

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核燃料循环研发设施 的安全

特定安全导则

第 SSG-43 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。

核燃料循环研发设施的安全

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
科威特
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-43 号

核燃料循环研发设施的安全

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

核燃料循环研发设施的安全

国际原子能机构，奥地利，2024 年 2 月
STI/PUB/1745
ISBN 978-92-0-505823-8（简装书：碱性纸）
978-92-0-505723-1（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的目的。安全措施和安保措施的制订和执行必须统筹兼顾，以便安保措施不损害安全，以及安全措施不损害安保。

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



图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

原子能机构安全标准的适用

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准的制定过程

编写和审查安全标准的工作涉及原子能机构秘书处及分别负责应急准备和响应（应急准备和响应标准委员会）（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。

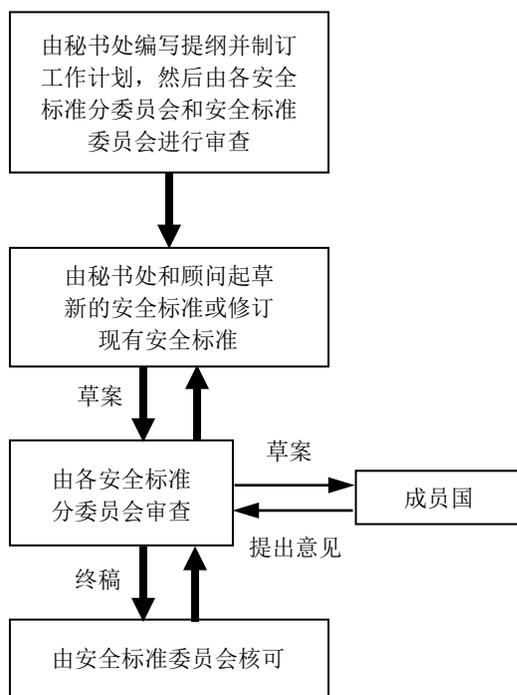


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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 (1.1-1.6).....	1
目的 (1.7-1.8).....	2
范围 (1.9-1.14).....	2
结构 (1.15-1.16).....	3
2. 研发设施的通用安全考虑	4
概述 (2.1-2.2).....	4
研发设施的许可证发放 (2.3-2.15).....	5
管理系统 (2.16-2.24).....	7
3. 场址评价 (3.1-3.4)	8
4. 设计	9
概述 (4.1-4.10).....	9
安全功能 (4.11-4.48).....	11
假想始发事件 (4.49-4.99).....	19
仪器仪表和控制 (4.100-4.107).....	29
人因的考虑 (4.108-4.111).....	32
安全分析 (4.112-4.125).....	33
应急准备和响应 (4.126-4.128).....	36
放射性废物管理 (4.129-4.132).....	37
其他设计注意事项 (4.133-4.139).....	38
5. 工程建造 (5.1-5.8)	40
6. 调试 (6.1-6.10)	41
7. 运行	43
研发机构的特征 (7.1-7.4).....	43
人员的资格和培训 (7.5-7.9).....	44
设施运行 (7.10-7.20).....	44
维护和定期试验 (7.21-7.26).....	46
改造的控制 (7.27-7.32).....	47
临界安全 (7.33-7.36).....	48
辐射防护 (7.37-7.55).....	49
工业和化学安全 (7.56-7.59).....	52
放射性废物管理 (7.60-7.67).....	53

应急准备和响应 (7.68-7.71).....	54
8. 退役准备 (8.1-8.4).....	55
准备步骤 (8.5-8.6).....	56
退役过程 (8.7-8.9).....	56
参考文献.....	59
附录 I 研发机构的加工路线：实验室规模（案例 1）	63
附录 II 研发设施中的加工路线：中试（案例 2）	64
附录 III 安全重要结构、系统和部件及安全功能	65
附录 IV 运行限值和条件	76
参与起草和审订人员.....	77

1. 引言

背景

1.1. 本核燃料循环研发设施安全导则是对原子能机构“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《核燃料循环设施的安全》[1]补充, 包括附录 V 中专门涉及研发设施的部分。它涉及研发设施从设计到退役准备的所有阶段, 无论是实验室、示范性的或是比例模拟论证的设施。

1.2. 研发设施接收、装卸、加工和贮存各种核材料, 包括以粉末状、液态和气态等各种物理形态的铀、其他锕系元素和裂变产物, 以及活化材料。这些物质可能带来多种危害, 例如:

- (a) 核和辐射的危害;
- (b) 生物活性或化学物质 (如氢氟酸、六氟化铀或氨) 的毒性危害;
- (c) 反应性物质 (如氢、硝酸、金属粉末) 引起的爆炸或可燃的危害。

1.3. 许多研发设施的另一个特点是研究和运行人员的多样性, 他们组成不同的小组, 可能有不同的培训、专业知识、经验、预期和目标。这可能导致危害得不到正确的认识和控制。本“安全导则”适用于下文所述并在附件 I 和附件 II 中说明的两类研发设施。它也适用于用分级方法在这些设施内所进行的实验 (活动):

- 类型 1: 对特定物质的化学、物理、机械和辐射特性进行小比例实验、分析和基础研究, 如原型核燃料 (堆内辐照前后), 以及对新流程产生的核材料和产生的废物进行研究;
- 类型 2: 计划用于工业规模的加工和设备的研发 (例如废物处理示范设施)。

