全和稳定状态的情况和条件应该要详细分析。应根据所进行的评定在程序中明确界定这种情况和条件。当有需要时，应根据危害或风险的性质和紧迫性执行这些程序。这种情况包括潜在的临界事件序列，以及自然或人为引起的内部或外部事件。应在有需要时及时对随后的恢复程序进行类似的分析、定义和执行；例如，在多级萃取设备中受控地回收或减少易裂变材料⁷。

⁶ 例如，所谓阀、控制器或其他设备的故障安全状态是指阀门的一种开关位置，通过分析，可以证明这种开关位置是最不可能导致系统或设施的安全性恶化的状态。故障安全设备被通常设计成在丧失动力或控制输入时而落到该位置，例如，在丧失动力的情况下将阀弹到预设位置的弹簧。由于如机械故障等其他原因，在任何位置都可能发生故障设备应在安全评定中进行分析。

⁷ 接触器是指液-液萃取设备。

2.17. 为了有些系统应连续运行使设施保持在安全状态，或如果无法使用，应在规定的延迟时间内重新启动。这类系统有：

- (a) 用于排出贮存区或缓冲罐、计数箱或高活度废物包中衰变热的能动散热系统；
- (b) 确保放射性物质动态包容的排气通风系统；
- (c) 用于防止氢气危害聚集的稀释（气流）系统；
- (d) 具有安全相关的仪器仪表和控制系统以及公用设施支持系统。

3. 场址评价

3.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-3 (Rev.1) 号《核装置场址评价》[14]规定了燃料后处理设施的场址评价要求、选址标准和选址程序。其他相关建议见下列辅助安全导则：原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 号《核装置场址评价中地震危害》[15]；原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-18 号《核装置场址评价中气象和水文危害》[16]；原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-21 号《核装置场址评价中火山危害》[17]；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》[18]；以及原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.2 号《核电厂放射性物质在空气和水中的扩散与场址评价中人口分布的考虑》[19]。除 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 5.1—5.8 段和附录 IV 第 IV.4 段规定的要求外，还应考虑上述要求。

3.2. 在为新的后处理设施选址时，应特别考虑以下因素：

- (a) 在考虑了放射性物质排放的扩散和累积以及对工作人员、公众和环境的辐射风险的各种物理因素后，该场址容纳运行期间设施向环境正常排放放射性物质的能力。
- (b) 场址对满足设施的工程和基础设施要求的适应性，包括：
 - 废物处理和贮存（设施寿期的所有阶段）；
 - 可靠的公共动力服务；
 - 场内和场外核燃料及其他放射性物质和化学物质（必要时包括产物和放射性废物）安全运输和安保的能力。

- (c) 在紧急情况下执行 GSR Part 7[11]要求的可行性，包括：
 - 发生紧急情况下的场外供应（包括多种方式供水）；
 - 场外应急服务进入现场的安排；
 - 受影响区域的场区人员，包括受影响区域的周围人口的应急撤离计划的执行。
- (d) 对后处理设施各部分特别影响的外部危害，包括：
 - 水淹，可能导致超临界、水从静态屏障的开口冲入以及手套箱等易损物项的损坏；
 - 地震，可能破坏乏燃料、高放液体和易裂变材料的包容结构。
- (e) 核安保措施，指的是根据《核安保丛书》出版物提供的指导，特别是原子能机构《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》[20]和原子能机构《核安保丛书》第 14 号《关于放射性物质和相关设施的核安保建议》[21]。

3.3. NS-R-5 (Rev.1) [1]和 NS-R-3 (Rev.1) [14]规定了对新设施和现有设施进行场址评价的要求，以及后处理设施的分级方法。此外，对于后处理设施应谨慎行事，并为场址评价要求应用的定级提供充分的正当性。应特别注意贯穿后处理设施整个寿期的以下各个方面（包括退役）：

- (a) 适当的监控和系统评价场址特征；
- (b) 用于设施的设计基准中自然过程和现象以及人为事件的场址参数应该进行定期、持续的评价；
- (c) 鉴别并考虑场址评价数据中所有可预见的变化（例如新的或计划中的重大工业发展、基础设施或城市发展）；
- (d) 结合当前场址评价数据以及科学知识和评价方法及假设的发展情况，考虑可能影响后处理设施安全的场内和场外变化条件进行安全评定报告的修订，特别是在定期安全评审或同等评审期间；
- (e) 对应急安排有冲击的以及对履行应急行动能力有影响的场址特征和特性，应该做出有预见的安排。

4. 设计

概述

后处理设施的主要安全功能

4.1. 燃料后处理设施的设计要求见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6 部分和附录 IV 第 IV.2—IV.50 段。这些要求明确了后处理设施主要的安全功能,这些功能的丧失可能会导致放射性物质的排放或可能对工作人员、公众或环境造成放射性后果的照射。主要的安全功能是:

- (1) 预防临界;
- (2) 放射性物质的密封(包括防止内照射、排出衰变热和稀释辐解产生的气体);
- (3) 防止外照射。

第 4.13—4.61 段提供了关于主要安全功能的进一步指导。

专设工程设计导则

4.2. 由于后处理设施的预期使用寿命长,放射性和放射性有毒物质存量,有剧烈的物理和化学加工过程,加上存在超临界风险可能,所以,对于高危状态的后处理设施的设计应基于上述最严格的要求应用之上。应特别考虑材料的再利用和再循环,以减少排放和废物的产生。

4.3. 在正常运行中保护人类和环境有赖于健全、高效和可靠的设施设计,特别是在尽量减少废水和废水预处理或排放前处理方面。

4.4. GSR Part 3[7]要求 15 规定了事故预防和缓解的要求。对于非正常状态,人类和环境的保护主要依赖于事故的预防。即在非正常状态下,应根据系统和设备分级建立纵深防御,依靠稳健和容错的设计缓解事故的后果。作为纵深防御概念的第五个层面,根据 GSR Part 7[11],这些规定应该通过场内和场外应急计划进行补充,以保护人的生命、健康、财产和环境。

4.5. 下列要求和导则适用于：

- (a) NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.37—6.39 段、第 6.52 段、第 6.53 段和附录 IV 第 IV.21—IV.25 段规定了对放射性物质的密封要求。在正常运行状态下，应通过设计避免内照射，包括静态和动态屏障以及适当的分区。应根据防护和安全最优化的要求（见 GSR Part 3[7]要求 11），尽量减少对个人防护（个人防护设备）的依赖。
- (b) NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.52 段和附录 IV 第 IV.4—IV.6 段规定了排出衰变热的要求。从衰变热产生的角度考虑，所有热负载和过程都应在设计中适当考虑。应特别注意在事故工况下尽可能通过非能动方式提供充分的冷却。
- (c) NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.53 段、第 6.54 段和附录 IV 第 IV.33 段规定了如何处理的辐照分解氢以及其他易燃或易爆气体和物质产生问题的要求。鉴于辐照分解导致氢气产生的范围很大，应特别注意在需要的位置提供充足的稀释气流，或用替代手段确保建立纵深防御，例如催化复合器。如有可能，在事故工况下，这些措施应在不需要通风机或压缩机的情况下发挥作用。
- (d) NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.40—6.42 段和附录 IV 第 IV.27—IV.30 段规定了外照射的防护要求。由于辐射区域内有高活度的 β / γ 粒子流、 α 粒子流和中子流，因此需要采用综合措施，包括源强度限值、屏蔽、保持距离和控制时间等方式以保护工作人员。这些要求应在设计和运行的维护规定中特别予以关注。
- (e) NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.43—6.51 段和附录 IV 第 IV.9—IV.20 段规定了防止临界的要求。在原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-27 号《易裂变材料操作中临界安全》[22]提供了指导。所有涉及易裂变材料的加工流程中都应在设计上防止临界现象的发生。
- (f) NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.35 段、第 6.36 段规定了退役阶段的设计要求，由于后处理设施的使用寿期长、放射性和放射性有毒物质的生产量大以及设计变更的累积效应，这些规定应严格执行。

4.6. 关于设施退役的安全要求，原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号[23]规定了退役准备工作的一般要求；其辅助安全导则原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-2.4 号《核燃料循环设施的退役》[24]提供了退役准备工作的建议。

其他工程设计导则

4.7. 营运组织应制定（或应已制定）一套标准化设计，并应规定在后处理设施的设计和改造中应用这些设计的条件。这种标准化的设计应建立在成熟技术应用的基础上，并应能够在广泛的应用领域中使用。例如，对可能受到污染的区域和高活度液体转移的区域通风，为了简化后处理设施的维护活动，应采用标准化设计，以确保包容边界的连续性和完整性。对于这些标准化设计的应用，在每次应用时都应进行彻底的评定，以核实应用的条件是否合适。

4.8. 由于后处理设施的使用寿命较长，在合理可行的范围内应作出规定，允许主要设备在现场进行维护。设计人员应考虑为遥控维护设备的运行留出空间，并考虑生成和保留设备的三维设计数据及其在热室中的定位。

设计基准事故与安全分析

4.9. 在核燃料循环设施方面，设计基准事故⁸的定义见 NS-R-5（Rev.1）[1]附件 III 第 III-10 段。NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.4—6.9 段规定了与设计基准事故相关的安全要求。

4.10. 设计基准事故或设计基准外部事件（或同等事件）的技术规范将取决于设施的设计、选址和国家标准。然而，在后处理设施的设计基准事故规范中，应特别考虑以下危害性事故：

- (a) 丧失冷却；
- (b) 丧失电力；
- (c) 核临界事故；
- (d) 火灾（特别是在提取设备、钷手套箱和有机废物中）；
- (e) 放热化学反应；
- (f) 外部事件，包括：
 - (i) 内部和外部的爆炸；
 - (ii) 内部和外部的火灾；

⁸ “就燃料循环设施而言，设计基准事故是指根据既定设计标准对设施进行设计以使后果保持在规定限值内的事故。这些事故是在设计设施时采取设计措施的事件。设计措施的目的是防止事故发生或在事故发生时缓解其后果。”（NS-R-5（Rev.1）[1]第 3—10 部分）。

- (iii) 重物坠落和相关的装卸事件；
- (iv) 自然灾害（如地震、水灾和龙卷风）；
- (v) 飞机坠毁。

重要的假想始发事件列在 NS-R-5（Rev.1）[1]附件 I 中。

4.11. 整个后处理设施中分布着种类繁多的各类放射性物质，而且存在大量可能导致放射性物质排放并造成公众照射的潜在事件，这是后处理设施的重要特征。因此，应逐个评定后处理设施每一加工的运行状态和事故工况（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.9 段和附件 III 第 III-10 段、第 III-11 段）。如果一项活动可以对一个场区的几个设施同时构成威胁，则除了对每个设施的影响进行评定外，还应评定其对整个场区的影响。

安全重要结构、系统和部件

4.12. 应尽量减少设计基准事故（或同等事故）可能恶化的空间，并应通过安全重要结构、系统和部件来限制各类相关的放射性后果（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.4—6.9 段和附件 III）。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，以及可能对相关安全功能构成威胁的代表性事件。

安全功能

临界预防

概述

4.13. NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.43—6.51 段和附录 IV 第 IV.9—IV.20 段规定了后处理设施的临界预防要求，SSG-27[22]提供了关于临界预防的一般性建议。

4.14. 只要实际过程是可行的，临界危害应通过设计加以控制（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.43 段和附录 IV 第 IV.10 段）。如果确定的危害不能被消除，通过设计预防临界更需要遵守双重应急原则（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.45 段和 SSG-27[22]）。

4.15. 对于易裂变材料状态或临界控制方法发生变化的系统界面（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.48 段和附录 IV 第 IV.14 段）应该进行专门的评定。还应对所有运行状态和事故工况下可能发生的所有过渡、中间或临时状态进行特别评定。

4.16. 安全分析要求，在防止易裂变材料在溶液中沉淀时应采用下列方法，例如：

- (a) 从化学反应物装载单元到易裂变材料容纳设备都应采用联锁设备避免它们之间的永久性物理连接；
- (b) 为了防止从冷却回路泄漏到设备中核材料的沉淀，应对含有核材料溶液的设备的冷却回路进行酸化，并且冷却回路自身也需满足次临界设计要求的需要。

4.17. 在后处理设施的若干环节，含有易裂变液体设备的临界安全是通过包容的几何构型来实现的。任何向临界安全包容（二级）潜在泄漏都应给予综合的设计考虑。取决于严格的设计，它应该是排空到一个临界安全容器中，或者有一根连通到临界安全容器的清空管线。在可能出现泄漏的位置或靠近热容器或管道位置附近，应考虑含有易裂变材料的液体泄漏蒸发和结晶或沉淀的可能性，并应考虑以下需要：

- (a) 安装滴盘将潜在的液体泄漏回收并从热容器传输到几何构型良好的收集容器；
- (b) 滴盘中应该有液位测量设备或液体检测器，用以其他的保护措施；
- (c) 利用连续闭路电视摄像机监视和充足的照明，为进行经常性的视察提供方便。

4.18. 为监控含有易裂变固态材料的液体（如浆料）或固体（粉末）传输系统的泄漏或类似异常工况的发生，还应认真考虑一些附加的设计规定，并应制定适当的临界控制措施。

4.19. 根据临界安全分析，专门用于探测易裂变材料累积和存量的仪器仪表应安装在需要的安装地方。在退役期间的设备中易裂变材料存量也应该用这些仪器仪表进行核实。

临界安全评定

4.20. 临界安全评定的目的，如 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.11 段要求，是为了证明后处理设施中的设备设计和运行状态参数始终处于在次临界范围。SSG-27[22]提供了关于临界安全评定的进一步指导。

4.21. 临界安全评定应包括临界安全分析，临界安全分析应评价所有运行状态（即正常运行和预计运行事件）和设计基准事故工况下的次临界状态。临界安全分析应该用于外部和内部危害的识别，以及放射性后果的确定。临界安全分析应使用保守的方法，并考虑以下因素：

- (a) 物理参数的不确定性、最佳慢化条件的可能性以及慢化剂和易裂变材料分布的不均匀性；
- (b) 预计运行事件及其组合，如果不能证明它们是独立的；
- (c) 可能由内部和外部危害造成的设施状态。

4.22. 用于临界性分析的计算机代码应经过鉴定、验证和核实（即与基准进行比较，以确定代码偏差和代码不确定性对计算出的有效倍增因子 k_{eff} 的影响）。任何代码都应在其适用范围内合理使用，并有适应的核反应截面数据库相匹配。SSG-27[22]第 4.20—4.25 段提供了详细的指导。

4.23. 另一种分析方法是，对于质量、体积、浓度和几何构型等物理参数，规定一个“安全值”，作为其临界值的比例值⁹。这个安全值对于其他参数状态需要保守考虑（或最坏情况下的值），如最优的慢化数据或者中子毒物的实际最小值。评定必须证明每一个参数在所有正常、异常和设计基准事故工况下，始终小于计算安全值计算时用的数值上限。

缓解措施

4.24. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.50 段规定了临界探测系统的要求和相关规定。

⁹ 参数的临界值是 $k_{\text{eff}}=1$ 时的值。

4.25. 那些需要临界警报系统启动立即撤离¹⁰的含有易裂变材料的区域应根据设施布局、现有加工和国家安全法规，并通过临界安全分析来确定。

4.26. 如果发生临界事故，应根据纵深防御要求评定是否需要采取增加屏蔽、远程操作和其他设计措施，以缓解事故后果（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 2.4—2.8 段和附录 IV 第 IV.29 段）。

放射性物质的密封

静态和动态包容

4.27. NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.38 段和附录 IV 第 IV.21 段和第 IV.25 段规定了后处理设施的密封要求：

“包容是防止污染扩散主要的密封方法。密封应由两个互补的包容系统构成，分别是静态（如物理屏蔽）和动态（如通风设备）两个系统提供”。

.....

“静态包容在放射性物质和操作区域（工作人员）之间应至少有一个静态屏障，在操作区域和环境之间应至少还有一个额外的静态屏障”（NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.21 段和第 IV.22 段）。

4.28. 在后处理设施中（对于大多数区域），根据分级方法至少应提供三层（根据安全分析的要求或更多）屏障。第一层静态屏障通常由加工设备、容器和管道或手套箱组成。第二层静态屏障通常包括处理设备周围的隔间，或者，当手套箱是第一层包容屏障时，手套箱周围的房间（一个或多个）就是第二层。最后一层静态屏障是厂房本身。静态包容系统的设计应考虑到不同密封区之间的贯通（例如门、机构、仪器仪表和管道贯穿件）。这种贯通的设计应确保在所有运行状态下始终保持密封状态，特别是在维护期间（例如，通过提供永久或临时的额外屏障）（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.22 段和第 4.28 段），甚至是事故工况也最好能做到保持密封。

¹⁰ 立即激活警报系统是为了在重复或多个临界事件的情况下最大限度地减少对工作人员的剂量。

4.29. 每个静态屏障应由一个或多个动态包容系统补充，该系统应在厂房外的环境和厂房内的污染物之间以及厂房内的所有静态屏障之间建立级联压力。动态包容系统的设计应防止放射性或有毒气体、蒸汽和空气中颗粒物通过屏障中的任何开口移动或扩散到这些物质污染或浓度较低的区域。动态包容系统的设计应尽可能地解决以下问题：

- (a) 运行状态和事故工况；
- (b) 可能导致局部条件变化（如打开检修门、拆卸检修窗）的维护状态；
- (c) 在使用多个通风系统的情况下，要防止在低压（高污染）系统发生故障时导致的压差和气流倒转；
- (d) 需要确保所有静态屏障，包括任何过滤器或其他流出物控制设备，能够承受系统产生的最大压差和气流。

4.30. 后处理设施应设计成能及时截留和检测任何来自加工设备、容器和管道中的液体泄漏，并将泄漏量收回至主包容系统中（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.38 段）。当第一层静态屏障还提供其他安全功能时，这一点要求对于设计和运行都特别重要，例如为避免临界采用更有利的几何构型或易燃液体中的空气排除。在处理高浓度易裂变材料的液体溢出或泄漏时应格外小心，应认真考虑泄漏液体因冷却或蒸发而产生结晶效应。在设计中还应考虑各种流体的化学相容性。

4.31. 在后处理设施中，对有放射性、易裂变和其他危害特性的固体（粉末）的处理应予以特别的关注。泄漏粉末的探测和泄漏粉末累积的探测，以及将泄漏的粉末收集并送回包容系统或加工流程的设计极具有挑战性，应特别注意确保该设备的制造基于充分验证的设计，并符合严格的资格要求。无论哪种情况，设计方案的有效性都应通过调试工作进行严格检验。基于风险以及防护与安全最优化的考虑，应尽可能避免运行人员的干预。

4.32. 通风系统至少应包括两个通风系统，一个厂房的通风系统（隔间和房间）和一个加工设备的通风系统（如隔间中的容器）。

4.33. 厂房通风系统（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.23—IV.25 段）的评定和设计，包括冗余子系统¹¹、过滤设备和其他排放控制设备，应考虑到：

- (a) 静态屏障（隔间、手套箱和厂房）的类型和设计；
- (b) 根据危害的性质对区域的分类；
- (c) 气载污染物的特性（即预测的或实际的正常气载污染物水平）；
- (d) 表面污染水平和其他污染的风险；
- (e) 维护和维修的要求。

4.34. 加工通风系统在设施内应该创造一个最低压力环境，以收集和处理在加工过程产生的大部分放射性蒸汽、放射性气体和微粒。应注意需要安装有效的清洗、排水和收集系统，以减少污染物和放射性物质的累积，并方便未来的退役。

4.35. 通风系统的所有需要进行试验的过滤过程都应按照相关标准设计，如国际标准化组织（ISO）（另见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.25 段）。

4.36. 对于涉及粉末的加工部分，初级过滤器应尽可能靠近污染源（例如，手套箱附近），以尽量减少粉末在通风管道中的潜在累积。应特别注意避免粉末状裂变物质累积在几何构型不利的通风管道的交叉点和连接处（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.25 段）。