1.4. 研发设施可在很长时间里运行, 以提供分析服务、材料和试验服务, 这些设施中的放射性和有毒物质的总存量可能很大。因此, 核燃料循环设施和活动管理的所有相关安全要求, 如见习、视察和维护, 都适用于研发设施。特定类型设施的相关安全要求也适用于进行类似运行的类型 2 的研发设施。

1.5. 研发设施可以支持核燃料循环的所有阶段，从基础研究到应用研究、燃料加工、材料检测和燃料安全、化学分析和仪器仪表开发。可以采用各种物理化学过程来研究不同类型具危害性的燃料或材料。在研究新型或新颖加工、并确定开发加工的安全时应特别注意，以确保安全评定和安全措施与最新知识水平相适应。在某些研发活动中，按常规的实践并总是不可能排除与安全相关的未知因素，在这种情况下，所采取的方法应增加附加的安全裕度，并更谨慎地采用分级方法。

1.6. 研发设施与其他类型的核设施一样，须遵守相同的国际协议和国家法律。

目的

1.7. 本“安全导则”的目的是根据成员国取得的经验，就工程实施、条件和程序提供最新指导，以满足 NS-R-5 (Rev.1) [1]规定的要求。本“安全导则”旨在供给保证研发设施安全的研究人员、设计人员、运行人员和监管机构使用。

1.8. 本“安全导则”中，在研发设施工作的运行人员、研究人员、承包商和分包商统称为“研发设施人员”，或简称为“人员”。必要区分时可使用更特定的术语。

范围

1.9. 本“安全导则”为满足 NS-R-5 (Rev.1) [1]的安全要求提供指导。NS-R-5 (Rev.1) [1]第 5—10 部分规定了对所有核燃料循环设施的通用要求，即包括碾磨、精炼、转换、浓缩、燃料制造、乏燃料后处理、废物处理和贮存和研发设施。NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 V 规定了对研发设施特定要求。

1.10. 本“安全导则”不适用于辐照器、加速器、研究堆、次临界组件或放射性同位素生产设施。它专门侧重于研发设施的安全设计、建造、调试、运行和退役。本“安全导则”的范围限于研发设施的安全、对工作人员和公众的保护以及对产生的所有废物的管理，而不涉及研发设施产生的物质对最终用户可能产生的任何后续影响。

1.11. 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号[2]关于满足安全领导和建立管理系统的要求，分别刊载在原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理系统的适用》[3]和原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[4]。法律和政府框架以及监管监督的安全要求（如授权程序、监管视察和监管执法的要求）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》[5]。

1.12. 与类型 2 研发设施相关的安全导则也可在原子能机构相应类型核燃料循环设施的安全导则中找到，例如，适用于燃料制造试验设施的导则也可见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-6 号《铀燃料制造设施的安全》[6]。

1.13. 本“安全导则”包括辐射防护措施导则，以满足原子能机构《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]规定的安全要求。原子能机构 GSR Part 3[7]和《安全标准丛书》第 GSG-7 号《职业辐射防护》[8]安全导则也提出了人员剂量限值、防护最优化、控制和限制放射性排放对工作场所环境以及工作人员的污染监控的措施。

1.14. 本“安全导则”提供了核燃料循环研发设施分级方法运用的示例。分级方法本身是原子能机构许多标准的一项要求，例如原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4（Rev.1）号《设施和活动安全评定》[9]要求 1，以及 GSR Part 3[7]要求 6。运用分级方法确保安全措施和安全相关活动能与设施的危害性相称。

结构

1.15. 本“安全导则”根据本出版物中引用的原子能机构的安全要求制定专属于核燃料循环研发设施的导则。本“安全导则”的建议援引了相应的要求以保持文本可读性。本“安全导则”涵盖研发设施生命周期的所有阶段，包括场址评价、设计、建造、调试、运行和退役。它还就改造、维护、校准、试验和视察，以及应急准备等提供特定安全要求。

1.16. 第 2 部分提供了研发设施的通用安全导则；第 3 部分描述了在设施场址评价过程中应考虑的安全事项；第 4 部分涉及设计阶段的安全事项；第 5 部分涉及建造阶段的安全事项；第 6 部分描述了调试过程中出现的安全事项；第 7 部分载有确保设施运行期间安全的实践指导，它还包括设施

运行管理以及应急准备和响应；第 8 部分提供了在研发设施退役时满足安全要求的导则。附录 I 和附录 II 提供了本“安全导则”所涵盖的两类研发设施的典型加工路线；附录 III 提供了按加工区域分类，举例说明研发设施中安全重要结构、系统和部件；附录 IV 提供了研发设施的运行限值和条件的示例。

2. 研发设施的通用安全考虑

概述

2.1. 在研发设施中，易裂变材料和其他放射性物质可以以不同的形态存在，具有不同的物理和化学特征。主要危害是临界、密封丧失、辐射照射（内部和外部）、火灾、化学和爆炸危害，因此，工作人员、公众和环境需要按照第 NS-R-5 (Rev.1) 号《核燃料循环设施的安全》[1]要求，通过适当的设计、建造和安全运行加以保护。