4.37. 应根据安全评定结果提供在线风机和备用风机。应安装警报系统，提醒运行人员注意系统故障导致的高差压或低差压。

4.38. 应安装防火阀以防止火灾通过通风管道蔓延并维持防火墙¹²的完整性，除非火灾蔓延的趋势或火灾后果很低并在可以接受范围内（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.36 段）。

¹¹ 可以提供冗余子系统，以确保在维护或更换过滤器期间的持续可用性。

¹² 防火墙是专门为防止、限制或延迟火灾蔓延而设计的功能。

工作人员的防护

4.39. 静态屏障(放射性物质和工作区之间至少需要一个)通常是保护工作人员免受内和外照射的。其设计应该是特定而详细的,以确保屏蔽的完整性和有效性,在适当的位置上,也应该方便维护工作的开展。它们的设计规范应包括,例如,焊接规范、材料选择、密封性,包括电气和机械贯穿件密封的规范,以及承受地震负载的能力(见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.21 段)。

4.40. 对于需要定期维护或进出的物项(如取样站和泵),应考虑将其安装在与需要处理单元相邻的屏蔽操作间¹³或手套箱中,特定取决于所处理材料的辐射类型和水平。这种办法将减少本地的放射性累积,并且可以进行专门的清洗或去污。在提供这些功能时,要考虑获得有代表性的样品的需要(例如,通过短的样品线)与退役时新增废物的之间的平衡。

4.41. 在处理易扩散的放射性物质工作区,包容丧失受到污染或污染物被摄入是主要风险,手套箱往往是首选的设计方案。手套箱用焊接不锈钢外壳,带有窗户(采用合适的材料),可单独布置,也可成组布置。手套箱内部设备的接近是通过装有手套的孔(端口)来实现的,手套构成了包容屏障。手套箱窗上的密封件应能在操作中进行密封性试验,手套应在不会破坏包容的情况下更换。手套箱内部应保持负压。

4.42. 对于正常运行,为了尽量减少使用个人呼吸防护设备,应主要通过设计对静态和动态包容系统精心设计(见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.21 段)和安装能对低水平气载放射性物质灵敏检测的可靠设备来解决。必须认真考虑将天然放射性物质(如氡)与其他放射性核素区分开来的。

4.43. 用于监控气载放射性物质的设备的安装规定应该在设计阶段加以明确(见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.39 段)。系统设计和选择的监控点位置应考虑以下因素:

- (a) 工作人员最有可能的位置;
- (b) 设施内的工业气流和空气流动;

¹³ 凸起物通常是一种屏蔽的、不锈钢的、无窗的、手套盒式外壳,带有机密封的开口,允许通过屏蔽对接端口将物项远程移到屏蔽运输瓶中。

- (c) 疏散分区和疏散路线；
- (d) 在临时控制区（例如维护）移动设备的使用。

4.44. 为避免由于人员疏忽而造成污染扩散，拥有个人污染监控设备（用于暴露的皮肤表面、衣服和工作服的检测）的控制点，应设置在气闸和可能受污染地区的屏障的出口位置，控制点应尽量靠近有污染危害的工作场所（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.42 段）。

4.45. 工具和设备只要有可能都不应通过气闸或跨越屏障物进行运输。当这种运输不可避免，应根据第 4.44 段所述，应在区域内建立对工具和设备的监控。在设计中应考虑为轻度污染的工具和设备贮存位置安排特别的技术规定。对污染较严重的物项应该进行去污以便重新使用，或送往其他合适的废物处理流程。

保护公众和环境

4.46. 在安全分析要求的范围内，通风系统所有设计的排放点都应配备减轻气载流体活度的设备。这类设备的设计应能在正常运行、预计运行状态和事故工况下提供保护。气体处理的最后阶段只要有可能应靠近排放到环境中的位置。

4.47. 根据国家要求和允许的排放限值，并为了确保最佳的防护和安全，设计还应提供不间断地监控和控制烟囱废气排放的措施，以及监控设施周围环境的措施（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.32 段，和 GSR Part 3[7]要求 14 和 32）。在可行的情况下，应采用分批转移的方式将液态加工流出物送往适当的处理设施以确保防止泄漏。应提供监控设备，对任何包容屏障丧失和破损进行监控（例如，气载流体的监控、液位高度的监控，以及在隔间贮槽¹⁴和收集容器中的取样）。

4.48. 关于放射性液态流出物的处理和监控的详细建议不在本“安全导则”的范围内，但与气载排放类似的考虑也适用于液体排放点、液态流出物的取样及其在环境中的扩散（第 4.46 段、第 4.47 段）。

¹⁴ 隔间集水坑是设计在隔间基座（通常是不锈钢内衬）上的一个“低点”，用来收集因泄漏或溢出而产生的任何液体。

冷却和排出衰变热的设计

4.49. 放射性衰变热、放热化学反应（如中和酸性或碱性溶液）、物理加热和冷却以及蒸发过程可能导致以下结果：

- (a) 溶液沸腾；
- (b) 与辐射安全或临界安全相关的状态变化（如熔化、浓缩、结晶和含水量变化）；
- (c) 转变为自催化化学反应（例如形成潜在的爆炸性红油）或其他加速化学反应和火灾；
- (d) 损毁包容屏障部件；
- (e) 辐射防护屏蔽性能下降；
- (f) 中子吸收材料或中子俘获设备的退化。

冷却系统的设计应能预防放射性物质不受控制地排放到环境中、阻止工作人员和公众受到辐射，并防止临界事故的发生，特别是那些贮存高放液态废物¹⁵和二氧化铀的容器。（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.4 段和第 IV.6 段）。

4.50. 安全分析应该确定为从放射性衰变和化学反应中排出热量所需的冷却能力。安全分析还应详细说明冷却系统的可用性和可靠性，以及应急电源相关的必要性。见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.4 段、第 IV.5 段。只要有可能，设计中应考虑非能动冷却。

防止辐射分解气体和其他危害爆炸物或易燃材料的危害聚集

4.51. 在水中（包括冷却水）或有机材料中的辐射分解可能导致降解产物的产生和聚集。这类产物可能是易燃或易爆的（例如氢气、甲烷、有机硝酸盐或亚硝酸盐（红油）和过氧化物）或腐蚀性的（例如氯气和过氧化氢），并可能损坏包容屏障。只要有可能，稀释系统应提供空气或惰性气体，以防止在放射分解发生的容器中形成爆炸性气态混合物和及其可能导致的密封损坏。对于生产的容器和其他系统，设计应考虑到腐蚀和气体（压力）产生的可能性（例如从二氧化铀粉末或从铀污染的废物中产生）（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.33 段）。

¹⁵ 高活度液态废物也称为高含量液态废物。

4.52. 不稳定的产物和放热化学反应可能导致爆炸和密封功能的丧失。为防止爆炸物质累积，在制定设计要求和规范时，应在加工和设施设计中考虑国际和国家标准和国际经验中的相关导则。设计应确保对加工参数进行监控并配备警报系统，并尽量减少可燃气体的存量以防止化学爆炸（例如蒸发器中的红油、萃取循环中的叠氮化氢）（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.33 段）。

4.53. 自燃金属（通过燃料剪切或包壳排出产生的铀和锆颗粒）可能引起火灾或爆炸。这类设备或系统的设计应避免其意外积聚，并应在必要时提供惰性环境（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.33 段）。

4.54. 为确保泄漏收集系统和溢流收集系统中不会出现危害或不相容的物质混合，应在设计评定中充分评价所有相关因素，包括以下因素：

- (a) 溢流系统的管道线路走向设计应能为防止不受控制的泄漏；
- (b) 收集泄漏物的滴盘及其排水路径；
- (c) 收集容器；
- (d) 回收路径和走向；
- (e) 系统在通过隔间单元时，在泄漏到单元集水槽中的可能性；
- (f) 停止状态的活动和流体注入导致在工作区域溢出或泄漏的可能性。

防止外照射

4.55. 防止外部辐射照射的目的是将剂量保持在 GSR Part 3[7]附表 III 第 III.1 段和第 III.2 段规定的限值以下，以使防护和安全最优化并满足相关要求和第 4.5 段中确定的指导意见。通过单独或结合使用下列要素达成上述目的：

- (a) 在运行和维护期间限制辐射源的强度（只要条件允许）（例如，在进行维护之前进行去污或清洗）；
- (b) 屏蔽辐射源，包括使用临时屏蔽；
- (c) 拉开辐射源与人员之间的距离（例如通过工作站的布置和遥控操作）；
- (d) 限制人员的照射时间（例如通过自动化操作和警报剂量计）；
- (e) 控制人员进出有外部辐射照射风险的区域；
- (f) 使用个人辐射防护（躯干防护罩和口罩）。对于正常运行，需要通过精心设计尽量减少对个人防护设备的需求。

4.56. 设计中的防护和安全最优化还应考虑到对维护人员的操作约束。此外，利用时间限制作为剂量管理的主要方法应该尽可能减到最小。

4.57. 在高 β / γ 放射性设备或系统单元中，屏蔽设计应同时考虑辐射源的强度和位置。在中低活度设备或系统中，应考虑辐射源强度和位置、照射时间和屏蔽的综合效应，以保护工作人员，包括全身剂量和四肢剂量。作为一般的指导原则，屏蔽应设计得尽可能靠近辐射源。

4.58. 安装在高放单元中设备，在设计上应考虑到维护的需要，包括检测、视察和试验活动，特别要考虑到后处理设施整个寿期间的放射性水平和污染水平（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.28 段）。

- (a) 对于含有高放物质单元的机械和电气部件，布置和设备的设计应考虑到适当的远程维护（例如“主—从”机械手）。
- (b) 对于液体的输送，非机械设备（例如具有除沫能力的气体提升或喷射提升¹⁶设备，或适当的流体设备）应当是优选的。机械设备，如泵和阀门，应设计用于远程维护（例如，使用屏蔽设备维护箱¹⁷）。

4.59. 设计和安全评定计算中使用的放射性存量应考虑到管道和设备内部物质的沉积，这些物质来自加工材料及其子产物。这种沉积的例子包括管道（含有高放物质的部分）和手套箱（镟）内的活度物质颗粒和片状脱落¹⁸。应通过设计尽量减少放射性物质在运行中的加工设备和二次系统（如通风管）中的累积，并制定将其去除的技术规定。

4.60. 在后处理设施中，流程控制（部分）依赖于样品的分析数据。为了尽量减少职业照射，取样设备、样品运输到实验室和分析实验室的传送网络应尽可能采用自动和远程操作（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.40 段）。

¹⁶ 具有去夹带能力的气举或喷射升降机是一种用于将液体从动力空气或蒸汽中分离出去的系统或设备，使得进入通风系统的活动携带（夹带）最小。

¹⁷ 这种烧瓶有时称为移动式设备更换桶。

¹⁸ 有些国家把这种沉积现象称为“印版脱落”。

4.61. 根据国家和国际法规以及安全评定，辐射防护监控系统应主要包括以下内容：

- (a) 固定区域监控器（ γ 和中子辐射监控器）和固定的吸气式“嗅探器”¹⁹（ β 中子辐射和 α 活动监控器）用于检测空气，以便进行进入和/或撤离决策；
- (b) 流动地区监控器（监控 γ 和中子辐射）和流动嗅探器（监控 β 监控探测器和 α 活动），用于监控空气，以便人员防护、维护期间的疏散以及正常出入区和控制区之间的屏障；
- (c) 工作人员（个人）剂量计，应与所受辐射的类型一致。

假想始发事件

内部始发事件

火灾

4.62. 后处理设施的消防安全要求见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.55 段和附录 IV 第 IV.33—IV.36 段。在后处理设施中，火灾危害与以下因素相关：

- (a) 易燃材料，如引火材料、化学溶剂、活泼化学品和电缆；
- (b) 潜在的易燃材料，如聚合物中子屏蔽（通常与手套箱相关）以及加工和操作废物（如湿巾和防护服），包括办公室废物。

4.63. 后处理设施中的火灾可能破坏包容屏障，导致放射性物质和/或有毒材料的扩散。它还可能通过破坏用于临界控制的系统来引起临界事故，如火灾改变了加工设备的设计尺寸、消防水或灭火介质的使用改变了中子慢化或反射条件或破坏中子俘获设备。”

¹⁹ 嗅探器是空气取样点或设备。

火灾危害分析

4.64. 火灾危害分析涉及系统地识别火灾的起因, 评定火灾的潜在后果, 并在适当的情况下估算发生火灾的概率。火灾危害分析应明确区分各种的外部 and 内部火灾, 包括直接和间接涉及核材料的火灾。²⁰ 火灾危害分析用于评价(易燃)燃料和火源的数量, 并确定所采用的防火措施是否合适且满足需要。必要时, 应使用火灾计算机模式支持复杂和高度危害情况下的火灾危害分析。火灾危害分析可以提供有价值的信息, 这些信息能为设计决策提供依据、或识别未被察觉的弱点。即使发生火灾的可能性很低, 也可能对核安全产生重大后果, 因此应采取适当的防护措施(例如划小防火区²¹)防止火灾或火灾蔓延。

4.65. 对火灾危害的分析还应包括对火灾预防、探测、缓解和扑灭的设计规定进行系统的评审。

4.66. 后处理设施火灾危害分析的一个重要方面是应该对后处理设施中需要特别考虑的区域进行划分和标识(见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.55 段)。所以, 火灾危害分析应特别包括以下内容:

- (a) 易裂变材料加工和贮存区;
- (b) 放射性物质加工和贮存区;
- (c) 手套箱, 特别是加工铀的手套箱;
- (d) 使用和/或贮存易燃或可燃液体、气体、溶剂、树脂和活泼化学品的车间和实验室;
- (e) 加工可自燃金属粉末的区域(例如, 铀和锆的剪切或剥落);
- (f) 火灾风险高的区域, 如废物贮存区;
- (g) 存放安全重要系统和部件的房间(例如存放通风系统最后一级过滤器的房间和电气开关室), 这些系统和部件的功能减退可能产生放射性后果或与临界相关的不可接受的后果;

²⁰ 在一些国家, 涉及核材料的火灾(如铀系元素溶剂火灾)和一般(内部、常规)火灾(如电气故障引起的控制室火灾)在安全评定中单独和明确地加以考虑, 以便更加清楚, 并有助于确保这两类火灾的所有潜在放射性和非放射性危害得到充分处理。

²¹ 防火墙内的一个房间或一套房间, 可能有单独的火灾探测和消防设施、库存控制和疏散程序。

- (h) 主控制室和辅助控制室；
- (i) 疏散路线。

火灾的防火、探测和缓解

4.67. 预防是火灾防护工作的重中之重。后处理设施的设计应通过纳入确保不发生火灾的措施来限制火灾风险，如果发生火灾，则应及时探测、限制和包容其蔓延。缓解措施应该放在将火灾的后果减少到最低限度的位置上。

4.68. 为了实现防火和缓解火灾后果的双重目标，应采取包括以下若干一般和专门措施：

- (a) 尽量减少个别地区的可燃负载，包括氧化剂等助燃化学品的影响；
- (b) 将贮存非放射性危害物质的区域与加工区域分隔开来；
- (c) 安装火灾探测系统应能及时探测和准确识别任何火灾地点，迅速传播相关火灾的信息并启动自动灭火设备；
- (d) 根据材料的功能要求和耐火等级，选择材料，包括厂房材料、加工和手套箱部件以及贯穿件材料；
- (e) 尽量分隔厂房和通风管道防止火势蔓延；
- (f) 避免超限违规使用易燃液体或气体；
- (g) 抑制或限制各种火源（如明火、焊接或电火花）的数量，并使其与可燃材料分隔；
- (h) 对热表面或受热表面的进行隔离；
- (i) 灭火剂应与安全分析其他部分的要求保持一致性，特别是临界控制要求（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.17 段）。

4.69. 房间、隔间和手套箱通风系统的设计和控制应达到预防和缓解火灾的多重目的。在限制火势的蔓延的同时应尽可能长时间地维持动态包容系统的运行，并对最后一级过滤进行保护。

4.70. 通风系统的设计应特别考虑包括以下方面防火问题：

- (a) 应限制易燃粉尘或其他物质的积聚。
- (b) 应提供当拆卸或清洗难以接触通风管的方法。
- (c) 通风管道应该是气密的，并能抵抗火灾产生的热量和腐蚀性产物。

- (d) 应恰当设计用于动态包容的通风管道和过滤设备，以确保它们不构成消防系统中的薄弱环节。
- (e) 除非是一种泛在意义上的火灾或者火灾蔓延的可能性非常低，否则防火阀（防火风门）都应安装在通风系统中，并且仔细分析其对通风的影响。
- (f) 应仔细考虑过滤介质的耐火性，必要时应使用火花制止器来保护过滤器。
- (g) 应仔细评价过滤器和风扇的位置对其在火灾中工作能力的影响。
- (h) 应仔细考虑在发生重大火灾时减少或停止通风的潜在需要，以协助消防工作。

4.71. 跨越隔间和防火墙边界的线路（如气体线路和加工、电气和仪器仪表电缆和线路）应设计成确保火灾不会蔓延。

4.72. 在设计中应根据国家规定和安全评定考虑火灾和临界事件的疏散路线。在不显著影响消防安全或临界安全的情况下，应尽可能采用相同的路线，以减少不同疏散路线的数量。

爆炸

4.73. 与后处理设施爆炸相关的要求见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.54 段和附录 IV 第 IV.33—IV.36 段。爆炸性化学物质引起的爆炸会导致放射性物质的排放。使用化学物质（如有机溶剂和反应物、氢、过氧化氢和硝酸）、降解产物、自燃物质（如锆或铀颗粒）、爆炸物质的化学或放射化学产物（如氢和红油）或不相容化学品（如强酸和强碱）的混合物都可能导致爆炸。

4.74. 为防止爆炸导致的放射性物质排放，除 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.54 段的要求外，在设计中还应考虑以下规定：

- (a) 无论在正常和异常工况下，都必须保持不相容化学物质的分离（例如，回收泄漏物）；
- (b) 控制参数（如浓度、温度、压力）以阻止引发爆炸的状态出现；
- (c) 使用爆破板缓解非放射性物质爆炸的影响；
- (d) 限制爆炸材料的数量或浓度；

- (e) 通风系统的设计应避免形成爆炸性气氛和/或将爆炸性气体的浓度保持在其爆炸限值的下限以下；
- (f) 设计能承受爆炸影响的设备或结构；
- (g) 在有设计选择的情况下，采用潜在火灾或爆炸风险较低的加工。

4.75. 化学品应贮存在通风良好的地方或加工区域或实验室区域以外的货架上。

吊装和运输事件

4.76. NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.42 段规定了与后处理设施吊装和运输事件相关的要求。在吊装和运输放射性或非放射性物质时，出现的机械、电气或人因失误，可能导致临界控制、密封、屏蔽或其他安全重要控制系统的削弱，导致纵深防御的降低。后处理设施的设计应：

- (a) 在可行的情况下，特别是在设施内，尽可能消除提升物体的需要，而是尽可能使用轨道引导运输或其他稳定的运输工具；
- (b) 限制跌落和碰撞的后果（例如，尽量降低升降机的高度，确保容器可承受可能的最大跌落高度，设计能够承受重物坠落冲击的地板，安装减震功能并规定安全行驶路径）；
- (c) 通过适当的设计²²，如具有多重故障安全功能（如制动器、钢丝绳、功率损耗制动和联锁）的控制系统，最大限度地降低机械输运系统（如起重机和大车）的故障频率。

这些措施应建立在易用性设计、人因分析之上，并和适当定义的行政管理系统相配合。

设备故障

4.77. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 2.4 段、第 6.8 段和附录 IV 第 IV.37 段规定，在后处理设施设计时，始发事件中必须包括设备故障事件。后处理设施的设计应能克服因设备故障导致的密封、屏蔽或临界控制能力的下降或纵深防御能力的破坏。作为设计的一部分，应对所有安全重要结构、系统和部件的

²² 一些监管机构对“核负载”或“核升降机”的设计有特定要求，例如要求使用多绳起重机，或最大负载应小于非核升降机的试验负载。

故障状态进行评定，并将意见（按照分级方法）考虑到对故障安全的物项的设计或采购中。在无法应用故障安全状态的场合，确保安全相关重要的结构、系统和部件的功能（安全功能）得以保持（必要时通过冗余、分离、多样性和独立性等多种手段）。