2.2. 影响研发设施安全的因素包括：

- (a) 在事故工况下放射性物质的排放所造成的放射性后果可能是严重的；
- (b) 易裂变材料（如果存在）在某些条件下有可能达到临界。系统的次临界性取决于许多参数，包括裂变质量、浓度、体积、密度、几何构型和同位素组成等。次临界也受其他材料的影响，如中子吸收剂、慢化剂和反射层等。见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-27 号《易裂变材料操作中的临界安全》[10]；
- (c) 当使用辐照燃料时，放射性水平以及内部和外部辐射照射的风险显著增加；
- (d) 必须考虑研发设施所用物质的化学毒性（例如，如果六氟化铀排放出来，会与空气中的水分发生反应，形成氟化氢和可溶性氟化铀）。因此，研发设施的安全分析还应论述这些化学品及其可能混合（例如废物或液体排放）所产生的影响；
- (e) 外来核材料研发物项产生的产品、副产品或废物，例如下列产物，也应包括在安全评定中：

- (i) 非标准混合氧化物 (MOX) 或二氧化铀燃料的制造, 如碳化物、氮化物、以及金属基等新型燃料;
- (ii) 具有特别处置限制的同位素, 如半衰期长的超铀元素 (如钷)、裂变产物 (如钨-99) 和放射性物质 (如包壳中的痕量元素);
- (iii) 国家未规定处置途径的材料, 例如废物中的石墨和铝;
- (iv) 浓缩度大于 5% 的铀;
- (v) 钍燃料循环中含有发射高能 γ 的材料, 如铀-232。

研发设施的许可证发放

2.3. 应制定和执行一套完整的国家安全法规, 以确保研发设施的安全在其整个寿命期内得到保持, 见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 3 部分。监管机构应制定保护工作人员和公众免受研发设施危害的基本要求 (例如, 基于对正常运行和假想事故所产生剂量的评定)。这些要求应与国际商定的方法一致。

2.4. 研发设施的许可证发放应以具备适当资格人员编写的完整和充分的安全论证文件为基础。该安全论证文件应包括安全分析报告、运行限值和条件以及应遵循的安全程序清单。安全分析报告应考虑正常运行和事故状态的安全。应对假想始发事件进行分析, 以确保事故得到充分预防和发现, 并缓解其后果。NS-R-5 (Rev.1) [1]第 2 部分和第 9 部分规定了许可证文件¹的详细要求。

2.5. GSR Part 4 (Rev.1) [9]要求 23 规定:

“必须利用安全评定结果来详细确定维护、监视和视察计划, 详细确定应为具有安全重要性的所有运行活动和响应预计运行事件和事故的活动制订的程序, 详细确定参与设施或活动的成员需要具备的能力, 或以综合、风险知情的方式进行决策。”

¹ 燃料循环设施的许可证文件 (或安全论证文件) 是支持设施或活动安全的论据和证据的集合。这通常包括安全评定的结果和对这些结果的信心声明。“安全论证报告”与“许可证文件”相同, 这些标题在本“安全导则”中可互换使用。

持有许可证的运行必须按安全论证文件所界定的内容进行，包括运行限值和条件。研发设施管理团队应按照 GS-G-3.5[4]要求，对安全分析报告、运行限值和条件的内容和使用进行培训。

2.6. 通过许可证程序，要求营运组织在新研究方案超出研发设施现有安全论证文件的情况下，必须按照国家许可证审批改造的细则，让监管机构参与其中。

2.7. 许可证文件的范围应足够广泛，以反映研发计划的预期开发范围，并考虑到预计安全要求的增加和变化。然而，许可证范围的定义应当足够详细，以确保防护和安全所必需的控制措施有明确表达。

2.8. 无论是进行小型学术研究的研发设施，还是大型的核示范工厂，研发设施的安全方法（如安全分析报告中所述）均应提供同等水平的安全保证。这种等价水平是通过应用分级方法来实现的。

2.9. 在关闭或重启现有研发设施的某些部分时，应对设施的安全评定进行评审和更新，以解决任何老化或时效问题，并应尽可能满足潜在的遗留废物和退役需要。在关闭部分研发设施之前，应将放射性物质或危险品，包括任何已登记的放射源转移到安全贮存处。

2.10. 根据 GSR Part 3[7]第 3.9 (e) 段，营运组织必须进行环境影响评定，作为研发设施许可证发放程序的一部分。辐射环境影响的预评定需要与研发设施可能产生放射性危害的程度相称。

2.11. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.35 段指出：“营运组织必须建立对其建议书变更的程序，……对变更的评定和评审的程度必须与其安全重要性相符……”，同时，研发设施应与其他核设施一样接受变更管理程序。当研发设施（或其一部分）的使用发生变化时，应执行改造计划，并由经合格人员的同行评审。在规模增大的情况下，营运组织应尽可能分阶段计划增长，以便收集反馈意见并对每个阶段进行验证。本“安全导则”稍后将提供相关结构配置和监查此类变更的导则。

2.12. 许可证文件还应考虑到运行期间放射性废物管理和退役计划。

2.13. 许可证文件应表明，已根据原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[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》[12]要求，其计划的应急准备和响应安排已经到位，并与设施相关的危害程度相称。

2.14. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 4.26 段指出：

“营运组织必须根据国家监管要求定期开展安全评审，以确认许可证文件是否继续有效，对设施所作的改造以及设施运行安排或利用方面的变更是否在许可证文件中得到了准确的反映。在开展这种评审时，营运组织必须明确考虑到程序变更、设施改造和营运组织变革、技术发展、运行经验和老化等方面的累积效应。”