4.78. 在评价故障和故障安全状况，特别是计算机系统、计算机控制和软件系统的故障时，应采取适当的国家或国际规定和标准。

支持系统丧失

4.79. 关于后处理设施丧失支持系统²³的规定见 NS-R-5(Rev.1)[1]第 6.28 段和附录 IV 第 IV.40 段、第 IV.41 段。

4.80. 后处理设施的设计应能应付可能出现的短期和长期支持系统的丧失，如可能对安全产生影响的电力供应。支持系统的丧失应考虑到单一设备物项以及整个或者多场址上的后处理设施，包括辅助和配套设施（如废物处理和贮存设施及场址的其他设施）。

4.81. 后处理设施的电力供应必须具有高可靠性²⁴。根据系统状态和安全分析的结论，发生正常电源丧失的事件时，安全重要结构、系统和部件都应有可靠的应急电源供应，这些系统如下（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.41 段）：

- (a) 热量排出系统；
- (b) 辐照分解氢气的稀释系统；
- (c) 部分动态包容系统的排气风扇；
- (d) 火灾探测系统；
- (e) 辐射防护监控系统；
- (f) 临界警报系统；

²³ 后处理设施（包括公用设施）的典型支持系统有：场外和场内电力系统、压缩空气系统（仪器仪表空气和气动动力）、蒸汽或冷却水供应系统、通风系统、应急电源系统、不间断电源供应系统（仪器仪表电力）、电池备用系统、试剂和化学品供应系统、惰性气体供应系统和所有其他服务和供应，如果丧失这些系统和供应，可能产生安全后果。

²⁴ 提高可靠性的办法包括使用各种冗余电源、开关和连接、设计能够承受外部风险的电源以及在必要时使用不间断电源。

- (g) 与上述物项相关的仪器仪表和控制设备；
- (h) 照明。

4.82. 在发生重大外部事件时，应考虑在较长时期内提供应急电源的需要。哪些安全重要结构、系统和部件，包括选定的监控和警报系统及其他服务都应明确标识出来，并且应在长期大修的情况下始终可用并长期保持。

4.83. 设计应指定恢复后处理设施电源的先后顺序，并应考虑以下因素：

- (a) 当前物项的“当前用电状态”（关闭、应急电源供电、丧失备用电源、等）；
- (b) 恢复（正常）使用的物项的安全警示或优先级；
- (c) 开关操作期间的电源中断；
- (d) 后处理设施内物项的初始电力需求和供应能力及容量。

设计还应制定电力恢复应急程序（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 4.2 段和第 4.21 段，以及附录 IV 第 IV.41 段）。

4.84. 对丧失电力供应或其他支持服务（例如冷却、辐射分解和通风）进行的评定应作为后处理设施总体安全评定的一部分（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.40 段）。

4.85. 其他支持系统的丧失，例如用于仪器仪表和控制的压缩空气、加工设备的冷却水、通风系统和惰性气体供应，也可能导致安全后果。在设计后处理设施时，应提供适当的措施保护这些设备，或者提供其他的措施以保证系统的安全，相关的措施包括：

- (a) 根据安全评定，供应系统²⁵的设计应具有足够的可靠性，必要时应有多样性和冗余性。
- (b) 在可接受的安全水平下，所有动力供应，都应对可承受的最长丧失期限进行评定。
- (c) 对于气动阀的压缩空气丧失，根据安全分析，应尽可能使用具备故障安全设计的阀门。

²⁵ 供应系统的示例包括空气存储器、不间断电源和各种冷却。

(d) 冷却水丧失可能导致的通风系统中蒸发冷凝器、柴油发电机和冷凝器或除湿器等部件的故障。设计中应提供足够的备用容量或独立的冗余电源。

管道或容器泄漏

4.86. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.17 段和附录 IV 第 IV.16 段、第 IV.18 段、第 IV.27 段、第 IV.38 段、第 IV.39 段规定了关于后处理设施的管道和容器泄漏的要求。后处理设施设备的制造材料,应尽可能多地抗衡由于气体和液体的化学和物理特征造成的腐蚀风险。在充分考虑所有降解机理的综合影响下,所有包容屏障的设计应考虑充分的设计裕度,特别注意一些因素的正常影响和局部效应,如腐蚀、冲蚀、机械磨损、温度、热循环、振动、辐射和辐照分解。

4.87. 在冷却回路安装的地方,特别是在高活度系统中,设计应考虑水侧腐蚀、水化学、辐射分解(如产生过氧化物)和停滞冷却剂(不需要冷却或冗余冷却系统)的影响。

4.88. 为了满足密封要求,应收集和回收来自第一层包容屏障的任何泄漏(例如,通过滴液盘或活度单元的检漏槽)。当贮存大体积高活度液态废物时,应进行安全评定,以确定在废物贮存容器发生故障时需要提供的冗余储罐的数量。另见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.38 段。

4.89. 在临界风险评定中应考虑腐蚀作用对密封易裂变材料的设备尺寸的潜在影响(例如,当通过几何构型进行临界控制时,腐蚀对加工容器壁厚的影响)(见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.18 段)。还应考虑固定中子吸收层支撑结构的腐蚀,以及吸收材料与加工介质接触位置上,吸收材料本身的腐蚀,如与蒸发器连接的冷凝器中填料的腐蚀。在可能的情况下,应根据安全和技术要求优化加工参数,给出一个可接受的腐蚀速率,并使之与尽量减少废物排放、尽可能提高加工性能和效率的需要相平衡。此类参数可以是蒸发器的运行温度,也可以是流出物中回收的化学试剂或进料的规范。

内部水淹

4.90. NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.19 段和第 IV.39 段规定了后处理设施的内部溢流要求。包含在公用设施供给的后处理设施中的加工流体(例如水、硝酸)的溢流可能导致放射性物质的扩散、慢化和/或反射条件的改变、

电动安全相关设备的故障、警报器和断路器的故障或误启动，以及通风流或风扇的减慢或停止。设计应解决这些问题，特别是重大泄漏对公用设施供给以及与安全重要结构、系统和部件相连接的仪器仪表和控制设备造成的潜在影响。应尽可能地将执行电气服务、仪器仪表和控制系统及其电源以及数据和控制电缆与液体和气体的供给分隔。电气电源和仪器仪表和控制系统电源的所有地面贯穿件和墙壁贯穿件应受到保护，以防液体进入。在可能的位置，用于仪器仪表和控制系统的电力供应和电缆应布设在高于潜在水淹的高水位处。由于有可能排放大量蒸汽或液体，应特别注意蒸汽和冷却水管道的布置和走向。

4.91. 当装有液体的容器或管道通过装有易裂变材料的房间时，临界风险分析除了应考虑所在房间最大可信液体量的呈现状态，还应考虑可能从任何相连的房间、容器或管道流出的最大可信液体量。

4.92. 可能发生水淹房间的墙壁（必要时还有地板）应设计成能承受液体负载，任何安全重要设备都不应受到水淹的影响。大量泄漏水体的动态效应以及由设备或内部结构形成的临时“坝体”及其“垮塌”的潜在效应都应该在设计中考虑。

4.93. 发生水淹时大型容器、管道和包容结构的水动压力和水波动力都应该在设计中考虑。

危害化学品的使用

4.94. 对于后处理设施，应基于化学工业使用的标准和国家法规的要求，在增加了所有潜在辐射或核危害的条件下，对工作人员面临的化学危害²⁶和向环境排放危害化学品的情况进行保守评定。这些化学品在可能的情况下选择或使用应根据设计，在其内在安全的物理条件下进行。

4.95. 在安全评定的基础上，设计应考虑到设备故障或损坏可能导致危害化学品排放进而使得后处理设施陷入不安全状况的情况。应考虑所涉化学品的直接作用（可能造成腐蚀、溶解和损害）和间接作用（导致控制室疏散或对工作人员产生毒性影响）的可能性。

²⁶ 关于危害化学品的进一步指导见参考文献[25、26]。

非大气压设备的使用

4.96. 只要实际可行,应根据国家对压力容器以及真空容器设备的要求²⁷,明确安装在受控区域和单元内的设备的在役试验规定。如果不可能做到这一点,则应明确在设计阶段(如尺寸超过承压要求、安全裕度增加、有特殊正当性采用替代试验制度)和运行阶段(如加强对加工参数的监控)新增的安全特性规定。应对任何建议的替代试验和运行制度进行特定安全评定,目的是证明故障概率和后果或风险(视情况而定)符合设施的验收标准。应评定爆炸、内爆或泄漏(包括试验期间)的潜在后果,并应根据纵深防御原理确定补充安全特性,以尽量减少潜在后果。

外部始发事件

概述

4.97. 后处理设施的设计应根据 NS-R-3 (Rev.1) [14]及其相关安全导则(见本“安全导则”第 3.1 段)中识别和评价的外部危害性质和严重程度进行设计,这些外部事件有可能是自然导致的也有可能是人为诱发的。后处理设施的特定危害在以下段落中列出。

地震

4.98. 为确保设计提供所需的坚固程度,应对后处理设施设计进行详细的地震评定(见 NS-R-3 (Rev.1) [14]和 SSG-9[15]),包括以下由地震诱发的事件:

- (a) 丧失冷却;
- (b) 丧失动力服务,包括公用电力;
- (c) 丧失包容功能(静态和动态);
- (d) 丧失确保设施恢复安全状态和地震后保持设施安全状态的安全功能,包括结构功能和其他危害(如火灾、爆炸、重物坠落和水淹)的预防功能;

²⁷ 后处理厂的大多数设备在大气压或接近大气压下运行;处于安全原因在减压下运行的蒸发器除外,可能有些设备设计用于抵抗潜在的剧烈反应或失控反应以及服务供应(空气、蒸汽等)。

(e) 临界安全功能的影响，如下所述几何构型和/或慢化效应（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.44 段）：

- 变形（几何构型控制）；
- 位移（几何构型控制、固定毒物）；
- 材料损失（几何构型控制、可溶毒物）。

4.99. 辅助控制室或应急控制板（第 4.166 段、第 4.167 段）应在设计基准地震后仍可供工作人员进入和使用。²⁸ 只要有可能，维持后处理设施处在安全和稳定状态的设备以及监控设施和环境的设备应该可以进行试验和鉴定，并可使用适当的保守方法进行鉴定，包括使用地震模拟平台（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.45 段）。

4.100. 根据场址评价（第 3 部分）中所评定的后处理设施的场址表征和位置，设施设计应能处置由地震引发的海啸和其他极端洪涝灾害的影响（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.46 段）。

外部火灾和爆炸

4.101. 后处理设施的设计应能处置场址评价中确定的外部火灾和爆炸危害（见本“安全导则”第 3 部分和第 4.67—4.75 段）。

外部毒气事件

4.102. 评定有毒和窒息危害，核实预期的最大气体浓度是否符合验收标准。确保外部有毒或窒息危害不会对后处理设施的控制产生不利影响。

极端天气条件

4.103. 应通过适当的设计规定，保护后处理设施免受场址评价（见第 3 部分）中明确的极端天气条件的影响。通常应包括以下内容（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.46 段）：

(a) 保持冷却系统在极端温度和其他极端气象条件下可用性的能力。

²⁸ 应急控制板：在设计基准事故期间或之后，如果安全评定、控制或监控功能证明有必要，可能不需要在指定的辅助控制室中设置应急控制板。

- (b) 安全重要结构承受极端天气负载的能力，特别需要对设施结构中很少或没有屏蔽功能的包容部分（如 α 活跃区）进行评定。
- (c) 防止设施水淹。
- (d) 根据运行限值和条件安全关闭设施，必要时维持设施的安全和稳定状态。
- (e) 在洪水期间将地下水位保持在可接受的限度内。
- (f) 在设计中还应考虑由极端天气条件间接引发的事件。

龙卷风

4.104. 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（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.46 段）。

4.105. 龙卷风能够抬起和推动大型重物（如汽车或电线杆）。在设施的设计阶段，应考虑到此类飞射物撞击的可能性，包括初始撞击以及与水泥墙碰撞或其他形式的动量传递所产生的次级碎片的影响（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.46 段）。

极端温度

4.106. 在设计冷却系统和支持系统时，应考虑极低或极高温度的潜在持续时间，以防止以下不可接受的影响：

- (a) 冷却回路的（包括冷却塔和室外执行器）冻结；
- (b) 冷却回路效率损失（炎热天气）；
- (c) 对厂房通风、加热和冷却系统的不利影响，避免厂房内恶劣的工作条件和过高的湿度，以及对安全重要结构、系统和部件的不利影响。

只有当运行人员拥有必要的信息、足够的响应时间和必要的设备（例如便携式空调），才能依靠管理行动限制或缓解此类事件后果（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.46 段）。

降雪和冰雹

4.107. 雪和冰通常被认为是厂房屋顶的附加负载，结霜状态的冰负载则被认为是垂直表面和公用电缆及管道系统的附加负载。应考虑到积雪或冰的累积和渗透造成的水淹，以及它可能损坏对安全重要设备（例如电气系统）。

如有必要，应考虑雪的中子反射或慢化效应（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.46 段）。

洪水

4.108. 对于极端降雨，应关注厂房的稳定性（如静力和动力效应）、水位，以及泥石流的可能性。应考虑历史上记录的最高洪水位，并考虑将设施选址在这一洪水位之上，并留有足够的高度和足够的裕度来应对尚不确定的因素（如假定的全球变暖），避免洪水造成重大损害。

4.109. 对于洪水事件，应关注潜在的泄漏路径（包容破裂），这些泄漏路径可能导致洪水进入安全重要活动单元、结构、系统和部件，并使其面临损坏风险。在任何情况下，含有易裂变材料的设备设计都应能防止任何临界事故的发生。手套箱的设计应能抵抗（静态下无损）洪水的动态影响，所有手套箱的贯穿件应高于任何潜在的洪水水位（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.46 段）。电气系统、仪器仪表和控制系统、应急电源系统（电池和发电系统）和控制室应通过设计加以保护。必要时，设计应确保某些选中的功能在极端事件中继续运行（纵深防御）。

水淹事件（自然和人为引起的）

4.110. 保护设施免受水淹事件（溃坝、山洪、风暴潮、潮汐波、湖啸、海啸）的措施，包括静态影响（洪水）和动态影响（上升和下降），取决于在设施所在地区场址评价期间收集的数据。厂房、电气系统以及仪器仪表和控制系统的设计应符合针对这些危害的特定国家法规（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.46 段），包括第 4.108 段、第 4.109 段中概述的建议。特别注意这些事件可能发展迅速，由于缺乏预警它们可能造成损害扩展，包括公共电力供应中断以及后处理设施内部和场址其他设施的共因故障，根据事件的严重程度，这些事件可能发生在本地，也可能潜在的区域范围内发生。

飞机意外坠毁或外部飞射物造成的危害

4.111. 根据场址评价中确定的风险（见第 3 部分），后处理设施的设计应能承受设计基准的冲击（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 5.5 段）。

4.112. 为了评定撞击的后果或设计是否足以抵御飞机或二次飞射物撞击，只需考虑飞行器真实的坠毁、旋转的设备或结构故障三种假想方案。这种假想方案需要了解诸如可能的撞击角度或航空燃料负载可能引起火灾和爆炸等因素。一般说来，飞机坠毁后不能排除起火的可能性。因此，应该制定专门的消防和应急准备和响应要求，并在必要时执行。

陆生和水生动植物

4.113. 在设计后处理设施时，应考虑到与动植物发生广泛交互作用的可能性，包括导致冷却水及通风入口和出口的变窄或堵塞可能性，有害动物对电线和仪器仪表电缆的影响及其侵入废物贮存区的可能性。如果有必要采取物理控制措施，或特别是对动植物群采取化学控制措施，则应按照基于风险的分级方法，像评定处理加工中使用其他化学品的过程一样，对这些措施中化学品使用进行同等水平的评定。

仪器仪表和控制

安全重要仪器仪表和控制系统

4.114. 正常运行时，安全重要仪器仪表和控制系统如下表所列（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.47 段）：

(a) 临界控制：

- 根据临界控制方法，控制参数应酌情包括质量、浓度、酸度、同位素组成或易裂变材料的容量及慢化剂的数量（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.45 段和附录 IV 第 IV.11 段）。
- 在考虑燃耗可信的情况下，临界安全分析所需的特定控制参数，如在剪切或脱壳之前对乏燃料组件和元件的燃耗测量（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.15 段）。
- 临界安全分析所需的特定控制参数，其中临界控制依赖于可溶性毒物，如试剂供给中的浓度测量（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.20 段）。

(b) 过程控制：与安全相关的关键控制系统如下：

- 排出衰变热；
- 氢的稀释，这些氢气由辐照分解和其他来源产生；

- 监控容器中的液位；
 - 控制温度和其他工况以防止爆炸。
- (c) 火灾探测系统。
- (d) 手套箱控制和隔间控制：
- 动态包容的监控（见下文 (e) 点）；
 - 泄漏检测系统的水槽液位的监控。
- (e) 通风控制：
- 特定压力的监控和控制，以确保后处理设施中所有区域的空气流向正确，即始终向污染较严重的区域流动；
 - 监控通风（烟囱）流量以监控环境排放。
- (f) 职业照射的控制：
- 应使用具有实时显示和/或警报的灵敏剂量计来监控职业辐照的剂量；
 - 应使用便携式以及固定式的设备，对暴露于 γ 辐射和中子辐射的全身和双手进行监控；
 - 应在尽可能靠近工作区的地方安装用于探测气载放射性物质的连续空气监控器，以确保及时探测气态放射性物质的扩散；
 - 表面污染探测设备应固定在或安放于相关工作区附近，并靠近相关工作区所在房间的出口；
 - 在工程通道（如出入口）应使用检测器和联锁设备进行出入控制。
- (g) 根据本“安全导则”第 4.47 段进行液体和气体控制排放的控制监控。应包括对环境排放物取样系统的监控（包括运行状态）。

4.115. 应提供仪器仪表设备，以监控各自的范围内后处理设施的系统和变化，包括：

- (1) 正常运行；
- (2) 预计运行事件；
- (3) 设计基准事故；
- (4) 在可行的情况下，设计扩展工况。

监控的目的是确保能够获得后处理设施状态的充分信息，以及各成员国根据正常运行程序、应急程序或事故管理标准，所能计划并执行正确响应的信息（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.47 段）。

4.116. 应提供充分和可靠的控制和适当的仪器仪表，以监控和控制可能影响加工安全和设施一般条件的所有主要变化。这些变化包括放射性水平、气载污染状况、流出物排放、临界安全工况、火灾状态和通风条件。还应提供仪器仪表设备，以便获得设施可靠和安全运行所需的所有其他信息。应规定对安全重要参数值进行自动测量和记录（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.47 段）。

4.117. 根据安全分析和所有纵深防御措施的要求，仪器仪表和控制系统应包括冗余和多样性，以确保适当的可靠性和可用性水平。必要时，包括为仪器仪表提供可靠的和不间断电源的要求。

本地仪器仪表

4.118. 在后处理设施中，由于许多区域的高放射性水平和/或污染水平，工作时间受到限制，可能无法进入或很难进入。应尽可能避免进入这些地区操作、查看或维护这类仪器仪表、指示器或控制站。如果这类仪器仪表在这种环境中的位置不可更改，应适当使用单独的外壳或屏蔽来保护仪器仪表或工作人员（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.47 段）。

取样和分析

4.119. 后处理设施中的首选测量方法应为：

- (1) 串联式仪器仪表；
- (2) 在线取样仪器仪表²⁹；
- (3) 本地分析取样仪器仪表（例如，检查试剂从浓缩的原液稀释到加工要求浓度的稀释度）；
- (4) 远程实验室分析取样仪器仪表，例如在中央现场实验室。

²⁹ 在线仪器仪表是从加工流程或容器中取出小样品或流量（比例取样）进行测量的设备，而不是直接在整块材料中进行测量。

4.120. 在选择安装仪器仪表的类型时，应考虑以下因素：

- (a) 设备的可用性及其精确度、准确度、可靠性和稳定性；
- (b) 对安全重要取样和分析，要考虑合格取样点在流程中选择的可能性，包括如下：
 - 多样性和冗余性；
 - 保证交付和测量有“代表性和及时性”样品的要求³⁰。
- (c) 可实现的校准和试验选项（如现场、在线或离线校准和试验）；
- (d) 方便使用的维护和更换设计，包括剂量考虑和工序问题。

4.121. 在后处理设施中，为保证众多化学加工的安全，应选取加工中具有全局性控制作用的容器和设备，进行取样，并保证化学和放射化学分析的质量和及时性，例如钚浓度测量、钚同位素组成或溶液酸度测量。对于这种的全局性样本点，样本及标识的质量、样本向分析实验室的安全转移、样本检测的质量、及其运行人员的报告等等相关的所有方面的内容，应作为管理系统的一部分和证据加以记录（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.47 段和 GSR Part 2[4]）。应考虑使用条形码或类似系统以减少出错的机会。

4.122. 取样操作应分析职业照射和人因失误的可能性，取样系统应在适合的位置实现自动化。在有益于安全和最小运行照射的情况下，对于频繁的分析测量要求。应考虑使用完全自动化的系统（从要求取样到收到结果）见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.16 段和附录 IV 第 IV.28 段。

控制系统

4.123. 第 2.10—2.13 段中的建议适用于后处理设施中的所有控制系统。特别是 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.6 段所确定的技术措施层级（非能动设计特性的应用，优先于能动设计特性的应用，优先于行政控制（运行人员行动））应按照分级方法和可用反应时间（宽限期）进行使用。还应考虑应用纵深防御原则以避免对安全特性或安全控制的挑战。

³⁰ 在本文中，“代表性和及时性”是指，在主加工或流体不能直接测量的情况下，必须证明（取样系统应与系统、结构或部件一样具有的安全评定报告中规定的相同的可靠性）样品在取样和测量时能完全代表主流体中的成份（允许偏差符合安全评定中的规定），并可靠地输送到测量点。

4.124. 应向工作人员提供适当的信息，以监控远程操作和自动操作的启动和设施响应。首选的是尽可能地采用独立指示显示动作的实际效果，例如，直接用流量计显示液态流动的开始或停止，而不是仅仅显示阀门位置指示。在实际可行的情况下，所有显示器（仪器仪表、计算机、设施和加工原理图以及模拟显示器）以及所有控制室和控制站都应遵循良好的人机工程学实践。仪器仪表的布局和信息提供应使工作人员对设施的状况和性能有一个清楚和全面的了解，以协助运行人员迅速和正确地了解设施的状况，作出明智决定并准确地执行这些决定。

4.125. 当运行状态偏离正常的工况并可能影响安全时，系统应能以一种有效的方式，提供适当的视觉和听觉指示。具体而言，信息的显示方式应使运行人员能够容易地确定一个系统是否处于安全状态，否则则应使运行人员能够容易地确定使系统返回到安全和稳定状态的适当行动路径（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.47 段）。

4.126. 对于放射性物质和重要试剂的输运，除了采取特定的安全措施外，还应在切实可行的范围内采取下列措施，把运行事件的早期探测作为纵深防御的一部分（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 2.7 段和附录 IV 第 IV.47 段）：

- (1) 在机组、厂房或设施之间进行分批转运（见第 4.47 段）；
- (2) 转运前每个批次的表征；
- (3) 使用授权程序，控制接收设备、授权开始转运、监视转运过程。

对于自动启动运输的情况，特别是频繁运输的情况，应考虑采用适当的自动方式来检测启动故障或停止运输。

控制室

4.127. 控制室应提供后处理设施的正常工况下集中的主数据显示、控制和警报。应将控制室布置在后处理设施中放射性水平较低的位置，来尽量减少职业照射。对于特定流程，可进行远程监控操作的本地控制室可显著减少运行人员的照射和风险。应特别注意识别和标识控制室内外可能对工作人员、控制室的操作以及后处理设施控制构成直接威胁的事件（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.47 段）。

与人因相关的考虑

4.128. 后处理设施应设计成对人员操作具有高可靠性。关于人因的设计要求已经在 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.15 段和第 6.16 段中明确。在设计阶段应考虑人因，其中应包括：

- (a) 确保运行人员了解设施状态和配置；
- (b) 人因失误对安全的可能影响（考虑到运行人员干预的容易程度和系统对人误的容忍度）；
- (c) 潜在的职业照射。

4.129. 在后处理设施的设计中，应在正常状态下对设施内的所有工作地点进行评价，包括维护状态。在异常工况和事故工况下，无论何时何地需要人工干预时，周边的环境都应该进行识别。其目的应是便利工作人员的活动，并确保在这种干预过程中，安全功能和支持这些功能的结构、系统和部件不会出现人因失误。这应包括优化设计，以防止或减少运行人员出错的可能性（例如，锁定阀门、控制分隔和分组、故障识别、过程和安全系统的逻辑显示以及显示和警报的分隔）。应特别注意在事故工况下，运行人员需要快速、准确、容错地识别问题，并选择适当的响应或行动。

4.130. 人因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。应考虑的方面包括：

- (a) 在工作场所的设计中应用人机工程学要求，考虑以下方面：
 - 良好的人机界面设计，如布局良好的电子控制面板，只显示所有必要的信息（而不是越多越好）；
 - 取样系统的可靠性和易用性；
 - 工作环境，例如设备的可接近性和周围足够的空间、良好的照明（包括应急照明）以及使区域易于保持清洁的表面装修。
- (b) 为了向事故序列提供可靠和快速的保护，应准备好故障安全设备和自动控制系统；
- (c) 应考虑在特定情况下自动与手动（运行人员）的优缺点，并做好功能的分配；

- (d) 设计规定，以适应和促进良好的任务设计和工作组织，特别是在自动化控制系统可能故障的维护工作期间；
- (e) 通过对最常见事故运行人员的响应进行任务分析，确定最低安全人员配置水平和所需技能组合；
- (f) 考虑设施生命周期内对新增空间和出入口的需求；
- (g) 为所有专用工具和设备提供专用存放地点；
- (h) 在设备和公用设施上选择好位置并标识好（悬挂或张贴）明确的、一致的和不含糊的标签，以便于设备的维护、试验、清洁和更换；
- (i) 尽量减少使用额外的个人防护设备，如必要，认真注意此类设备的选择和设计。

4.131. 应考虑提供计算机辅助工具，以协助运行人员检测、诊断和应对事件。

4.132. 设计和使用手套箱时，应考虑以下特定的人机工程学因素：

- (a) 在手套箱内设备的设计中，应考虑到可能导致工作人员受伤的传统工业危害，包括手套破口和/或运行人员皮肤上伤口造成的内部辐射照射，和/或可能的密封故障。
- (b) 能够较为容易地物理进入手套箱，并在手套箱所在区域内有足够的空间和良好的能见度。
- (c) 考虑手套箱密封件和手套箱窗户密封件的维护要求，包括在这些操作过程中对个人防护设备的需要。
- (d) 仔细考虑手套箱内所有运行和维护活动中手套和交换区³¹的数量和位置。
- (e) 在设计固化前，考虑使用样机并在制造商处进行手套箱人体工程学的广泛试验。
- (f) 手套可能受到的损坏和更换手套的规定，以及在适用情况下更换过滤器的规定。

³¹ 交换区是一项工程措施，用于将物项送入手套箱、从手套箱中取出和在手套箱之间转运。

安全分析

4.133. 后处理设施的安全分析应评价各种危害和所有放射性物质所在的地点（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 2.6 段、第 2.10—2.12 段、第 4.2 段、第 4.24 段和第 6.2 段），以确保对整个设施和所有活动进行全面的风险评定。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》[27]要求对所有可信的假想始发事件进行评定。

4.134. NS-R-5（Rev.1）[1]附件 III 中定义的危害清单应通过以下步骤进行拓展，第一，明确所有假想始发事件和由此产生的事件序列；第二，通过进行详细分析来确定合理的结构、系统和部件，以保证结构、系统和部件的安全，并在运行限值内运行（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附件 III 步骤 3.A）。

4.135. 对于后处理设施，应在设计开发过程中反复进行安全分析的迭代（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附件 III），以实现以下目标：

- (a) 工作状态期间工作人员和公众所受剂量是可接受的，同时这些状态的运行限值与防护和安全最优化的要求保持一致³²（见 GSR Part 3[7]要求 11 和 12）；
- (b) 设计基准事故（或同等事故）产生的对公众的辐射和化学后果限制在事故工况规定的限值内，并与防护和安全最优化的要求一致（见 GSR Part 3[7]）；
- (c) 合理运行限值和条件的研究。

4.136. 边界示例法（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附件 III 第 III-10 段）在后处理设施中的应用有限，原因是所使用的设备、所装卸的材料和所采用的加工的多样性。只有通过彻底分析确认某些事故集的后果落在一个的代表性边界内时，边界示例法才可以运用。边界示例法对于减少不必要的重复安全分析是重要的，并应在可行和正当的情况下使用。

³² 防护（和安全）最优化是按照国际放射防护委员会的要求（参考文献[9]），确定辐射防护和安全的水平，以及“尽可能低地考虑到合理可实现的经济和社会因素”（美国辐射防护局）潜在辐射的概率和规模的过程。另见原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号《基本安全原则》[28]原则 5 和 6。

运行状态安全分析

职业和公众辐射照射

4.137. 在新后处理设施的设计阶段，应尽早设计过程中估算工作人员受到的辐射剂量，并应随着设计的迭代计算趋于准确，通过设计迭代可以最大限度地增加防护和安全最优化的机会。一种通用的初始方法是，首先根据工程经验假设一个（估算）内部剂量，然后评定外部辐射防护的裕度（例如屏蔽和布局）。职业外部照射的评定应在保守假设的基础上进行，其中包括：

- (1) 使用具有包络的辐射源项进行的外部照射计算是基于如下假设：
 - (i) 所有放射性物质按最大库存考虑，包括活度、能谱和中子发射；
 - (ii) 累积因素（例如，考虑到放射性物质在管道和设备内的累积）。
- (2) 评价外部照射有两种方法（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.40 段和第 6.41 段）：
 - (i) 无论（屏蔽的）辐射源与工作人员之间的距离是多少，都应规定一个允许工作人员在场内时间不受约束的剂量限值；
 - (ii) 确定每个工作人员要从事工作活动的类型、工作活动所需的时间以及工作人员与（屏蔽的）辐射源之间的距离。
- (3) 根据情况计算确定 2 (i) 或 2 (ii) 的屏蔽要求。

4.138. 对公众估计剂量的计算应包括源自设施的所有辐射贡献，包括所有通过直接或间接辐射（如天空、云层或地面照射³³）的外照射，以及由于放射性物质的授权排放而导致食物链放射性传播所造成的内照射剂量。在某个范围计算时，应使用每个贡献的最大值进行剂量计算。应使用保守的模式和参数估计公众剂量。对于代表性的个人和群体也应进行剂量估算。

³³ 天光是从天空反射的辐射；原子能机构《安全术语》[9]定义了其他形式的闪光。

危害化学物质的排放

4.139. 本“安全导则”仅涉及那些可能引起放射性危害的化学品危害（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 2.2 段）。对工作人员单纯的化学危害以及单纯的危害化学品向环境排放，应根据化学工业中适用的标准和要求（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.12 段、第 6.30 段和第 6.54 段，以及参考文献[25、26]），进行特定、现实、可靠（即保守）的评定。

事故工况下的安全分析

事故工况下安全分析的方法与假设

4.140. 任何一个国家的与事故分析相关的验收标准应根据 GSR Part 4（Rev.1）[27]要求 16 以及该国家法规和相关标准进行定义。

4.141. 为了估计事故的场内、场外后果，在事故分析中应考虑可能导致放射性物质向环境排放或丧失屏蔽的所有物理过程，并应确定包括最严重后果的边界示例³⁴（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 2.6 段、第 2.11 段、第 2.12 段和第 4.24 段，以及附录 IV 第 IV.11—IV.20 段）。

4.142. 事故后果应根据 GSR Part 4（Rev.1）[27]及其辅助安全导则的相关要求进行评定。

对可能的放射性或相关化学后果的评定

4.143. 安全评定应阐述潜在事故发生所造成的后果。推演和分析事故演化的主要步骤应包括以下内容：

- (a) 分析实际场址条件（如气象、地质和水文地质场址条件）和未来的预期条件。
- (b) 识别可能受到事故影响的工作人员和公众，即居住在设施附近具有代表性的人群或个人。
- (c) 规范事故状态，以及相应的运行程序和运行行政控制。

³⁴ 边界情况（也称为限制情况或包络情况）用于估计后果，见本“安全导则”第 4.136 段和第 4.161 段。

- (d) 根据合理的事故假设，识别和分析设施的工况，包括可能导致材料或能量排放以及不利影响的内部和外部初始事件，排放时序和辐照时间。
- (e) 对安全重要结构、系统和部件的规格书，这些设备应能减少事故发生的可能性和或缓解其后果的。这些对安全重要结构、系统和部件，只有在安全评定中得到认可，才能具备在事故工况下可靠地履行其功能的资格。
- (f) 源项的表征（材料、质量、排放速率、温度等）。
- (g) 识别和分析设施内排放物质的转移途径。
- (h) 识别和分析物质排放到环境中的途径。
- (i) 为安全评定中识别出的代表性的个体和人群进行影响后果的量化。

4.144. 对场址实际条件和未来预期条件的分析，包括评审场址的气象、地质和水文条件，这些条件可能影响设施的运行，也可能在事故状态下，对排放物质的输运和能量的传送产生影响（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第5部分）。

4.145. 物质的环境运输应使用合格规范和来自合格规范的数据进行计算。同时应考虑可能使公众受到最大辐照的、最不利的场址气象和水文条件。

4.146. 应识别可能受到事故影响的工作人员和公众（代表性人员）。识别工作应包括评审设施说明、人口信息以及导致内外照射的途径，如食物消费模式。

放射性废物管理

4.147. GSR Part 5[2]规定了废物和废水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》[29]；原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-1 号《放射性废物的分类》[30]；SSG-41[12]号和原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.3 号《放射性废物的处理、操作和贮存管理系统》[31]等文件提供了补充指导。以下各段就与后处理设施特别相关或特定的方面提出了建议。

4.148. 原子能机构相关标准中关于设施设计的要求和建议（见 GSR Part 5[2] 和 SSG-41[12]）可完全适用于后处理设施运行以及最终退役产生的各种废物流（固态、液态和气态）和废水。然而，不属于后处理设施组成部分的相关废物处理和整型加工和设施不在本“安全导则”的范围之内（见本“安全导则”第 1.8 段和 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV）。

4.149. 出于安全、环境和经济原因，放射性废物管理的一个基本目标是尽量减少后处理产生的放射性废物（包括放射性废物的活度和体积）（见 GSR Part 5[2]要求 8 和 SF-1[28]原则 7）。

4.150. 由于乏燃料成分（结构部件、裂变产物谱、活化产物和锕系元素）的性质和多样性以及所涉及的化学过程，后处理设施的调试、运行和最终退役等因素导致废物的类型、辐射特征、化学成分和数量有很大差异。后处理设施的设计者应在可行的情况下尽量确保在设施的整个寿命期内预期产生的所有废物都有指定的处置路径。在有需要和切实可行的情况下，应选择备选方案或作出设计规定，以便利通过现有路线处置此类废物。在确定处置路线时，不仅应考虑到废物中存在的放射性核素，而且还应考虑到废物的化学和物理特征（例如易燃或发热废物）。

4.151. 试剂和化学品的回收和再循环，特别是那些被污染的试剂和化学品的回取和再循环，有助于最大限度地减少流出物和最大限度地提高处理效率，为加工设备的再利用或处置的去污工作也是如此。在考虑职业照射和再循环材料利用技术约束的条件下，后处理设施的设计应最大限度地进行此类回收、循环和再利用，以实现防护和安全的最优化。同时设计应包括进行回收和再循环的相关系统和设备，并应在总体废物策略中也必须考虑尽量减少二次废物的产生。

4.152. 对于处置路径已经基本明确的废物，后处理设施设计人员应确定每条路径的废物表征。应提供设备和设施（或现有的设备和确认的设施），以便对废物进行必要的标识、预处理、处理和运输，包括送到适当的经确认的处置路线、临时贮存地点或进一步的废物处理设施。

4.153. 对于未确定处置路线的废物，应在设计中采取综合办法，根据 GSR Part 5[2]第 1.6 段和第 1.8 段以及要求 4 和 6，结合地方和国家法规和监管限制以及潜在处置路线的最佳可得信息，实现防护和安全的最优化。由于处置是放射性废物管理的最后一步，所采用的任何临时废物处理技术和程序都应提供与预期的废物验收要求一致的废物表单和废物货包单；同时注意临时贮存的废物的可追溯性。

4.154. 设计应在切实可行的范围内，为废水和废物处置路径的调整提供方便，以便将来能够使用新技术、成功的知识和经验，以及适应法规调整。这尤其适用于后处理设施产生的气态和挥发性废物，这些废物在收集和处置方面均面临特殊挑战。

4.155. 设计应包括或规定这样的技术要求，即在设施的使用寿命内逐步提供足够的中间废物贮存能力，必要时包括退役。根据安全评定，设计还应包括提供备用贮存能力，作为纵深防御策略的一部分，例如在废物储罐发生故障的情况下。

气体和液体排放的管理

4.156. 设施的设计应能满足正常运行时的废水排放限值，并能防止意外排放到环境中。

4.157. 后处理设施排放的气态流出物的活度应通过专用的加工通风处理系统来降低。必要时，这些系统应包括能减少放射性碘和其他放射性挥发物或气态物质排放的设备。处理的最后阶段通常包括除湿、火花捕集器和保护过滤器的碎片防护设备，然后通过多个串联的高效微粒空气过滤器（HEPA）进行过滤。

4.158. 应安装用于监控过滤器状态和性能的设备，包括：

- (a) 差压式压力表，以确定是否需要更换过滤器；
- (b) 连续取样的活度或气体浓度测量设备和流量测量设备；
- (c) 试验（气溶胶）注入系统和相关的取样和分析设备（过滤效率）。

4.159. 应处理排放到环境中的液态流出物，以减少放射性物质和危害化学品的排放。应酌情考虑使用过滤器、离子交换床或其他技术，以优化防护和安全。应制定与第 4.158 段类似的条款对这些系统的效率进行监控。

4.160. 废水排放系统的设计和位置应最大限度地稀释和分散排放的废水（GSR Part 5[2]第 4.3 段），并在可行的情况下尽量消除颗粒物和不适于水的液滴的排放。因为这些排放可能会破坏含有放射性物质流出物的预期稀释。

应急准备和响应

4.161. 调试前应根据 GSR Part 7[11]要求 4 进行全面的危害评定。危害评定的结果应能为确定与设施和现场区域相关的应急准备分类提供依据，对于在发生核或辐射紧急情况时确定可能需要采取防护行动和其他响应行动的场外区域，也应使用该危害评定进行应急准备的分类。见 GSR Part 7[11]和原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-2.1 号《核或辐射应急准备的安排》[32]。

4.162. 后处理设施的营运组织应制定现场应急安排计划，包括将已查明的与设施相关的危害和潜在后果考虑在内的应急计划（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 9.62 段和 GSR Part 7[11]）。计划的内容、特性和范围应与评定的危害相称（第 4.141—4.146 段）。该计划应与场外救援组织的计划相协调和整合（见 GSR Part 7[11]），并提交监管机构批准。

4.163. 应急计划应列明并详细说明在应急响应行动中应执行的所有功能（见 GSR Part 7[11]）以及支持这些功能所必需的基础设施要素（包括培训、演习和演练）。参考文献[33]提供了一个应急计划，可用于后处理设施编写特定的应急计划。

4.164. 按照 GSR Part 7[11]对基础设施的界定和在 GS-G-2.1[32]详细阐述，后处理设施的设计应考虑这些现场基础设施要求（包括应急设施、适当的逃生路线和后勤支助），以保证应急响应的有效性。设计还应考虑到在发生事故时对排放和环境进行场内和场外监控的需要（见 GSR Part 3[7]、GSR Part 7[11]和 GS-G-2.1[32]）。