这项规定适用于研发设施，因为这些设施可以长期运行，也可能会有许多改造和使用变更。

2.15. 在研发设施生命周期的所有阶段，而不仅仅是选址阶段，都应考虑到安保、保障和核安全之间的衔接。

管理系统

2.16. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 4.5 段指出，研发设施安全的总体责任由营运组织承担。NS-R-5 (Rev.1) [1]第 4.7 段还指出：

“营运组织必须清晰详细规定参与执行或控制影响安全运行的全体员工的职责和问责制。无论何时都必须明确指定负有直接监督责任的人员。”

这些管理程序和组织规定也应反映 GSR Part 2[2]要求。

2.17. 这些程序和规定适用于研发设施从选址到退役，以及运行、维护和实验的整个寿期。

2.18. 设施的领导应鼓励和加强组织各级的学习和质疑态度，以及坚持保守的决策理念。这是对安全文化的重要贡献，应通过适当的培训和树立榜样来传承这种文化。GSR Part 2[2]规定了与安全及安全文化领导相关的要求。

2.19. 研发设施的营运组织和监管机构应促进与世界各地其他研发设施分享相关安全运行的经验反馈。无论是大型工厂或单独试验，营运组织都应在可行的情况下尽量利用该种经验反馈。

2.20. 营运组织应在所有工作人员和研究人員中培育和促进优秀的安全文化特质。这些特质应包括以保持和提高安全性能为目的的质疑态度和挑战假定。

2.21. 研发设施应充分利用场址现有基础设施后援条件。在应急计划和应急准备中,应考虑场址的所有其他设施、它们之间的相互作用以及它们支持研发设施的能力。

2.22. 应认真考虑尽量减少和处理(即预处理、处理和处置)研发设施运行和退役期间产生的放射性废物以及任何残留物质。

2.23. 应重新评定任何现有研发设施的安全性,如有必要,应在合理可行的范围内改造该设施,以满足当前(或已升级的)安全标准。当采用另一种替代方案时,应提供同等的补偿措施。

2.24. 在研发设施中,特别是在使用剧毒或高放射性物质的实验时,应考虑使用远程搬运操作,对已污染的大气进行足够的屏蔽和密封以减少职业辐射,并确保安全运行。

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》[13]规定了包括核燃料循环设施在内的大多数陆基核设施场址的评价要求。研发设施的场址评价过程可能涉及许多标准,其中一些标准针对场址,另一些标准与设施相关。应在规划研发设施的前期阶段编写一份清单,根据这些标准的安全重要性统筹考虑,并与监管机构协商一致。在大多数情况下,不太可能满足所有标准,某些外部引发事件(如地震、飞机坠毁、火灾、极端天气条件和洪水)所构成的风险及其后果将主导场址的选择。关于这一阶段中使用的安全标准的指导意见见原子能机构《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》[14],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-21 号《核装置场址评价中火山危害》[16],和原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.1 号《核电厂场址评价中的外部人为事件》[17]。

3.2. 研发设施可以是单一设施，在这种情况下，场址应当能够支持必要的基础设施（例如场外应急响应）。然而，许多研发设施是另一个场址的一部分，该场址的评价标准已经确定。因此应考虑与附近设施的互动，具体如下：

- 在已有核设施，对已有设施的评定研究通常包括这些标准；
- 在非核场址（例如医院、大学或研究中心），主要的选址问题可以是必需应急计划的可行性，例如撤离疏散计划。这可能需要特定的设计条款或其他应急条款，以满足 GSR Part 7[11]和 GS-G-2.1[12]要求。

3.3. NS-R-3 (Rev.1) [13]规定了研发设施场址评价要求。如果该设施是另一类型核燃料循环设施的示范，还应特定参考其他相关的安全导则，如 SSG-6[6]，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-5 号《转化设施和铀浓缩设施的安全》[18]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-7 号《铀钚混合氧化物燃料制造设施的安全》[19]等。

3.4. 研发设施的选址应考虑到任何核安保威胁，并允许根据原子能机构《核安保丛书》出版物[20、21]提供的建议和导则实施实物安保措施。

4. 设计

概述

4.1. 研发设施的结构、系统和部件、管理系统和程序应以综合方式设计，以确保安全运行，防止可能危及安全的事件发生，并缓解此类事件发生的后果。此设计过程通常从分析潜在的内部始发事件（或故障）和外部始发事件开始。应明确提供纵深防御的安全功能，通常是由运行限值和条件，或安全论证报告限值限定的边界之内。

4.2. 对于实施纵深防御要求（NS-R-5 (Rev.1) [1]第 2 部分），前两个层次最为重要，因为主要通过设计和适当的运行程序消除风险（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 4 部分、第 6 部分和第 7 部分）。然而，在设计和安全分析过程中，应考虑到纵深防御的各个层面。

研发设施的主要安全功能

4.3. 主要的安全功能（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.37—6.53 段和第 V.1—V.10 段）是指，失去这些功能可能导致临界、放射性或化学排放或照射，可能对工作人员、公众或环境造成辐射影响，即：

- (1) 预防临界；
- (2) 密封潜在危害物质和排出衰变热；
- (3) 防止外照射。

4.4. 放射性、有毒或生物活性物质的排放都具有潜在的危害性。研发设施设计中明确的安全措施应包括对安全和运行限值及条件重要单一物项，这些物项作为一个整体提供上述主要安全功能。本部分的其余部分描述某些事故、事件，特别是这些可能与研发设施特别相关的安全功能。

专用工程设计要求

4.5. NS-R-5 (Rev.1) [1]下列特定工程设计要求运用于每项主要安全功能：

- (a) 第 6.43—6.51 段和第 V.4—V.6 段指出预防临界的要求；
- (b) 第 6.37—6.39 段、第 6.52 段和第 V.7 段指出对放射性物质的密封要求；
- (c) 第 6.40—6.42 段和第 V.8 段指出的辐射防护要求。

4.6. 设计时应考虑对各种放射性物质的处理。由于研发设施所做工作的固有特点，经常有设计和工程方面的灵活性和适应性规定，以预测未来的需求或拆除。这些规定应该：

- (a) 旨在加强安全；
- (b) 特别考虑安全重要物项老化和退化的可能性；
- (c) 确保设施寿期内的安全运行；
- (d) 未经改造建议或安全评定，不得用于未经评定的物料。

设计基准事故与安全分析

4.7. 核燃料循环设施预计运行事故和设计基准事故及其等效事故对设施的设计提出了挑战，因为要根据既定的设计标准对设施进行设计，以便将后

果控制在规定的限值内。建立²与预计运行事件和设计基准事故（或等效事故）相关的特定安全要求，以确保设计将辐射照射保持在正常运行和事故工况下合理可达尽量低水平。SSG-18[14]、SSG-9[15]和 SSG-21[16]就潜在相关的特定危害提供指导。

4.8. 除上述放射性危害外，还应特别考虑下列危害：

- (a) 火灾、化学爆炸、飞机坠毁等内部和外部的因导致事故；
- (b) 地震、海啸、洪水和龙卷风等自然灾害；
- (c) 人为错误和组织失误；
- (d) 化学品和有毒物质的排放[22]。

4.9. 安全分析应考虑其他事件的后果可能引起的事件，如地震后的洪水，或由一个外部事件引发的多个事件，如地震引起设施内的火灾或多处泄漏。

安全重要结构、系统和部件

4.10. 安全分析所确定的设计措施旨在防止出现安全裕度降低的任何异常工况，并探测该种情况和在其进一步发展时缓解其后果。这些措施通常靠安全重要结构、系统和部件来实施，也称其为安全重要物项；见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.6 段和第 6.8—6.12 段。附件 III 列出了具有代表性的安全功能及其相关的结构、系统和部件。

安全功能

预防临界

概述

4.11. 研发设施应通过严格遵守 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.45 段和第 6.49 段来预防临界。此外，类型 2 研发设施应符合 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 I、附录 II、附录 III 或附录 IV 的要求，其中规定了适用于特定示范型设施的要求（例如，对于处理易裂变材料的 MOX 燃料示范设施，适用 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 II 的要求）。在许多处理易裂变材料的研发设施中，通过质量控制来

² 见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.4—6.9 段、第 V.1 段和第 III-10 段。

防止临界是一种确定性的安全措施，但这种安全措施通常不适用全尺寸规模的设施。一个区域内的质量控制应尽可能独立于所有其他因素。多个这样的区域可以独立地共存于具有适当界面控制的单一设施中。本部分的其余部分将更详细地描述按质量和其他因素进行控制的基础，并在最后提供相关检测临界事件的指导。

预防临界的设计

4.12. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.45 段指出了需要考虑临界的所有类型核燃料循环设施的要求：“设计防止临界的手段，双偶然事件原则……必须成为优选方案”；第 6.47 段指出：“必须在保守假设的基础上进行临界评定和计算”。当要求不适用于某一特定示范型设施时，应使用 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 V.1 段、第 V.4 段和第 V.5 段关于防止临界的要求，应该控制以下一些参数以防止临界：

- (a) 质量：在研发设施中，质量裕度³应以临界质量最小的典型材料为基础。裕度不应小于正常计算值的 100%（除非证明两次分批的可能性非常小），或质量裕度等于可累积的物理质量；
- (b) 几何构型：分析应考虑设施的布局、管道、容器及其他实验室设备的尺寸和位置。例如，几何构型控制可用于火焰炉和溶解器的设计；
- (c) 材料的密度和状态：分析应考虑研发设施中使用的不同形态的材料（如粉末、颗粒或棒）的密度范围；
- (d) 分析实验室和液态流出设备中的浓度和密度：分析应考虑溶液中易裂变材料的范围以及任何可能的沉淀物（如废物流中铀的回收）；
- (e) 慢化：分析应考虑慢化的范围，以确定可能发生最大反应性条件。水、油和类似的含氢物质是研发设施中常见的慢化剂，或可能在事故工况下存在的（例如消防用水，见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 5.6 段）。应考虑慢化剂与易裂变材料不均匀分布的可能性（例如，芯块制造过程中使用的有机粘结剂和孔隙增强剂）；
- (f) 粉状物项的含水量：分析时应考虑研发设施所用粉状物项的含水量范围；

³ 质量裕度为：安全限值（在运行限值和条件下允许的最大数量）与次临界限值（有效中子增殖系数 $k_{\text{eff}} < 1$ ，通常取 $k_{\text{eff}} < 0.95$ ）之间的差值。