4.165. 在异常工况和事故工况后，后处理设施应当能够被带回安全和长期稳定的状态，且在该状态下可以获取关于设施状况的必要信息和监控信息（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 2.6 段、第 6.22—6.24 段、第 9.26 段和 GSR Part 7[11]第 5.25 段）。在实际可行的情况下，控制室的设计和部署应在假想紧急情况下保持适宜居住的条件（例如，单独通风、临界事件时低计算剂量）。

4.166. 在分析可能影响控制室本身的事件时，安全分析应识别事件中事件后依然需要继续发挥作用的安全功能，例如火灾或外部产生的危害化学品排放。通过此分析，合理的辅助控制室设计或替代方案应该提供给这些识别出的安全功能，例如应急控制面板。

4.167. 场外应急响应基础设施（如应急中心、医疗设施）的需要应根据场址特点和后处理设施的位置加以考虑（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 9.63 段，以及 GSR Part 7[11]要求 24）。

5. 工程建造

5.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-38 号《核装置建造》[34]提供了关于核装置建造和建造管理的一般性指导。

5.2. 燃料后处理设施的建造项目涉及大量设计人员和承包商，在相当长的一段时间内，设施的不同部分似乎都在同时进行设计、建造和前期调试。营运组织应确保遵守 SSG-38[34]相关建议，作为管理系统的一部分，应将正确的程序准备到位，并在设计和建造过程中尽量减少潜在问题和偏离设计意图的情况。

5.3. 营运组织应考虑尽可能减少设计人员和承包商的数量，以保持一致性和标准化，支持安全有效的运行和维护。较少的外部组织（特别是较少层次的分包商）将简化营运组织与外部设计人员和承包商之间的控制和沟通过程。它也更方便向营运组织进行知识转移，使营运组织能够更有效地从外部设计师和承包商的经验中获益。当然，如果某些设计要素（如临界警报系统）需要使用专业设计人员；或需要使用专有设计和设备进行安全改进和其他改进（见第 2.8 段）；或需要引进有必要的专家进行评审，这种控制设计人员和分包商的策略就需要进行平衡。但无论什么情况，管理系统都应包括确保将必要的信息传递给营运组织的规定。

5.4. 后处理设施是大型复杂的化学和机械设施，因此在建造时应尽可能使用模块化、标准化的结构。总体而言，这种方法将能在交付到现场之前对质量和试验进行更好的控制。这一实践还将有助于调试、运行、维护和退役。

5.5. 按照 SSG-38[34]建议，设备在安装到后处理设施之前，应尽可能在制造商车间和/或现场进行试验和检验。在建造和安装之前，应酌情对安全重要特定结构、系统和部件进行试验和核实（例如，屏蔽效率核实、中子去耦设备试验、临界几何构型核实和焊接试验），因为在安装后进行试验和核实可能无法进行或受到限制。

5.6. 除了防止不符合项或不合格标准的物项被安装以外，营运组织更应建立有效的制度，以防止假冒、欺诈性或可疑物项被安装到设施和系统中。此类物项或部件甚至在设施投产数年后还会对安全产生影响（例如，用于压力容器建造不合标准的不锈钢）。

5.7. 应严格遵守 SSG-38[34]关于已安装设备成品保护的³⁵建议，特别是关于异物排除³⁵和已安装设备成品保护的部分。

现有设施

5.8. 现有后处理设施的重大建筑工程或翻修会对运行人员、建造人员、公众和环境造成广泛的潜在危害。正在进行此类工程的区域应尽可能与后处理设施正在运行的其他部分或已经建造的部分隔离，以防止对设施的运行部分产生负面影响，并防止在任一区域发生可能的事件（见本“安全导则”第7部分和 SSG-38[34]）。

³⁵ 异物可造成故障、堵塞或流动限制，可能在原地，也可将其移至更受限制的位置（例如泵、阀或喷射器喷嘴）。异物也可通过形成电化学电池或缝隙或阻碍热传递而引起或促进腐蚀。

6. 调试

6.1. 本“安全导则”仅涉及后处理设施安全相关方面的调试。性能论证和流程优化，不在本“安全导则”的范围内，除非它们对支撑安全论证文件的安全重要相关结构、系统和部件或运行限值及条件构成威胁。对于燃料后处理设施，由于这些设施具有很高的潜在危害和复杂性，所以应严格遵守 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 8 部分规定的核实程序。在可能的情况下，应从类似后处理设施的调试和运行中汲取经验教训并加以应用。

6.2. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 8 部分规定的调试过程应在运行阶段之前完成。在实际可行的情况下，调试应尽可能地像设施已完全投入运行一样进行。特别是，根据良好运行实践的要求，应通过调试，将内务管理和受监督和控制区域授权逐步建立起来。

6.3. 营运组织应充分利用调试阶段去完全熟悉设施。这也是在整个组织内开展强有力的安全文化建设的机会，包括良好的行为习惯和积极的工作态度。在熟悉设施过程中时，应强化对运行过程整体的把握：

- (a) 燃料后处理完整的循环；
- (b) 启动和关闭期的全过程；
- (c) 在两次循环之间进行的先导工作，包括整个系统的大修，例如重大改造、设备维护和更换物项，那些通常在正常运行时都不太可能做的，或因为危害较大而没有做的；
- (d) 应急响应。

6.4. 整个后处理设施的安全应该由组织的高级管理人员³⁶负责。调试期间须成立一个安全委员会（如尚未成立的话）向该高级管理人员进行报告，并对调试工作提供建议，安全委员会要关注的问题：

- (a) 调试所需的或因调试而引起的对设计的所有变更或改造；
- (b) 调试结果；

³⁶ “高级管理人员”是指负责满足许可证规定的条款和/或指导、控制和评价最高级别组织的人员。通常的其他的称呼，例如：董事会、首席执行官（CEO）、总干事、执行团队、电厂经理、最高管理者、首席监管员、电厂副总裁、总经理和实验室主管。

- (c) 设施的安全论证文件；
- (d) 因调试引起安全论证文件的所有修订。

6.5. 调试前，应确定调试期间应测量的安全重要参数的期望值。这些值连同它们的不确定性，以及最大和最小允许偏差（视情况而定）将决定调试结果的可接受性。调试期间超出可接受范围的任何测量应重新试验，必要时应重新进行安全评定。

6.6. 在调试期间，安全重要参数的运行限值和正常值应按照安全评定中的规定进行确认，并由设定这些参数的监管机构进行认可。此外，因测量精度或不确定性而要求的任何限值（裕度），以及因设施暂态或其他小扰动而导致的任何可接受的值变化（范围）也应该进行验证和确认。这方面的考虑应包括设施从一个状态变更为另一个状态（例如，一个循环的开始和结束）。此类限值和数值可包括待处理乏燃料的类型、数量和状态（见第 7.22 段）。这些限值和数值应包含在与安全相关的任何指令中，包括应急指令。

6.7. 必要时（并根据分级方法³⁷），应在不同条件下重复足够次数的调试试验，以核实其可重复性。应特别注意探测、控制和去除异物，例如废焊条、废弃厂房材料和一般碎片。此类物料可能会在建造过程中无意引入，调试过程的目标之一是确认所有此类异物均已去除，同时加强控制以限制任何异物的进一步引入，见第 6.15 段。

6.8. 调试通常需要使用临时措施（如动力供应、物项支架和厂房结构中的通道开口）或设备（临时电气或仪器仪表供应和连接，以便对物项进行隔离试验或注入试验信号），营运组织应该：

- (a) 对临时工程和设备的使用建立适当的控制，如应按改造程序进行控制；
- (b) 应指定一名负责人监督控制措施的执行，以及登记和批准此类工程和设备的引入流程。

控制应包括一个核实过程，所有此类临时工程和设备是否已在调试结束时拆除，或是否已经正当批准保留在原位（视同改造），并应记录在运行的安全论证文件中。

³⁷ 在调试中，应根据调试（或临时改造）的物料在其预计运行（鉴定）寿命内任何时候未能按要求履行安全功能所带来的潜在危害或风险进行分级。

6.9. 进行这些非例行活动的程序和人员培训往往需要临时拆除或减少保护性屏障（物理屏障和行政屏障），绕过联锁机构和控制系统，包括与安全重要的结构、系统和部件相关的系统。营运组织应采用第 6.8 段所述的控制措施去控制这些活动，并且所有此类程序应与所有运行程序一样纳入管理系统。如果工作结束，应特别注意及时撤销所有临时程序，并且在调试结束时不再保留任何程序。

6.10. 如果为调试目的引入了非活度的模拟物或临时试剂供应，则要注意它们应与运行期间使用的材料具有一致的特征（用于实现调试目的）。如果特征不一致，在批准使用之前，应分析差异的影响，以确定全部成份或污染物在设施寿命期内可能影响其完整性的潜在影响。该分析还应确定这些差异对调试结果有效性的影响。应采取类似的控制措施，以确保随时可用的供应不会被特殊规定的设施供给所替代，例如正常的饮用水代替除盐水，除非对潜在影响进行了全面评定。

6.11. 调试的某些阶段可能需要按照国家规定获得监管部门的批准，不论在开始前还是在完成时。监管机构应酌情确定与活动和设施的复杂性和潜在危害相称的停工点（H 点）和见证点（W 点），以确保在调试期间进行适当视察。这些停工点的主要目的是核实所做工作与监管要求和许可证条件的一致性。营运组织应建立并保持与监管机构的有效沟通，以确保充分理解监管要求并与这些要求保持一致。

6.12. 调试计划可能因国家实践而异。然而，至少应开展下列活动：

- (a) 屏蔽性能以及包容或密封性能的确认；
- (b) 查明临界检测和警报系统的可用性；
- (c) 应急演习和演练，以确认应急计划和安排是充分的和可交付的；
- (d) 查明和确认人员培训和评定合格；
- (e) 查明其他探测和警报系统（如火灾探测和警报系统）的可用性。

6.13. 无论是正常还是异常工况，以及相关应急服务，在工作交接或者工作过程中，管理人员、监督人员和工作人员之间的清晰沟通都是整个设施安全的一个重要组成部分。调试不仅提供了调试和演练这些沟通通道和相关设备的机会，而且能熟悉其使用。每个工作人员都应培训并学会使用一部分有助于沟通的行为技巧（例如，使用拼音字母、三方沟通、工作前简报、工作

后评审、提问技巧和同行评审)。调试还可以用来帮助建立工作日志和交接班工作的标准格式和程序,培训人员使用这些标准表格和程序,并评定这些标准表格和程序的使用情况。

调试计划

6.14. 由于后处理设施的复杂性和规模,采用分段调试的方法对设施进行调试可能更加方便。如果是这种情况,营运组织应确保已完成调试的部分要受到充分的维护和保养,调试过程中获得的知识和经验得到良好的继承。

6.15. 后续的建造和安装工作对安全重要现役结构、系统和部件的任何改造或变更都可能带来风险,应该要重点安排。在可以重新试验可行的范围内,安全重要(已调试的)结构、系统和部件的再保证或核实试验应包括在调试计划中。

6.16. 安全委员会应就控制这种分段调试安排的安全性,以及调试小组与设施内其他小组之间的通信安排提供咨询意见。安全委员会还应对早期已经完成试验的安全重要结构、系统和部件及其支持系统是否需要在下一阶段调试前进行再保证试验(作为对第 6.15 段安排的检查)提供咨询意见。如果进入下一个调试阶段的工作出现重大延误(例如,需要修改或修订安全论证文件),刚刚投用的部分系统设备也需要专家委员会给出意见。

6.17. 应考虑按序调试的需要,以便正在调试的区段所需的支持设施能够在适当的时间提供此类支持(如果没有,则作出适当的替代安排)。这应考虑设施的“上游”³⁸部分(包括电力、蒸汽、试剂、冷却水和压缩空气等公用设施的供应)、设施的“下游”³⁹部分(包括废物处理、水体和空中排放以及环境监控)以及设施的“支持”⁴⁰部分(包括自动取样回路、样品转移网络和分析实验室)。安全委员会应就任何此类程序安排的安全性提供咨询意见,特别是如果设施下游部分不可用时的环境问题。

³⁸ 上游部分是燃料循环设施或场址的一部分,向正在调试的部分提供原料(试剂、公用设施等)。

³⁹ 下游部分是燃料循环设施或场址的一部分,接受产品或正在交付使用的部门产生的废物。

⁴⁰ 支持部分是附属于投运设施的部分,但为保障或监控投运设施的运行是必要的。

调试阶段

6.18. 对于后处理设施，需要根据要实现的目标将调试分为若干不同的阶段。通常，可涉及以下描述四个阶段。

第 1 阶段：建造试验

6.19. 对于那些安全重要结构、系统和部件，不能在建造和安装完成后进行符合性核实的，则应在建造和安装期间进行试验。营运组织的代表应观察该试验，并在调试的第一阶段报告结果。典型的厂房试验项目包括地震鉴定的支撑或约束、墙壁的均匀性（屏蔽或屏障）、管道焊接、容器和对安全有重要意义的其他非能动结构、系统和部件。在许多情况下，这应包括直观检查的活动（包括试验），以及检验关于采购、安装、试验和相关维护的质量控制记录。

6.20. 如果在实践中无法对安全功能进行直接试验，则应与国家监管部门商定，在后续调试开始之前，采取其他方法，充分证明安全重要系统、结构和部件的性能。此类方法可包括材料或供应商培训记录的核实和监查。这进一步强调了有效的综合管理系统的重要性。

6.21. 按照国家要求，其他结构、系统和部件的试验可在这一阶段进行。

6.22. SSG-38[34]相关章节提供了进一步的建议。

第 2 阶段：无放射性的或者“冷加工”调试

6.23. 在这一阶段，主要对该设施的系统进行全面试验；单一设备物项和整个系统都要进行试验。因为不受引进放射性物质的阻碍，现阶段采取纠正行动相对容易，所以尽可能多地进行核实和试验。

6.24. 营运组织在这一阶段应抓住这一时机进一步开发和最终确定运行文件，并掌握系统的细节。此类运行文件应包括与设施的运行和维护相关的程序，以及与任何预计运行事件（包括紧急情况）相关的程序。

6.25. 非放射性状态调试的完成还提供了在非放射性条件下检查设施的最后机会。这对于模拟瞬变或支持系统（例如通风、电力、蒸汽、冷却水和压缩空气系统）的完全故障是一个宝贵的机会。通过将结果和响应与模拟事件计算结果相比较，这种试验和模拟可用来改进现有的系统的性能。

6.26. 这也是在设施投用以前，确保设施必要的维护保养可行性的最后机会。这特别适用于只能通过远程方式维护的所有热室和设备物项。因为维护是后处理设施中工作人员剂量的一个主要贡献因素，因此还应利用这一机会核实现行维护程序和控制措施加强剂量控制计划，并对简化或加快维护所需的任何辅助手段加以识别和确认。

6.27. 后处理设施是复杂的设施，为了避免任何潜在的错误，应为房间、设备、系统、部件、电缆和管道贴上明确、一致和毫不含糊的标签。应检查培训材料和运行文档是否与此类标签一致并在冷试过程中固化。

6.28. 还应特别注意确认所有物理连接均已按预期进行。包括确认所有加工线、服务连接和公用设施线在预期位置开始和结束，并确认它们遵循设计文件中定义的预期路线。应对发生的例外情况的安全后果进行评定，然后通过适当的批准和更新文件予以纠正或接受。

第 3 阶段：示踪或带铀调试

6.29. 这个阶段应使用天然铀或贫化铀⁴¹以避免临界风险，尽量减少因职业照射造成的剂量并限制可能的去污需要。这一阶段提供了一个机会，为引进裂变产物和易裂变材料的带放射性调试启动必要的控制制度。在此调试阶段进行的安全试验应主要是密封检查。包括：(i) 气载放射性物质的检查；(ii) 表面（泄漏）污迹检查；和 (iii) 检查气体渗漏和液体泄漏。还应检查材料的意外累积。

6.30. 为了及时保护工作人员，所有监控设备（包括固定和移动设备）和个人剂量测定都应在放射性物质引入设施前由支持性管理人员安排并运行。

6.31. 这一阶段还应对以前理论计算的参数（特别是排放）进行一些测量的核实。应允许考虑使用示踪剂⁴²来加强这种核实。

6.32. 在热试前，应作出应急安排（场内和场外），包括程序、培训、足够数量的受过培训的人员、应急演习和演练。应在现场内外展示能力，例如通过模拟的大规模公众警告和疏散演习（见 GSR Part 7[11]）。

⁴¹ 在一些国家，使用天然铀或贫化铀可能需要获得监管批准。

⁴² 示踪剂是少量极低活度（或非活度）材料，模拟运行材料的行为，用于确定加工参数。

第 4 阶段：带放射性或者“热加工”调试

6.33. 在本阶段开始前，通常运行设施的监管许可已经发给营运组织。带放射性调试在这种情况下都应在安全程序进行，其组织机构应和全面运行时的组织机构一模一样。

6.34. 设施运行阶段有效的安全制度应在带放射性调试期间，按照规定和适用的范围全面投入使用。没有安全评定且获得监管机构要求批准的结论，不能用于改造或者暂停安全机制。

6.35. 职业辐射防护计划的全部要求应补充完整（如果尚未落实），包括人员监控的要求。

6.36. 与非放射性调试相比，带放射性调试对设施控制安排和工作人员技能的要求有重大改变，例如与密封、临界、冷却和辐射相关的技能。在带放射性调试实施前，设施的管理应确保设施和工作人员已经充分准备以适应向带放射性调试的转变。现阶段应加强安全文化建设，进一步促进安全生产。

6.37. 这一阶段能够通过稳步增加送入设施的乏燃料的数量和活度，逐步使该加工全面投入运行。就目前情况来看，这种渐进的方法是可行的。

6.38. 这一阶段对以前只能通过计算得到的参数，特别是放射性水平、气载活度水平、环境排放以及工作人员的外部 and 内部照射，提供了进一步的可测量的核实条件。此类可测量的核实应该反馈在纠正行动中，或是在所有估算和计算中的假设更新中加以应用。

调试报告

6.39. 调试报告⁴³的要求见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.57 段。

6.40. 调试的每一阶段都应准备调试报告。调试报告的目的是提供已完成的调试阶段的全面记录，并提供证据证明设施和营运组织都已准备好安全进入下一调试阶段。

⁴³ 在有些国家，调试报告的格式和内容可由监管机构确定。

6.41. 调试报告应描述为说明设施符合设计、设计意图和安全评定而进行的安全调试试验，也应总结必要的纠正措施。此类纠正措施可包括对安全论证文件进行的调整、对安全特性和安全动作进行的增加或调整。所有这些调整都应视为改造。如果调试试验从后续阶段提前到报告阶段或回到后续阶段，也应在报告阶段的调试报告中描述并说明理由。

6.42. 调试报告应包括对设施辐射和污染调查、取样和分析测量结果的评定，特别是与废物、废水和环境排放相关的结果。

6.43. 为了证明营运组织的准备就绪，调试报告还应说明以下内容：

- (a) 设施人员（包括管理人员）人数、专业、培训、发展和评定；
- (b) 设施管理系统的开发以及必要的程序和指令；
- (c) 内部和外部剂量数据，收集所做过的全部剂量调查，按工作组分类统计；
- (d) 对营运组织的反馈意见和工作人员对设施活动的反馈意见进行收集和查实，如：
 - 活动和任务的组织；
 - 在日常以及相关特定活动中的简报、程序、工作方法、人体工程学和人因；
 - 设备和工具；
 - 支持服务活动（例如辐射和污染调查、去污、个人防护设备的使用和对任务期间出现问题的响应）；
 - 应急演习和演练；
 - 安全文化。

6.44. 调试报告还应总结调试阶段发生的所有事故或事件，并明确从经验中汲取的经验教训。应考虑使用《原子能机构/核能机构燃料事故通知和分析系统》[35]标准对事件进行分类和分析。

6.45. 调试的详细结果，包括所有试验、校准和视察的结果，可在支持文件中提供。但调试报告应列出所有调试和试验过程（包括监视和维护）的安全重要所有结构、系统和部件以及它们的运行限值和条件。此外，那些需要通过电厂调试确认的与安全评定相关的所有假设或数据必须在报告中说明。