- (g) 反射：应保留不同假设中最保守的裕度，例如：(i) 假设处理单元周围的水厚度；以及 (ii) 考虑实际中子反射效应，例如在处理单元内或周围存在人员、有机材料、屏蔽材料、安全壳的混凝土或钢筋的影响；
- (h) 中子吸收剂：如果在安全分析中对中子吸收剂提出要求，应根据 NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 I—IV 中确定的相关运行工况核实其有效性。研发设施可使用镉和硼等中子吸收剂，安全分析应考虑它们作为中子吸收剂的影响；然而，忽视它们的影响仍然会导致保守的结果。应避免使用移动式或易移位或移走的固体吸收剂；
- (i) 中子相互作用：应考虑研发设施所有位置的易裂变材料之间的，以及与潜在位置的易裂变材料之间的中子相互作用。应特定考虑研发设施的布置和任何可能的变化。实物定位器优先于做地面标记，作为指示或确保具有潜在中子相互作用设备位置的一种手段；
- (j) 裂变含量：对于任何易裂变材料（如新燃料或辐照燃料），设施任何部分的最大裂变含量（如浓缩度）均应用于所有评定，除非根据双偶然事件原则证明设施某一特定区域极不可能有这种同位素成分。

临界安全分析

4.13. 临界安全分析应论证设备的设计能使控制参数值始终保持在所有运行状态（即正常运行和预计运行事件）的次临界范围内，以及在设计基准事故期间和之后，或在同等事故下保持在次临界范围内。这应通过确定有效放大因子 k_{eff} 来实现，该因子 k_{eff} 取决于易裂变材料及其相关的所有其他材料的质量、分布和核特性。应将 k_{eff} 的计算值与设计限值或国家法规规定值进行比较，以较低者为准。

4.14. 可以使用多种方法来进行临界安全分析，例如，使用实验数据、参考文献或公认的标准，以手工计算或通过确定性或概率计算机程序进行计算。用于进行分析的任何方法都应使用保守的数据和假设，并且应对应用程序进行充分的核实和验证。相关详细指导请参见 SSG-27[10]。

4.15. 所采用方法应适用于研发设施中处理的材料类型。该分析所遵循的通用程序应包括使用以下：

- (a) 考虑到以下因素的保守方法：

- 物理参数的不确定性、最佳慢化条件和可能的慢化剂非均匀分布；
- 预计运行事件及其组合；
- 假想外部和内部始发事件导致的设施状态。

(b) 在适用范围内使用适当的有效截面库，核实和验证计算机代码（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的 k_{eff} 值的影响）。详细的指导见 SSG-27[10]第 4.20—4.25 段。

4.16. 对于以不连续方式处理易裂变材料（包括批量处理或废物包装）的加工，该加工及其设备应始终满足临界控制的安全要求。研发设施的设计，包括核材料衡算和控制的任何支撑系统，应提供必要的衡算和控制设备，并应有清晰和易于划分的边界。在两个区域的交界处应注意确保易裂变材料的运输满足两个区域的临界控制要求。在安全分析中应考虑交接工作或相关检查可能出现的延误的影响，以避免易裂变材料累积的任何负面后果。

临界事件的缓解

4.17. 相关安装临界事故警报系统的资料见参考文献[23]。如果安装了这种系统，研发设施的设计应包括人员通往重新集结地的安全疏散路线。这些路线应明确标明，人员应接受临界疏散程序的培训。

4.18. 应考虑提供远程缓解设备，例如，清空装有引发事件溶液的容器或吸收中子通量的设备。

保护公众免受辐射照射和保护环境

4.19. 辐射照射的防护取决于对辐射源的量级、照射时间以及受照者与辐射源之间的屏蔽、或距离等的适当组合控制。这些应单一使用或组合使用。

4.20. 为尽量减少对工作人员的辐射剂量，应考虑设施的维护、校准、定期试验和视察。NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.19 段规定了安全重要物项的设计要求，以尽量减少维护期间的照射。此类规定的示例包括包容边界处的连接点和易于清洁的表面。

4.21. 放射性物质可能性积聚在 (a) 加工设备中；(b) 通风柜、手套箱和热室；(c) 二回路（如通风管道）应最小化，必要时拆除或简化二回路。

4.22. 应尽可能考虑某些服务物项和实验设备的远程操作。

4.23. 关于辐射和污染的控制区域的划分要求见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.41 段。这一要求可以分级,以避免对人员行动的过度限制。然而,任何分级都应该是正当的,因为即使少量的 α 活化物质也会造成严重的污染危害。

4.24. 研发设施中的辐射本底控制通常依赖于样品的分析数据。如有可能,应选择不需要取样的分析仪器仪表方法。在需要取样的情况下,为防护和安全最优化提供充分、及时的信息,取样的数量和尺寸应保持在最低水平。NS-R-5 (Rev.1) [1]规定的运行期间辐射防护要求,包括看护、废物管理和剂量控制,也适用于用于样品分析的设备和设施。

4.25. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.42 段指出:“必须对放射性水平进行监控,以便探测所发生的异常工况并疏散工作人员。必须明确识别和标记工作人员可能受照射的区域”。应提供辐射防护监控,以确保遵守相关照射限值的监管限值和国际实践,包括以下内容:

- 用于人员进出和撤离,固定 γ /中子监控器和固定空气活化性取样器 (β 、 γ 、 α);
- 用于维护期间的人员疏散,移动 γ /中子区域监控器和移动空气活化取样器 (β 、 γ 、 α);
- 与研发设施存在的辐射类型一致的个人监控仪。

4.26. 源项的所有估算应包括设施寿命期间放射性衰变产物(如镭-241)的内生长。

放射性物质的密封

4.27. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.38 段和第 V.7 段指出,包容要求作为防止放射性物质泄漏的最主要方法。静态和动态密封需要作为互补包容系统:

- 静态包容系统应至少由放射性物质和环境之间的两个独立的静态屏障组成;
- 动态包容系统也可用于产生流向污染较严重区域的气流。

4.28. 在某些情况下无法提供动态包容。例如,密封容器和隔离设备不能直接连接到通风系统。此外,在室外进行维护工程时,有时亦不能提供通风设施。应进行任务评定,以确保工作人员和公众的安全,防止在这种情况下发

生意外泄漏或成为排放源。包容或密封的物项应按其历史记录所示的受污染情况进行处理，并应规定装卸、开启或开启这些物项的适当预防措施。在设计中应考虑提供能够确定这类物项内放射性水平的设备。废物容器和其他可能受污染的容器，应进行适当说明，标注原产地的地址和时间，以避免意外的污染排放。标签和容器可以用色码，颜色可以规定为与设备和管道相匹配。标签和条形码可以蚀刻在容器的表面上。用于标签、油墨和胶水的材料应与所用的容器相容，应持久耐用性，所使用的任何油墨都是颜料基的。

4.29. 研发设施中的衰变热控制通常应依赖于限制热室和手套箱等场所的放射性物质堆积量。在有可能出现过热，例如在废物的临时贮存中，以及在密封的容器中可能存在高温或高压下发生化学反应的情况下，应提供工程冷却系统。还应考虑使用密封容器，并提供密封容器的管理规定。

4.30. 第一层静态屏障可包括通风罩、热室、手套箱、燃料包壳、容器、管道或其他容器。第二层静态屏障应包括通风罩、热室和手套箱周围的房间和/或厂房墙壁。静态包容的设计应考虑到不同封区之间的典型开口（如门、贯穿件）。

4.31. 动态包容应用于在厂房外部环境及通风柜、热室或手套箱内部的放射性物质或危险品之间产生压力梯度（即负压）。应防止气体或颗粒物污染回流。排放空气应经过滤（见第 4.35 段）。

4.32. 应特别注意（特别是在设计阶段）在放射性物质通过或离开静态包容的转移操作时，应保持包容完好。在适当情况下，设备的设计应承受高放核素的辐射损害和污染。

4.33. 密封区域的设计应包括污染监控装置覆盖研发设施内部，同时覆盖由容器、手套箱、通风柜和管道系统（和隔离装置，如阀门或隔板）、通风管道和主要过滤器构成的一次包容边界之外的所有位置。

4.34. 研发设施的设计应便于维护和去污等操作。因此，辐射防护设计应采用分区设计，作为辐射防护最优化的手段之一。

4.35. 应尽可能防止或尽量减少气溶胶（来自液体或可分散固体）的污染。通风系统应包括串联过滤器，以便在正常运行期间过滤空气，保护工作人员、公众和环境并确保静态屏障的完整性。当气流通过密封屏障时，例如在冷却入口和空气离开设施的出口，也应使用过滤器。

4.36. 在产生放射性气体或微粒的情况下，在 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.38 段指出：“……空气净化系统的性能必须与潜在危害的程度相称”。通风系统的材料应能抵抗任何腐蚀性气体。通风系统应包含最后监控段，并根据公认的标准设计，如国际标准化组织（ISO）的标准和相关的国家要求。

4.37. 应考虑满负载过滤器发生故障的可能性。应按照安全分析中的规定提供额外的备用风扇和过滤器。并应该能够在过滤器更换时保持通风。应向风机提供应急电源，以便在断电时备用通风系统在可接受的时间内启动运行。安全分析应表明在失去主通风系统和启动备用通风之间可能存在多长时间的延迟；这可确定运行限值或条件。应安装就地监控和警报系统，以提醒运行人员注意系统故障导致流量或压差的上升或下降。应对准备重载使用的过滤器进行详细分析。

4.38. 为了减少相关放射性物质的运输操作的风险，在设施的设计中应尽量减少运输操作的频度。为了减少运输操作的复杂性，研发设施的设计应将场址内外装载放射性物质的运输工具标准化。在可能的情况下，应提供固定设备来监控放射性物质的运输。

保护工作人员免受污染和内部照射

4.39. 第一道屏障通常是保护人员最重要的屏障。应详细规定其设计要求，以确保和控制此屏障的有效性。此设计规范应包括以下方面的规范书：焊接、材料的选择、密封的有效性、抗震能力、设备设计（包括通风柜、热室、手套箱等设备）、电气和机械贯穿件的密封，以及进行视察、维护和监控的能力。包容系统的泄漏应达到较高的密封标准。

4.40. 对于通风柜、手套箱和热室，任何密封的有效性取决于开口的大小和迎面空气流速。动态包容系统的设计应尽量减少危害物质的职业照射，防止危害物质可能从第一道屏障泄漏而被工作人员吸入。