6.46. 安全委员会需要对调试报告进行评审, 根据管理系统, 调试报告还应由高级管理者对管理系统进行批准, 并按照国家法规的要求提交给国家监管机构。

7. 运行

后处理设施的单位

7.1. 鉴于燃料后处理设施的规模和复杂性, 特别需要严格控制、计划和协调设施内将要开展的活动, 无论运行、例行维护、还是非例行维护(多次燃料后处理活动之间)以及项目(如改造)。为满足此需要, 后处理设施的营运组织和管理系统应通过连贯一致和系统的方法来批准、计划和协调这类活动。管理系统的另一个特点应是向所有相关方面提供准确和及时的信息。NS-R-5 (Rev.1) [1]第4部分规定了后处理设施单位在这方面的要求。

7.2. NS-R-5 (Rev.1) [1]第4.10段、第8.4段、第9.8—9.14段、第9.52段、第9.53段和第9.59段以及附录IV第IV.67段规定了员工培训和最低人员配置的要求。

7.3. 要对设施调试阶段获得的经验反馈进行收集、评定和传播, 并以此为基础, 对运行阶段的经验反馈的收集, 评定和传播进行合理的安排。类似的, 从其他后处理单位或其他危险品生产处置单位(例如化工厂)进行经验反馈的工作也应作出合理的安排。

7.4. 为了保证人工干预的及时性和充分性, 需要建立全天候连续性的组织, 无论工作人员是现场值守还是采用现场待命方式, 都应确保适当的授权人员始终在现场, 并和适当的合格和有经验的人员一起工作。这些人员应包括运行人员、工程人员、辐射防护人员、应急管理人員和其他必要人员。

7.5. 营运组织:

- (a) 应在以下各方之间建立和维持合理的接口（特别是这个领域内通信程序的应用）:
- 轮班值班人员和日间运行人员（特别是维护人员和辐射防护人员）之间的接口。即使不处理乏燃料的情况下，后处理设施通常也是每年 365 天每天 24 小时运行的；
 - 后处理设施和其他现场设施，特别是与后处理设施密切相关的废物处理设施和动力供应设施之间的接口，例如，为保证转移的时间、质量（内容）和数量的有效管理，应确保可用于接收转移的贮存能力，并保证设施运行人员始终掌握动力供应设施持续性的最新信息；
 - 后处理设施单位和负责放射性物质现场运输的组织单位之间的接口；
 - 后处理设施单位和参与设施改造的任何单位之间的接口（例如，提高生产能力或提供额外能力的项目）；
 - 后处理设施单位和包含在其应急响应功能中的各类应急服务单位之间的接口（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 9.62—9.67 段）。
- (b) 应定期评审后处理设施工作人员（个人和集体）的业务管理结构、培训、经验和专业知识。在当前的实践范围和水平上，确保它们在任何时候都有足够的知识和经验。这种分析应包括所有可合理预见的情况，包括工作人员缺勤。基于该分析，为控制组织变革，NS-R-5（Rev.1）[1]第 9.19 段所述要求应扩大到包括关键安全人员和其他职位。

7.6. NS-R-5（Rev.1）[1]第 9.15 段中所定义的后处理设施单位的安全委员会应由调试阶段建立的安全委员会发展而来。其功能应在管理系统中有特定规定，应配备足够的工作人员，应包括多专业人员，并应适当独立于营运组织的直接管理。

人员资格和培训

7.7. NS-R-5（Rev.1）[1]第 9.8—9.13 段规定了设施人员资格和培训的安全要求。进一步的指导意见详见 GS-G-3.1[6]第 4.6—4.25 段。

7.8. 在制定培训计划时，应仔细考虑运行人员、维护人员和其他人员（如去污专业）的安全风险和危害。特别是，所有吊装和运输易裂变材料的工作人员，包括处理含有易裂变材料废物的工作人员，都应充分了解临界安全和相关的物理现象。

7.9. 应考虑对各级管理人员进行培训的必要性。参与设施管理和运行人员应了解后处理设施的复杂性和危害存在和出现的区域，了解的详细程度应与它们的责任水平相一致。

7.10. 综合培训应包括自动操作和手动操作。必要时应建立专门的培训设施，并根据活动的潜在安全后果确定培训重点。

7.11. 对于人工操作，培训应包括但不限于以下内容：

- (a) 使用主从式机械手和其他远程设备（在高活度区域）；
- (b) 可能导致后处理设施在役部分介入，和/或，处理设施配置变更的维护、清洁活动和建设活动；
- (c) 设施中材料的取样；
- (d) 和手套箱相关的工作，包括手套更换、手套箱内传送物项的相关工作；
- (e) 去污，包括工作区准备、安装和拆除临时围栏和废物的吊装和运输；
- (f) 屏障破坏时自我监控和使用个人防护设备的程序；
- (g) 在正常运行以外时，采取的应对措施（包括紧急应对行动）。

7.12. 对于自动运行模式，培训应包括但不限于以下内容：

- (a) 控制室综合培训；
- (b) 对警报的响应；
- (c) 对自动和远程系统中可能出现的错误保持警惕；
- (d) 对关键参数的意外变化（或缺乏变化）保持警惕；
- (e) 在一次后处理循环中启动和终止过程中可能出现的运行上的特殊差异；
- (f) 在正常运行以外的工况下采取的应对措施（包括应急响应行动）。

设施运行

运行文件

7.13. 应严格遵守 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.21—9.27 段规定的后处理设施运行指令要求。

7.14. 为了保证后处理设施在正常情况下能够在其运行限值和条件范围内正常运行,营运组织应以较低级别确定一套运行预警限值。其裕度应根据设计考虑和设施运行经验(在调试期间和后续工作)确定。目标应是尽量提高安全限值,同时尽量减少超过预警限值的情况。

7.15. 应根据运行限值和条件、运行预警限值以及决策的潜在安全影响,将运行决策的权力分配给适当级别的管理人员。管理系统应规定各级管理人员的权力和责任,并在必要时规定每个岗位特定人员的权力和责任。如果超过预警限值或运行限值或条件,必须通知相应的管理层及人员(见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.63 段)。出于安全原因需要立即做出决定或响应的情况,应尽可能根据管理系统提供的指导程序进行界定。应培训并授权相应的值班人员或日班人员根据这些程序做出必要的决定。

7.16. 营运组织应充分调查超出运行预警限值范围的所有偏差,并应吸取经验教训防止再次发生。按照国家法规的要求,应及时向监管机构通报此类偏差和当即采取的所有行动,并应持续向其通报随后的调查及其结果。

7.17. 应编制运行文件,列出适用于设施的所有限值和条件,并确定将加工流程恢复到限值和预警限值范围内的程序(见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.22 段和第 9.26 段)。附件 II 举例说明了可用于确定运行限值和条件的参数。

7.18. 应在程序和直接相关的程序步骤中明确识别所有限值和条件。特别是,应强调程序中的运行限值和条件一定要和程序步骤中的运行限值和条件保持一致。应在管理系统中作出规定,以确保全面和一致地进行这种识别和强调。应考虑根据程序的安全重要性对其进行分类(如使用分级方法)。

7.19. 开发的运行程序应直接控制加工操作。为了最大限度地利用后处理设施稳健设计的优势,运行程序应当方便用户并且准确,且应涵盖所有运行状态,包括启动和停止。还应建立非运行状态、异常工况和事故工况的程序。

运行人员应在这些程序中接受充分的培训和评定，在适当情况下使用模拟或练习。

7.20. 文件的准备应系统地与安全论证文件和运行限值和条件相连接，直接或间接通过接口文件的方式，以确保运行指令可以完全满足安全要求。运行记录应能展示在所有时间段，安全指令都与运行限值和条件相符合。

特定规定

7.21. 进料计划的制定和维护（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 IV 第 IV.58 段）对后处理设施的安全十分重要。营运组织应在单位内为进料计划分配责任，制定明确的程序详细说明如何管理进料计划，并制定独立核实的规定。

7.22. 后处理设施通常被设计成能够处理具有指定特征的特定范围的燃料类型，例如特定的燃耗深度。进料计划应考虑到这些燃料参数（例如燃耗、辐照数据、反应堆卸料后的初始富集度和冷却时间）以及设施的安全相关约束。

7.23. 后处理设施的流程控制通常依赖于仪器仪表读数和样品分析数据的组合。分析仪器仪表和方法的使用应符合管理系统的规定，并应经过适当的校准和核实。应对从样品中获取和分析数据的相关活动进行管理，并以此尽量减少对工作人员的辐照，同时应按照既定程序管理所产生的任何废物。基于样本分析作出的决定应充分考虑到取样过程的准确性、所使用的分析方法，以及在相关情况下，取样与可获得的结果之间的延迟。

7.24. 在分批转移加工液体和废物之后，运行人员应尽可能确认从发送容器转移的体积与接收的体积相符（见第 4.47 段和第 4.126 段）。

7.25. 后处理设施的运行通常分为活动期（受运行、商业或安全相关约束因素的驱动）和活动间歇期（用于设备改造、维护以及核材料衡算和控制目的）。在活动间歇期进行维护更安全，但干预的增加会导致更高的污染和剂量风险。密集的维护期通常需要使用经验较少的人员。营运组织应采取行动，解决在活动间歇期间进行密集维护的特定风险，这些行动可能包括专门的培训、将经验较丰富的工作人员分配给经验较少的人员组成的团队以及对工作的额外监督。

7.26. 管理系统应包括内部监查计划的规定，其目的，除其他方面外，是定期确认设施是否按照运行程序（包括设施的运行限值和条件、安全论证文件和许可证条件）运行。应指派具备适当资格和经验的人员实施此类监查，并应考虑使用独立于生产线管理层的人员。另见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 9.71 段。

7.27. 应特定规定和安排包括高级管理人员在内的运行人员的现场巡查，以确保在可行的情况下，设施的所有区域都受到定期监视。特别注意异常工况的记录、评定和报告。这种巡查计划应包括适当程度的独立性（例如，包括来自其他设施现场或非现场的人员）。应关注方面的例子包括：

- (a) 与液位或泄漏（包括贮槽液位）以及密封和通风故障相关的本地仪器仪表读数和目视指示；
- (b) 已在规定的日期范围内完成的安全检查（例如对进出设备⁴⁴、起重设备、灭火器和电气设备）；
- (c) 监督和控制地区的出入点的条件；
- (d) 临时限制区（辐射区或污染区）的数量和条件；
- (e) 个人剂量计的可用性和功能；
- (f) 废物的累积；
- (g) 材料和设备的合理贮存；
- (h) 应急设备的现成可用性。

排除异物

7.28. 应建立严格的控制措施来确保在可行的情况下，将异物排除在生产流程之外。这些控制措施应建立在调试期间制定的控制措施的基础上，并与维护活动以及加工试剂的供应和交付特别相关。

⁴⁴ 通道设备的示例有梯子、脚手架、通道平台和动力通道设备（液压平台）。

维护、校准、定期试验和视察

维护、定期试验和视察

7.29. 由于后处理设施是大型和复杂的设施，应协调和管理维护工作，以确保活动之间的意外交叉不会造成不利的安全后果。这些交叉既可能是两个操作活动之间的也可能是两项维护活动之间的。

7.30. 管理系统应确保对所有维护活动进行评审，以找出可靠性和性能问题的证据。应反复评定高风险、复杂或延长的维护任务，以便汲取经验教训并促进防护和安全的最优化。安全委员会应对最显著的安全重要结构、系统和部件的维护报告以及任何其他重要结论进行例行评审，并考虑其对设施安全的影响。

7.31. 在进行任何维护活动之前，应考虑对工作区进行放射性检查，应在维护期间和恢复使用前进行去污和定期调查。

7.32. 凡是涉及临时改变密封状态和/或屏蔽的维护工作（和任何准备工作），都应事先进行彻底分析，包括任何临时或过渡阶段，以确保污染和剂量是可接受的。分析应尽可能具体说明适当的补充措施和监控要求（见第 7.70 段、第 7.71 段）。

7.33. 在维护期间，应尽可能确保被维护的设备与运行中的电厂或其他有放射性存量设施之间的隔离。

7.34. 应在设备排空和冲洗或去污后尽可能立即进行维护，目的是去除放射性物质，减少辐射风险和污染风险。

7.35. 对于预期剂量或剂量风险较高的维护任务，应考虑提供该区域的实体模式和/或电子模式，或其他培训方法，以提高对任务的熟悉程度，开发运行人员辅助工具，并优化工作技术，包括在可行的情况下开发“备用”工具。

校准

7.36. 设备的准确和及时校准对后处理设施的安全运行至关重要。校准程序和标准应涵盖支持后处理设施的设施和组织使用的设备，如分析实验室、辐射防护设备供应商和试剂供应商。营运组织应确保外部提供或放置的设备始终能被正确地校准。必要时，应提供国家或国际标准要求的可追溯性。

7.37. 应在运行限值和条件中（从安全分析中）规定安全重要仪器仪表（安全重要相关结构、系统和部件的一部分，包括位于分析实验室中的仪器仪表）的校准和定期试验频率。

改造控制

7.38. 后处理设施的管理系统应包括所有改造的标准流程（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 9.35 段）。流程应使用改造控制表或等效的管理工具。营运组织应编写程序导则并提供培训，确保负责人员接受必要的培训和获得授权，确保改造项目得到了认真研究。在安装、调试和运行过程中，应对改造的安全性进行潜在危害评定（例如，与起重机的非例行提升相关的危害）。相关改造的决策应该是保守的。

7.39. 改造控制表应包含（或附加）对改造内容和改造原因的描述。应使用改造控制表来识别改造对所有安全方面（包括程序和应急安排）可能的影响。改造控制表应表明，在改造过程中和改造后都有合适且充分的安全措施来控制潜在的危害，并能够明确识别和评定任何临时或过渡阶段。改造控制表还应识别监管机构修订或更新许可证的任何（潜在）需要。

7.40. 改造控制表应由合格和有经验的人员进行评审和批准，以核实用于证明安全的论据是否适当可靠。如果改造可能对工作人员或公众的辐射照射、对环境或对临界安全产生影响，则这一点应被视为特别重要。安全论证的深度和它们所受到的检查程度应与改造（分级方法）的安全重要性（潜在危害）相称。改造控制表的评审应由安全委员会（或同等委员会）进行，该委员会应具有合适的专业知识并应能够独立评审该提案。应适当记录它们的建议。后处理设施的高级管理人员应授予特定人员批准和控制改造的责任。应定期评审此类授权，并酌情撤销或确认仍然有效。

7.41. 改造控制表还应具体说明因改造而需要更新的文档和培训（例如，培训计划、规范、安全评定、注释、图纸、工程流程图、加工仪器仪表图和运行程序）。

7.42. 应建立文件和培训控制程序，以确保在必要时在改造控制表进行规定：

- 培训已经完成和评定；
- 在改造调试以前，已完成文档变更；
- 文件和培训要求的所有修订（包括剩余的）都在改造后的合理时间内完成。

7.43. 改造控制表应详细说明改造后的系统，在再次宣布完全运行之前，所需的功能检查（调试检查）。

7.44. 应定期评审对设施所作的改造，以确保一些安全意义不大的改造的综合影响不会对设施的整体安全产生无法预见的影响。这应是定期安全评审或同等程序的一部分（或补充的部分）。

7.45. 除非改造控制表中规定的所有要求均已得到确认，且所需数量的运行人员已接受使用（包括维护）方面的培训，否则不得进行影响运行限值和条件或影响安全重要结构、系统和部件的改造。

运行中的临界控制

7.46. 后处理设施的临界安全要求见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.49—9.53 段和附录 IV 第 IV.66—IV.76 段，SSG-27[22]提出的一般性建议。应严格执行控制临界危害的程序和措施。

7.47. 后处理设施中控制临界风险的运行方面应包括以下内容：

- (a) 不折不扣地执行预定的进料计划；
- (b) 时刻观察可能增加临界事故风险条件的意外变化；
- (c) 进行人员培训，培训内容为影响临界的因素以及与避免和控制临界相关的设施程序；
- (d) 慢化材料的管理，特别是氢化材料；

- (e) 质量衡算控制下，易裂变材料转移中的质量管理；
- (f) 用于检测任何导致偏离正常工况突发事件的可靠方法；特别是那些对避免临界有重要意义的参数；
- (g) 对控制临界危害的系统进行定期校准或试验；
- (h) 疏散演习，为临界事故的发生和/或启动临界警报做好准备。

7.48. 对于每个后处理循环，在开始向溶解器进料之前，应检查临界警报参数的设置，并在必要时根据本次循环的进料计划进行更改。燃料进料计划应尽可能得到正确的燃料监控工具和行政控制的支持，以确认燃料特征符合进料计划。所有用于进料计划计算的软件都应经过适当的验证和核实。

7.49. 在临界安全分析中使用名义燃耗时，需要进行适当的燃耗测量，并应注意考虑相关测量的不确定性；见本“安全导则”第 4.114 段和第 7.22 段。

7.50. 在化学循环中，应特别注意控制和监控易裂变材料浓缩或可能产生浓缩的加工阶段（例如蒸发、液-液萃取或沉淀或结晶等其他手段）。后处理设施的一个特定问题是铀聚合物的产生，可能在高铀和低酸浓度条件下的溶液中水解生成。这可能会导致铀沉淀和局部高浓度（在接触器阶段），结果是铀留在接触器中和/或铀流失到铀产品流或废物流中，从而影响临界性和/或内部剂量。

7.51. 如果安全分析发现以下问题，应在设施程序中予以解决：

- (a) 隔离，通常利用水管和其他试剂清洗管线上的断开或锁定设备；
- (b) 正常和允许的裂变产物浓度；
- (c) 进料设定和试剂（溶剂和水剂）流量的控制；
- (d) 根据设施流程（技术基础）对裂变溶液进行调整（例如通过加热或冷却）。

这些要求应在用在监控进料和溶液的仪器仪表上进行警报设置。

7.52. 如果易裂变材料的特征有任何不确定性，则易裂变材料含量和同位素组成等参数应使用保守值。特别是在不同循环间歇期间进行维护工作时，来自不同循环的材料和残留物可能发生混合，会导致特殊情况的出现。

7.53. 在某些情况下，由于临界规避的要求和保守决策，根据运行限值和条件，会中断易裂变材料的转移，应对此进行评定并安排回收计划。分离过程中试剂进料的损失就是这种情况的一个例子。应尽可能预期、评定所有此类情况，并将其列入适当程序，包括逐步恢复程序，以使设施恢复到安全和稳定的状态。无论如何，关键工作人员应参与所有此类决策，并应随后分析事件以获得反馈和学习。

辐射防护

7.54. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.36—9.45 段和附录 IV 第 IV.77 段、第 IV.78 段和 GSR Part 3[7]规定了运行中的辐射防护要求；GSG-7[8]提出了建议。营运组织应制定一项防护和安全最优化的政策，并确保剂量低于国家剂量限值，并处于营运组织设定的任何剂量约束范围内。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防护手段，尽量减少辐射照射。

7.55. 职业辐射防护计划应考虑到后处理设施的辐照的巨大存量、来源的多样性、复杂性和规模。

7.56. 职业辐射防护计划应包括检测设备（如管道、容器、滴盘和过滤器）或房间（如污染沉积物和空气传播活动增加）辐射状况变化（如热点、辐射或污染水平缓慢增加或减少）的规定；包括借助监控流出物或环境监控方式。它还应保证迅速界定问题，识别并执行及时的纠正和/或缓解行动。

7.57. 为辐射防护目的，对后处理设施厂房内外的 workplaces 监控应辅之以训练有素的人员进行的定期例行监控。在实际可行的情况下，应安排对整个后处理设施进行定期工作场所监控。应特别注意关于异常放射性水平或异常工况的记录、标签或张贴（必要时）、评价和报告。工作场所监控的频率应与个别地区辐射或污染的相对风险相关。辐射防护人员应考虑基于易识别的边界为每个设施区指定监控频率。在报告调查结果时，应考虑使用该地区或设备的照片或图纸。

7.58. 辐射防护人员应参与与辐照最小化要求的应用（例如及早发现和减轻热点）和适当的清洁管理（例如废物分隔、包装和去除）相关的决策过程。

辐射防护

7.59. 在包括维护在内的运行期间，应提供内部和外部照射防护。为了限制照射时间，应使用额外的屏蔽和远程操作以及使用模拟设备，以最大限度地减少照射时间和照射率，并最大限度地降低风险。如有必要，还可以进行人员培训并对复杂或高剂量任务进行优化。

7.60. 设施内应保持高标准的内务管理。应使用不会造成空气传播污染的清洁技术。维护或类似干预措施产生的废物应按类型（例如处置路径）进行分类，及时收集并酌情送至临时贮存或处置。⁴⁵

7.61. 应定期对设施区域和设备进行污染调查，以确认设施清洁计划是否充分。应在辐射或污染程度增加后立即进行调查。进行额外的清洁和提供额外的屏蔽可能会导致额外的辐射照射，这些辐射照射应与常规运行的正常照射相平衡。

7.62. 为了协助运行人员评定所有任务的风险并确定例行污染或辐射调查（轮次）的频率，应考虑为设施区域指定一个污染和/或辐射分类。分配的等级应首先根据设施设计中使用的分类，必要时应根据辐射防护人员的建议制定。应定期检查和调整这种污染区及其之间的边界，以满足目前的条件或采取其他行动。应进行持续的空气监控，以提醒设施运行人员，是否空气中放射性物质的含量超过预先确定的行动水平。应将活动级别设置为尽可能接近该区域的正常级别。应在污染源附近和必要时在污染区边界使用移动式空气取样器，例如在维护或其他运行期间，当有污染扩散的危害时。应根据气载高放物质的读数立即进行调查。

7.63. 应划定新确定的污染区，并根据设施程序的要求提供适当的标识和屏障。应使用临时密封措施以适应更高水平的污染（例如，在入口点进行污染检查的临时围栏和专用的局部通风系统）。应保持对此类污染区、屏障物和围栏的登记和记录。

⁴⁵ 允许废物（包括怀疑含有放射性物质的工业废物）在工作场所累积，直接或间接地阻碍了工作进展，从而增加了工作人员的剂量。这可能造成延误，并使（新的）污染源，特别是空气传播的污染源的识别复杂化。它还可导致提高去污行动水平（由于辐射本底水平的增加）。

7.64. 临时污染区登记册应由适当级别的管理人员定期评审。目标应当是通过去污或在可能的情况下通过消除根源来减少临时污染区的数量，这些根本原因可能导致对设施或其程序的修改。

7.65. 运行人员、辐射防护人员、维护人员和高级管理人员之间应建立并保持良好的沟通，以保证可以及时采取纠正行动。

7.66. 每个人都应经过培训，以便在运行状态下保持正确的行为，例如，关于一般要求和局部辐射防护要求的培训。

7.67. 每个人都应经过培训，以便正确使用剂量计和个人防护设备（如铅手套和围裙），包括穿衣和脱衣，并进行自我监控。个人防护设备应保持完好，定期视察并随时可用。

7.68. 应检查人员和设备是否受到污染，必要时应在人员和设备离开污染区之前进行去污。

7.69. 应仔细考虑放射性危害和工业危害（如缺氧、热应激）的可能组合。应特别注意与使用个人防护设备，特别是空气输送系统相关的风险和利益之间的平衡。

介入性维护

7.70. 介入性维护⁴⁶被认为是后处理设施中的正常或经常性现象。这类工作的程序应包括：

- (a) 在工作开始前，评价所有工作人员（包括去污工作人员）的预期剂量；
- (b) 为尽量减少所有工作人员的个人和集体剂量而开展的准备活动，包括：
 - 识别介入性维护带来的特定风险；
 - 尽量减少辐射源（存量）的操作，例如冲洗和漂洗加工部分；
 - 实体模式、远程操作设备、附加屏蔽或个人防护设备、监控设备和剂量计的使用计划；

⁴⁶ 介入性维护是指涉及屏蔽的显著减少、静态包容的破坏或动态包容的显著减少或这些因素的组合的维护。

- 工作许可范围内，识别并确定相关程序，包括满足个人和全体工作人员防护要求的程序，如个人防护设备、监控设备和剂量计，以及时间和剂量限值；
- (c) 工作期间的剂量测量：
 - 如果剂量（或剂量率）明显高于预期，应考虑撤出人员重新评定工作。
- (d) 使用经验反馈来确定可能的改进：
 - 对于延期的维护活动，应对正在进行的任务进行经验反馈。

7.71. 在处理以下方面问题时，相关程序应根据风险水平⁴⁷制定：

- (a) 在创建包括工作区的临时受控区域时，根据评定的风险，必要时可包括：
 - 一个密封的舱室⁴⁸，带有临时通风系统，可将舱室的气体过滤和/或排放至设施的通风系统；
 - 配置适当增加的辐射污染以及气载污染监控器。
- (b) 应在入口处提供指定的个人防护设备（如呼吸器、防护服），以便在放射性物质排放时使用。
- (c) 根据评定的风险，工作场所应配备一名经过专门培训的人员，通常是辐射防护人员，以监控辐射状况和其他与安全相关的状况；如果出现不可接受的危害（例如，如果使用空气输送设备，出现缺氧情况），该人员应有权中止工作并撤离人员。这名专职人员还应协助维护人员穿戴、脱下和监控个人防护设备。

作为维护或改造活动的一部分，当要减少或移出正常的包容屏障时，这些建议是适用的。

⁴⁷ 风险水平难以确定（例如，新任务或初始中断故障发生后的包容），根据危害评定和运行经验，采取的预防措施在开始时应谨慎，直到可以根据新的数据评审风险评定。

⁴⁸ 舱室是一种（通常是临时的）静态屏障（包容）与具有适当进入设施的动态屏障（通风）相结合的组合，将工作区完全封闭（包紧），并在实际可行的情况下密封在局部表面（墙壁、地板等）上，以限制和尽量减少污染的扩散。在可能的情况下，舱室应采用模块化设计，外层为坚硬或重型塑料“外壳”（耐损坏），内层为重量更轻（更薄）、易于排出污染的外壳，以便最大限度地回收和再利用，并将废物量降至最低。在一些国家，内层皮肤被称为“帐篷”或“塑料棚”。

职业照射的监控

7.72. 应对辐射和污染的测量做出明确规定，以确保控制个人剂量的运行限值 and 监管要求保持一致。只要需要，应提供仪器仪表，以便在正常运行和事故工况下迅速、可靠和准确地显示气载辐射和直接辐射。

7.73. 工作人员的剂量应事先估算，并在工作活动期间，通过合理布置的设备和/或个人剂量计（最好是警报的），进行监控。

7.74. 工作场所监控的程度和类型应与预期的气载活度水平、污染和辐射类型以及这些类型潜在的变化相对应。

7.75. 必须使用个人剂量计，并在可能的情况下设置累积剂量和剂量率警报。

7.76. 个人剂量计以及移动式辐射探测器的选择和使用要适应预期辐射能谱（ α 、 β 个人剂量计或中子）和放射性物质的物理状态（固态、液态和/或气态）。

7.77. 必要时，用于监控后处理设施的局部剂量率和个人剂量以及气载活度的设备应包括：

- (a) 薄膜剂量计、固体示踪探测器或电子 β 膜剂量计和中子剂量计、临界“锁”或带、TLD（热释光剂量计）和铀箔临界事件探测器；
- (b) TLD 肢体剂量计（例如，测量手指的剂量）；
- (c) 移动气载活度监视器，可以即时本地警报（用于维护工作区、帐篷和临时密封舱及气间）；
- (d) 低级别监控的移动式空气取样器。

7.78. 评定内照射所致剂量的方法应以体内和体外监控为基础，辅之以及及时收集工作场所空气采样数据，并结合工作人员在职期间数据。必要时，固定探测器与个人剂量之间的关系应通过在取样计划中使用个人空气取样器来核实，最好是在有限的时间内。

7.79. 如果在一个房间或区域发现异常辐射或污染，应立即对在该区域的工作人员进行检查，并根据检查结果进行适当的去污或医疗干预。此类干预的详细要求不在本“安全导则”的范围内。

7.80. 除个人监控和工作场所监控外，还应根据国家法规进行例行体内监控和生物取样。必要时，在监控计划中应考虑到危害化学品的影响和放射性影响。

7.81. 关于职业辐射防护和对内、外辐射照射评定的进一步指导，见 GSG-7[8]。

消防安全、化学安全和工业安全管理

7.82. 由于后处理设施的规模和复杂性、所处理和贮存的材料性质以及所使用的加工，火灾或暴露于化学品的伤害和其他工业危害的可能性对于后处理设施来说是很大的。

7.83. 在后处理设施中确认的常规非核危害清单很广泛，可包括以下内容：

- (a) 加工中或贮存中的常规危害化学品；
- (b) 电气施工；
- (c) 火灾和爆炸；
- (d) 过热的水和蒸汽；
- (e) 窒息；
- (f) 空载；
- (g) 从高处工作地点坠落；
- (h) 噪音；
- (i) 灰尘。

化学品危害

7.84. 后处理设施的设计和运行应保护工作人员免受与使用强酸和危害化学品相关的危害。应特别注意高温下的所有加工，以及在萃取阶段使用有机溶剂的危害。

7.85. 在后处理设施和分析实验室中，应通过书面程序控制化学试剂的使用，以防止爆炸、火灾、毒性和危害的化学相互作用。这些程序应确定授权使用化学品的性质和数量。必要时，应规定并提供眼睛保护和局部通风。应考虑是否需要呼吸器、处理化学品溢漏的设备以及化学品紧急情况下的适当防护服。

7.86. 化学品应贮存在通风良好的地点或加工实验室外的专用安全贮存区中，最好是低占用率区域。用于贮存化学品的容器应明确标明，包括化学品构成的潜在危害。

7.87. 所有工作人员都应知道现存化学品的危害。运行人员应接受与加工化学品相关的危害方面的适当培训，以便充分识别和应对可能导致化学品事故的问题。

7.88. 按照国家法规的要求，应制定一项健康监视计划，对可能接触有害化学品的工作人员的健康状况进行例行监控。

火灾和爆炸危害

7.89. 后处理设施使用了大量的易燃、易爆和强氧化性材料（如萃取阶段使用的一些有机溶剂，整个过程使用的硝酸和其他材料及试剂）。需要对应急系统和计划进行合理的维护，以防止、减少和检测与此类材料相关的危害，同时要定期进行训练，确保对任何事件都能作出快速响应并尽量减少其影响。

7.90. 为了最大限度地减少自燃金属（锆或铀颗粒）的火灾危害，应按照程序对剪切热室和此类材料可能累积的其他地点进行监控、定期检查和清理。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）。

7.91. 应特别注意含易裂变材料区域火灾的消防程序和培训，防止临界并阻止所有临界安全裕度不可接受的降低。

7.92. 工作许可和设施程序及说明应对火灾的潜在放射性后果进行充分评定，包括含有潜在火源（如焊接）的活动，并在必要时提供检查表进行检查。说明还应规定开展此类工作所需的预防措施。

7.93. 应严格防止和控制废物材料累积（包括污染物和“清洁”材料），以最大限度地减少后处理设施所有区域的火灾负载（火灾可能性）。废弃物累积监查应是各级人员所有例行视察和监视活动的一个重要内容。专业消防安全的定期视察应是监查计划的一部分。

7.94. 为确保消防系统的效率和可运行性，应执行适当的程序、培训和演习，包括以下内容：

- (a) 定期试验、视察和维护与防火系统相关的设备（火灾探测器、灭火器和防火阀）；
- (b) 消防员的通常和详细（特定地点）指令和相关培训；
- (c) 消防计划；
- (d) 消防演习，包括场外应急服务的参与；
- (e) 培训运行人员和应急小组。

放射性废物管理

7.95. 营运组织应制定放射性废物管理策略（见第 4.147—4.155 段）。应根据待处理废物的类型以及国家废物管理政策和战略，在后处理设施的现场实施该策略。

7.96. 尽量减少废物应是后处理设施管理人员和工作人员的一个重要目标。作为管理系统的一部分，应制定一个完整废物管理计划和支持程序，并认真执行、定期评审和及时更新。所有设施人员都应接受废物管理层次（即：消除、减少、再利用、再循环和处置）、废物管理计划要求和相关程序方面的培训。应制定废物的最小化目标并和定期评审，并建立一个持续改进的制度（尽量减少废物量和与所开展工作相关的废物活动）（见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 9.54—9.56 段）。

7.97. 所有废物都必须按照预先制定的标准和国家废物分类计划进行处理和贮存。除了处置计划和现有处置设施外，废物管理必须考虑现场和场外的贮存能力。应尽一切努力尽可能全面地确定废物的表征，特别是在没有公认的处置路线的情况下确定废物的表征。在处置设施投入运行的情况下，废物表征确定应确保可以证明与废物接收要求保持一致。确定废物表征的可用信息必须保存在安全和可利用的档案中（见 NS-R-5（Rev.1）[1]附录 IV 第 IV.80 段和第 IV.82 段）。

7.98. 运行操作的安排应避免产生放射性废物，或将产生的放射性废物减至最低限度（减少二次废物的产生，并对材料进行再利用、再循环和去污）。应监控放射性废物产生的趋势，并证明所采取的减少废物和尽量减少废物的措施的有效性。应尽可能减少进入热室、屏蔽箱和手套箱的设备、工具和消耗品。

7.99. 在实际可行的情况下，应尽量减少放射性废物在现场的累积。所有累积的废物都应贮存在专门的贮存设施中，这些设施的设计和运行标准应与后处理设施本身的标准相当。

7.100. 后处理设施产生的任何废物都应具有物理、化学和辐射表征，以便对其进行最佳管理，即适当的预处理、处理、整型以及选择或确定临时贮存或处置路线。废物管理应尽可能确保所有废物都符合现有临时贮存和/或处置路线的规范。应特别注意分类处理含有易裂变材料的废物，并确保这类废物的临界安全。

7.101. 应考虑根据固体废物的来源加以分类，这可以表明其潜在的放射性“指纹”⁴⁹，从而可以提供关于处理、贮存和处置路线的信息。放射性指纹，连同快速、有限的本地辐射测量（如总 β 从而可以放射性），应作为废物产生地点的排列标准。这允许快速分离废物和选择适当的废物处理技术。废物的初始处理和随后的详细表征，以及在专用的废物处理区域对废物进行分类与防护和安全的最优化密切相关。应尽可能使用遥控或自动设备。

7.102. 废物的收集和进一步处理（即预处理、处理和整备）需要按照预先制定的标准进行组织，并应规定程序，以满足既定或计划的贮存和处置路线的要求。

7.103. 应采用设施去污方法，尽量减少初级和次级废物的产生，并便利废物的后续处理，例如确保去污化学品与现有废物处理路径的兼容性。

⁴⁹ 放射性指纹是放射性核素及其比值的混合物，是废物的表征。放射性指纹可根据在该地区处理过的材料估算，然后在设施初始运行期间加以确认。

7.104. 在合理可行的范围内，应使用去污方法以减少和（或）尽量减少对环境的影响，并最大限度地回收核材料。 α 污染物（如钚）的去污应在经济上可行的情况下尽可能完成，以减少和/或最少化长寿命辐射源对环境的影响，前提是去污废物流有回收路径。

7.105. 应按照国家法规规定废物解控程序。应尽可能充分利用这些程序，以尽量减少运往有效处置路径的材料数量，从而尽量减少必要处置设施的规模。

7.106. 应根据管理系统（见 GS-G-3.3[31]）收集、记录和保存现在和将来安全管理和最终处置放射性废物所需的资料。

污水处理

7.107. 后处理设施通常有若干排放点，这些排放点分别或共同对应于特定的授权排放。营运组织应建立适当的管理结构，以运行和控制每个排放点以及总体排放。

7.108. 对于后处理设施，应尽可能在排放前测量排放流，如果不是，则在排放点实时测量排放流。使用时，取样设备和程序提供具有代表性和及时性结果，以说明向环境排放的实际流量或批量。

7.109. 营运组织应确保所有排放都是最小化的，并落在授权限值内。相关人员应有权，在有理由相信可能无法实现这些目标时，出于安全考虑关闭加工和设施。

7.110. 营运组织应制定一份绩效指标清单，以协助监控和评审最小化排放的计划。这些指标应与最高上限相关，例如向环境排放的每月目标。

7.111. 应使用污水排放数据和与国家监管部门协商一致的标准模式，定期评定对公众（代表）的影响。可能还需要进行环境监控，以核实排放物和所有排放物对公众和周围地区的影响，辨识所有的趋势，并评定公众的总辐照量。

气体排放

7.112. 放射性气体应通过专用废气处理系统和高效空气过滤器进行处置。

7.113. 更换滤清器后应核实更换流程，以确保滤清器正确入位。应检验更换后的过滤器，以确保它们（至少）能达到安全分析中使用或假定的排出效率。

7.114. 累积排放前最后阶段的过滤效率（或安全分析的其他要求）应按照运行限值和条件中的定义进行试验。

液体排放

7.115. 从后处理设施现场收集的所有必须排放到环境中的液体（如厂房附近的地表水和地下水以及加工废水）都应按照授权进行评定和管理。

7.116. 液体污水系统（即收集和排放管道系统、临时贮存（如有））应正确运行，其有效性应作为后处理设施的一部分予以管理。

7.117. 后处理设施的液体排放许可通常规定每年特定放射性核素的数量，并在必要时说明流出物的物理和化学特征。它们还可规定进一步的条件，以尽量减少对环境的影响，例如在涨潮时或在最小河流流量以上排放。应按运行程序执行，以满足环境许可的要求。

7.118. 在后处理设施的设计允许的情况下，后处理设施的运作方式应考虑到分批排放，以便在排放前通过取样和及时分析核实必要的参数。

应急准备和响应

7.119. 后处理设施的规模、复杂性和潜在危害的程度意味着，应急准备的准备工作（在发生意外泄漏时保护工作人员、公众和环境）以及应急计划的维持和更新是十分重要的。这些要求见 NS-R-5（Rev.1）[1]第 9.62—9.67 段和 GSR Part 7[11]，相关建议见 GS-G-2.1[32]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》[36]。本“安全导则”第 4.161—4.167 段对这些标准作了详细阐述，因为这些标准在实际运行开始之前就已开始应用。

7.120. 营运组织必须定期进行应急演习，其中一些演习应涉及场外资源⁵⁰，以检查应急安排的充分性，包括现场和场外人员以及服务（包括通信）的培训和准备情况。

7.121. 应急计划需要定期评审和更新（详 GSR Part 7[11]和 GS-G-2.1[32]），同时应考虑从设施和类似设施的运行经验中吸取的所有经验教训，包括来自应急演习、改造、定期的安全评审的经验反馈、以及新知识和监管要求的变化。

8. 退役准备

8.1. WS-G-2.4[24]根据 GSR Part 6[23]要求提出了核燃料循环设施退役的建议，其中包括：

- (a) 初始退役策略需要根据国家放射性废物管理政策加以选择。
- (b) 退役策略、退役计划和支持性的安全评定（适用于退役策略和计划的开发阶段）需要在设计阶段的尽早制定。
- (c) 退役工作应通过设施设计、退役策略和计划以及安全评定的反复迭代实现防护和安全的最优化。
- (d) 退役工作的执行需要识别和安排充足的财务资源，包括管理退役自身产生的放射性废物。

8.2. 考虑到新的信息和新技术出现，在后处理设施的整个调试和运行阶段，都应定期评审和更新所制定的退役计划和安全评定（见 GSR Part 6[23]要求 8 和 10），以确保：

- (a) （更新的）退役计划是现实的，可以安全地执行。
- (b) 必要时，新的规定和准备更有助于充足的资源安排和更高的可用率。
- (c) 预计的放射性废物与现有的（或计划的）临时贮存能力以及现有处置计划中的运输和处理能力相一致。

⁵⁰ 即使是小型设施，也可能需要场外资源，以使公众放心，并对本地的活动作出现场响应。

8.3. 后处理设施的选址、设计、建造和运行（维护和改造）应尽可能为设施的最终退役提供便利。由于后处理设施的规模、复杂性以及在运行和退役过程中产生的各种废物，应特别注意在后处理设施的整个寿期内处理以下方面的问题：

- (a) 方便退役的设计特点（例如，尽量减少污染物贯穿厂房的措施和已安装的去污设施）；
- (b) 防止污染扩散的物理方法和流程；
- (c) 在提请对设施进行改造和对设施进行试验时，要考虑对退役工作的影响；
- (d) 识别设施设计的实际变化，以方便或加速退役；
- (e) 应对设施生命周期所有阶段的所有重要活动和事件进行全面记录，以安全和易于检索的形式存档，并以记录、逻辑和一致的方式编写索引；
- (f) 尽量减少退役期间放射性废物的最终产生。

8.4. 对于永久关闭或突然关闭（例如，由于严重的加工故障或事故）后处理设施，GSR Part 6[23]规定了有意延迟退役的一般要求，包括需要修订的退役策略、退役计划和安全评定。

8.5. 在计划关闭或非计划关闭之间以及退役开始之前的所有时间内，应落实安全措施，将后处理设施保持在安全和稳定的状态，包括采取措施防止临界、污染扩散和火灾，并保持适当的辐射监控。应考虑是否有必要修订设施在关闭状态下的安全评定。还应考虑采用知识管理方法，以持久和可检索的形式保留运行人员的知识和经验。在实际可行的情况下，应在后处理设施进入长期关闭状态之前，将危害和腐蚀性材料从加工设备移至安全的贮存地点。

参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《核燃料循环设施的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-5 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。（修订版编写中）
- [2] 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）。
- [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《安全的领导和管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [5] 国际原子能机构《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）。
- [6] 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）。
- [7] 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）。
- [8] 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（修订版编写中）。
- [9] 国际原子能机构《国际原子能机构核安全和辐射防护安全术语》（2007 年版），国际原子能机构，维也纳（2007 年）。
- [10] 国际原子能机构《核电厂安全：设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。

- [11] 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）。
- [12] 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）。
- [13] 国际原子能机构《放射性流出物排入环境的监管控制》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-2.3 号，国际原子能机构，维也纳（2000 年）。（修订版编写中）
- [14] 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 NS-R-3（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [15] 国际原子能机构《核装置场址评价中地震危害》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-9 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [16] 国际原子能机构、世界气象组织，《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）。
- [17] 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）。
- [18] 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）。
- [19] 国际原子能机构《核电厂放射性物质在空气和水中的扩散与场址评价中人口分布的考虑》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.2 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。（修订版编写中）
- [20] 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）。

- [21] 国际原子能机构《放射性物质和相关设施的核安保建议》，国际原子能机构《核安保丛书》第 14 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [22] 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 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [23] 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）。
- [24] 国际原子能机构《核燃料循环设施退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-2.4 号，国际原子能机构，维也纳（2001 年）。（修订版编写中）
- [25] 国际原子能机构、联合国环境规划署、联合国工业发展组织、世界卫生组织，《制造和相关行业重大事故的风险分类和优先级手册》，国际原子能机构《技术文件》第 727 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（1996 年）。
- [26] 国际原子能机构、联合国环境规划署、联合国工业发展组织、世界卫生组织，《大型工业区综合风险评定与管理导则》，国际原子能机构《技术文件》第 994 号，国际原子能机构，维也纳（1998 年）。
- [27] 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）。
- [28] 欧洲原子能联营、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、国际海事组织、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，《基本安全原则》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [29] 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）。
- [30] 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）。

- [31] 国际原子能机构《放射性废物的处理、操作和贮存管理系统》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.3 号，国际原子能机构，维也纳（2008 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、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）。
- [33] 国际原子能机构《制定应对核或辐射应急安排方法》，EPR-方法（2003 年），国际原子能机构，维也纳（2003 年）。
- [34] 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）。
- [35] 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）。
- [36] 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）。

附件 I

后处理设施的主要加工过程

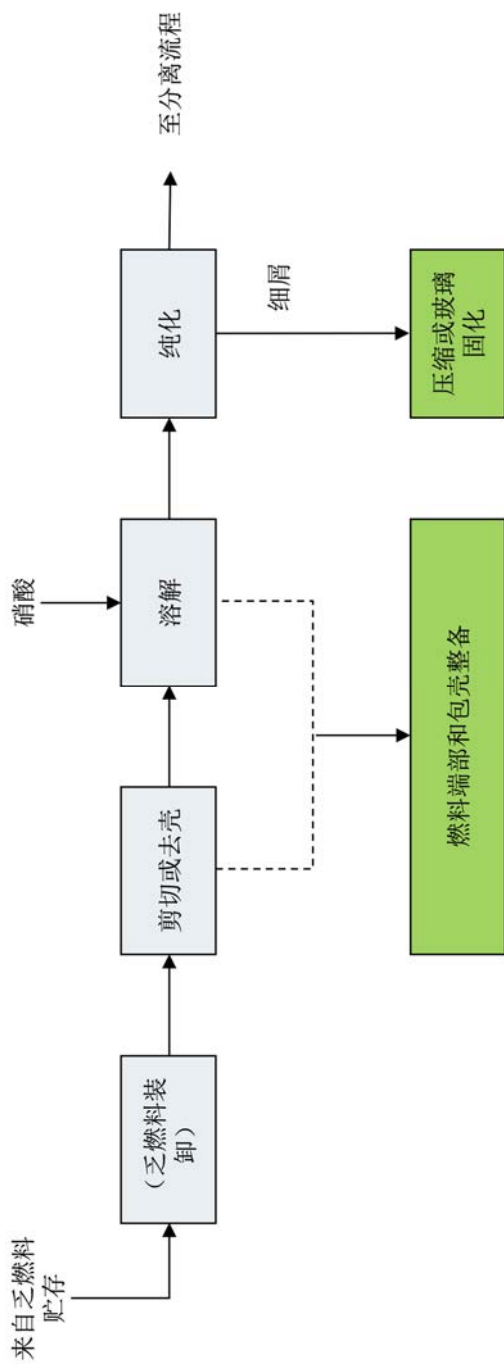


图 I-1. 后处理厂前端主要工艺流程图。

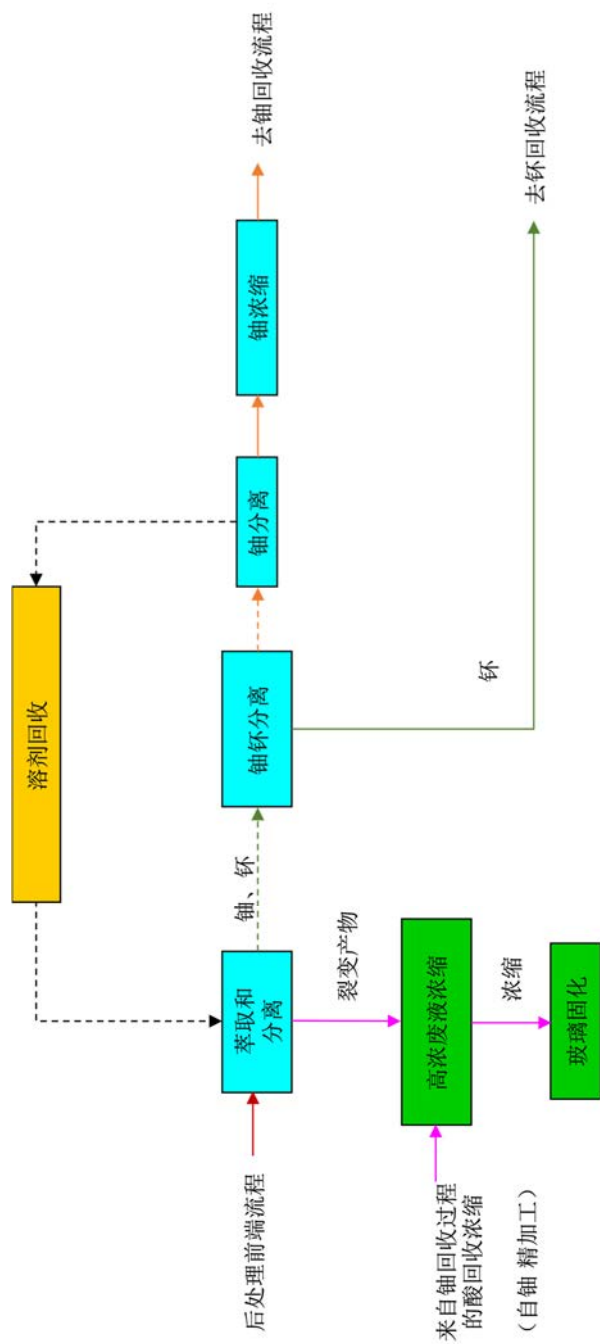


图 I-2. 后处理厂铀钚分离流程。

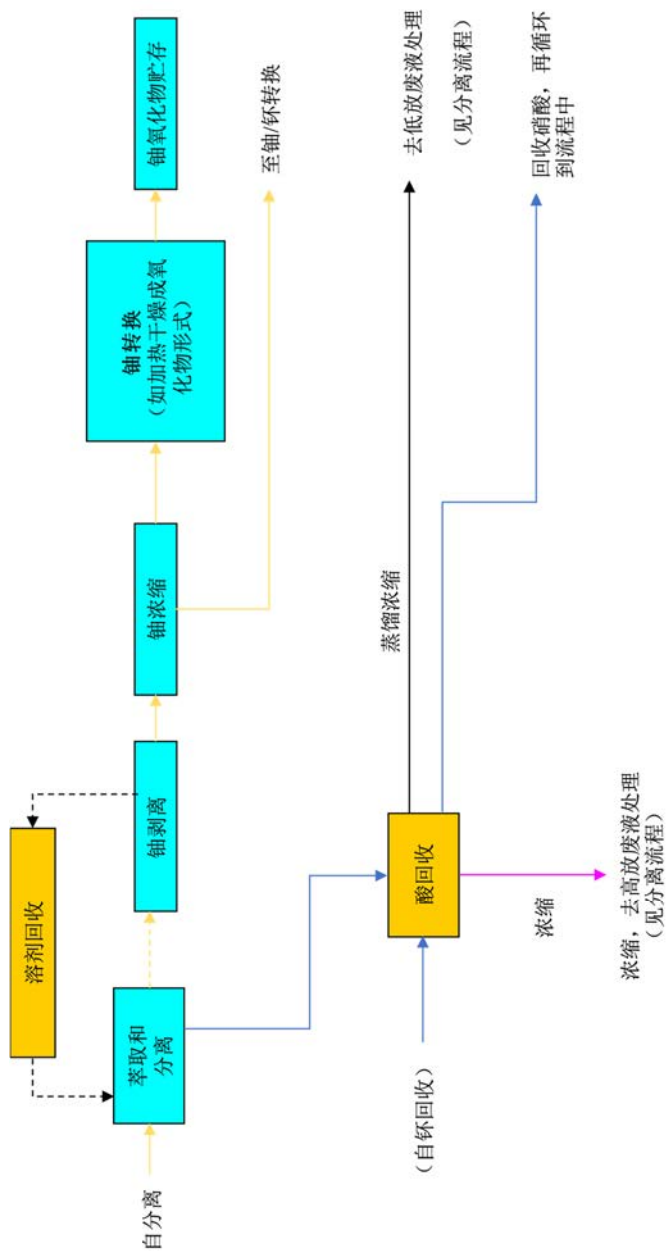


图 I-3. 后处理厂铀回收流程。

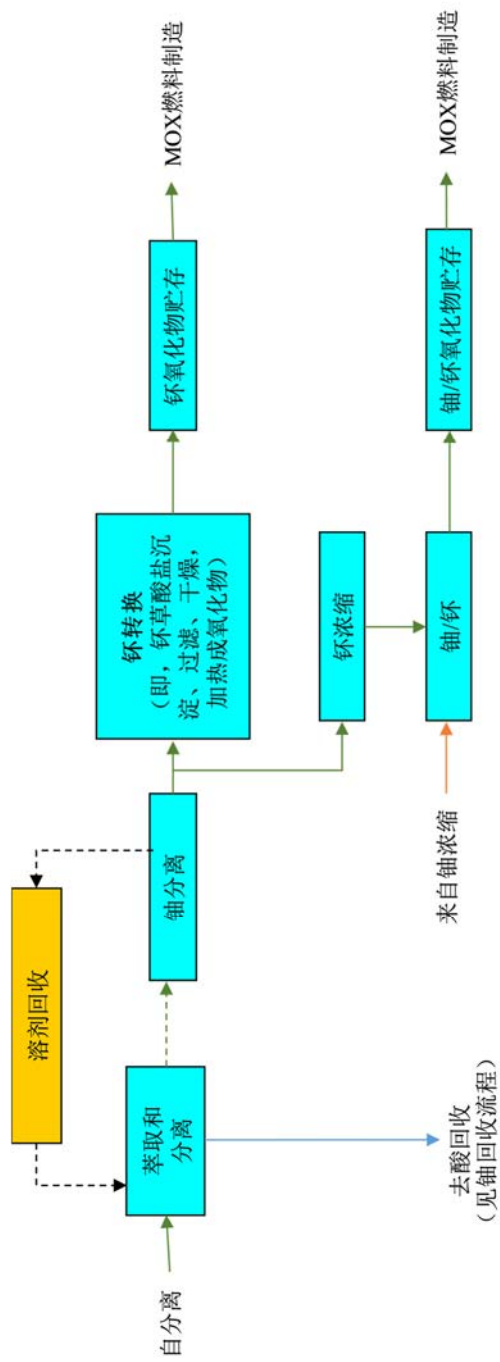


图 I-4. 后处理厂的钚回收流程。

附件 II

安全重要的结构、系统和部件

在后处理设施中可能对安全功能构成挑战的参数、运行限值和条件的示例：

主要安全功能级别：(1) 防止临界；

(2) 放射性物质的密封：

(2(a)). 屏障的完整性；

(2(b)). 冷却和排除衰变热；

(2(c)). 防止辐射分解和产生其他危害的爆炸物或易燃材料。

(3) 外照射防护

表 II-1. 后处理厂前端主要加工流程（见流程图 I-1）

加工分区	安全重要结构、系统和部件	关注事件	安全功能影响级别	受控参数的定义，运行限值和条件
装料	摄像机、探测器 乏燃料燃料测量系统	加工流程的关注事件 临界事故	1、2 和 3 1	燃料组件的识别，装料计划 燃料消耗值
剪断和去壳	剪断机器	金属锆火灾 临界事故	2c 1	剪断机器的清理（防止金属锆累积）
燃料溶解	见加工分区“容器” 溶液的温度，密度、酸度的测量系统 溶液中子毒物控制系统（如果有要求）	临界事故 临界事故	2 1 1	温度、密度、酸度 中子毒物的浓度
纯化	见加工分区“容器” 分析测量系统 过滤和离心清洗系统	最终贮存容器中的临界事故 放射性物质的潜在排放	3 1 2b	氢/钚比率 清洗系统的参数

表 II-1. 后处理厂前端主要加工流程（见流程图 I-1）（续）

加工分区	安全重要结构、系统和部件	关注事件	安全功能影响级别	受控参数的定义，运行限值 and 条件
燃料组件外壳和端部情况检查	易裂变材料在燃料外壳含量的测量系统	外壳检查设施不接受	1	残余裂变产物
	包含放射性溶液的容器	活度溶液泄漏	2a	泄漏检测（水位测量以及房间和舱室漏水收集盘，污染物收集桶等的放射性采样与测量）
	冷却水供应系统（如有）	过热/沸腾/结晶/腐蚀	2b	冷却水流量，活度溶液温度
	供热系统	过热/沸腾/结晶/腐蚀	2a、2b、2c	加热液态流量，活度溶液温度
容器	放射性气体稀释系统（如有）	氢气爆炸	2c	稀释气体的流量
	水位测量系统	溢流	2a	泄漏（对下游加工系统的注入）
	压力测量系统（如有必要） 与临界相关的参数测量系统（如有必要）	容器故障 临界事故	2a 1	泄漏 专有运行限值和条件

表 II-2. 后处理厂铀钚分离流程（见流程图 I-2）

加工分区	安全重要结构、系统和部件	关注事件	安全功能影响级别	受控参数的定义，运行限值和条件
萃取与分离	见容器加工分区		3	
	温度控制系统	火灾（有机材料）	2a	混合床和澄清设备中的溶液温度
	有机物含量测量系统	在下游加工过程中丧失保护	2a	稀释/溶解率
	化学试剂投料系统	钚与裂变产物的泄漏	1	试剂流量
铀钚分离	温度控制系统	火灾（有机材料）	2a	混合床和澄清设备中的溶液温度
	有机物含量测量系统	在下游加工过程中丧失保护	2a	稀释/溶解率
	化学试剂投料系统	钚与铀的泄漏	1	试剂流量
	混合床中的中子测量系统	临界事故（防止）	1	中子测量应于最大尺寸方向布置
	临界事故监控系统	临界事故（缓解）	1	临界警报系统

表 II-2. 后处理厂铀钚分离流程（见流程图 I-2）（续）

加工分区	安全重要结构、系统和部件	关注事件	安全功能影响级别	受控参数的定义，运行限值和条件
铀的剥离和浓缩	温度控制系统	爆炸（红油）	2c	温度
	加工参数控制系统	爆炸（红油）	2c	管理行为
溶剂回收	温度控制系统	爆炸（联氨）、火灾（有机物）	2c	温度
	分析测量系统	爆炸（联氨）、火灾（有机物）	2c、2a	管理行为
高放废液浓缩	见表 II-1 容器加工分区		3	
	温度控制系统	爆炸（红油）	2c	温度
	硝酸盐去除控制系统	超压	2c	管理行为

表 II-3. 后处理厂铀回收流程（见流程图 I-3）

加工分区	安全重要结构、系统和部件	关注事件	安全功能影响级别	受控参数的定义，运行限值和条件
铀萃取与分离	温度控制系统	火灾（有机物）	2a	温度
	加工参数控制系统	火灾（有机物）	2a	管理行为
铀剥离	温度控制系统	火灾（有机物）	2a	温度
	加工参数控制系统	火灾（有机物）	2a	管理行为
铀浓缩	温度控制系统	爆炸（红油）	2c	温度
	加工参数控制系统	爆炸（红油）	2c	管理行为
铀氧化物贮存	见表 II-1 容器加工分区		3	
	见表 II-1 容器加工分区		3	
溶剂回收	温度控制系统	火灾（有机物）	2a	温度
	分析测量系统	火灾（有机物）	2a	管理行为
酸回收	温度控制系统	爆炸（红油）	2c	温度
	加工参数控制系统	爆炸（红油）	2c	管理行为

表 II-4. 后处理厂钚回收流程（见流程图 I-4）

加工分区	安全重要结构、系统和部件	关注事件	安全功能影响级别	受控参数的定义，运行限值 and 条件
钚萃取/分离/剥离	见表 II-1 容器加工分区 温度控制系统 加工参数控制系统	火灾（有机物） 火灾（有机物）	1、3 2a 2a	温度 管理行为
钚浓缩	加工参数控制系统	临界事故	1	
钚转换	加工参数控制系统	临界事故	1	温度
钚氧化物贮存	钚贮存温度控制系统	潜在放射性排放	2a	温度、通风流量
	贮存格架	临界事故	1	几何构型（设计，调试）
溶剂回收	温度控制系统	火灾（有机物）	2a	温度
	分析测量系统	火灾（有机物）	2a	管理行为

参与起草和审订人员

Carr, V.	国际原子能机构
Diaz Toro, D.	美国核管制委员会
Dubac, J.	法国阿海珐
Gater, R.	国际原子能机构
Giitter, J.G.	美国核管制委员会
Gordon, I.	英国塞拉菲尔德有限公司
Kurashige, T.	日本核能安全组织
Magruder, S.	美国核管制委员会
Marc, A.	法国兴业银行新技术
Nepeypivo, M.	俄罗斯联邦核与辐射安全科学与工程中心
Nocture, P.	国际原子能机构
Ueda, Y.	日本核能安全组织

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