4.41. 在设计阶段应规定安装监控气溶胶污染的设备，应能检测到低阈值气溶胶污染时立即发出警报。应选择最能代表在运行、实验和其他活动的人员在正常的和可预见事故照射的监控点。见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.39 段和本“安全导则”第 4.44—4.46 段。

4.42. 在研发设施或实验过程中有放射性粉末或液体的情况，应考虑安装收集设备（如滴盘），以防止放射性物质或危害物质的意外扩散，并控制可易裂变材料几何构型的变化。

4.43. 为了正常运行，应仔细设计静态和动态包容系统，以尽量减少呼吸保护设备的使用。

外照射防护

4.44. 任何辐射屏蔽的设计都应符合与职业照射相关的安全目标（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6 部分和第 V.1 段），其依据是关于材料移动、占用时间和要处理的放射源的假设。外部辐射照射可通过去除放射源、减少放射源、保持距离、屏蔽和行政管理相结合的方式加以控制，还应考虑在贮存区提供屏蔽。还应尽量考虑到维护工作人员减少职业照射的要求。

4.45. 在高辐射区域（如处理乏燃料的区域），工作人员的保护应主要依靠屏蔽。屏蔽设计应考虑放射性物质的存放量和位置，包括沉积的放射性核素。在中等或低活度区域（如教学实验室），应使用屏蔽和行政管理相结合的措施，保护工作人员免于全身和四肢的照射。通用设计导则是屏蔽尽可能地靠近放射源。

4.46. 为确定放射性危害，应考虑到在管道、设备、通风柜、手套箱和热室中沉积的放射性核素可能造成的辐射。手套箱等设备的内表面应由非吸附性材料（如不锈钢）制成，或应覆盖或涂覆以防止加工材料或其衰变产品的累积。当放射性累积时应考虑屏蔽（或提供方便地增加屏蔽）。

环境保护

4.47. 研发设施的设计应能满足正常运行时的废液排放限值，并防止意外排放到环境中。NS-R-5 (Rev.1) [1]第 5.7 段要求根据放射性危害的严重程度，密封放射性物质的屏障采取分级方法。如果包容屏障受损，会造成放射性物质不受控制地扩散到环境中。因此提供环境保护的屏障包括房间和更大的厂房结构。此外，在气体从烟囱排放之前，应使用洗涤或过滤气体的通风部件，以将放射性物质的所有环境流出物项减少到可接受的水平。⁴

⁴ 在这方面，可接受性可能包括监管限值和防护最优化的考虑。

4.48. 研发设施的设计应提供持续监控和控制烟囱废气排放的措施，并对设施周围环境进行检测。NS-R-5 (Rev.1) [1]附录第 I.9 段、第 II.14 段、第 III.9 段、第 IV.7 段和第 IV.8 段进一步提出了与不同示范研发设施（案例 2）相关的环境保护要求。

假想始发事件

4.49. NS-R-5 (Rev.1) [1]附录 I 列出了可适用于研发设施的若干假想始发事件，并提供了关于相关危害的进一步指导。研发设施往往高度依赖人工操作，见第 4.108—4.111 段。设计的系统应该在事件发生期间和之后继续连续运行，以便将研发设施和实验保持在安全状态，包括：

- (a) 贮存区域内的散热系统，以排出发热体和产生热量的实验设备的衰变热；
- (b) 动态包容系统（即通风）应持续运行以防止放射性物质从设施泄漏；
- (c) 安全监控系统；
- (d) 在高温条件下提供化学品安全的系统；
- (e) 惰性气体供给系统，例如供至热室或手套箱。

内部危害

火灾危害性分析

4.50. 研发设施的设计应能控制火灾危害，以保护研发设施的工作人员、公众和环境。火灾通过破坏包容屏障（静态和/或动态）导致放射性和/或有毒物质的扩散，或因几何构型改变、慢化或控制系统导致核临界事故。火灾危害通常与可燃或易燃材料的存在相关，如化学试剂、电缆和屏蔽。影响通风柜、手套箱和热室的火灾尤其危险。应进行火灾危害分析以确定应采取的恰当措施，确保火灾安全预防，并在发生火灾时缓解其后果，尽量减少由此造成的放射性物质扩散。

4.51. 火灾危害分析应明确需要特别考虑的任何场所，应分析的地点包括：

- (a) 处理和贮存放射性物质的场所；
- (b) 处理或生产放射性物质和/或其他危害粉末材料的设施；

- (c) 含有可燃和/或易燃液体、溶剂和树脂以及反应性化学品，或涉及自燃金属或合金（如钴屑、刨花）的机加工的车间、实验室和贮存区；
- (d) 易燃高负载区，例如废物贮存场地；
- (e) 废物处理区，特别是废物焚烧区；
- (f) 存放与安全相关设备的房间，如空气过滤系统和电气开关室，其品质退化可能产生放射性或临界的后果；
- (g) 过程控制室和辅助控制室，如需要时；
- (h) 疏散路线。

4.52. 火灾危害分析应确定火灾的潜在原因，即任何燃料或氧化剂的存在。火灾的风险后果应按情况用发生频率或概率的估计加以评定。分析还应评定放射性物质、火源和附近可燃物，并应确定防护设施的充分性。

4.53. 建模可用于支持火灾分析。GSR Part 4 (Rev.1) [9]要求 18 规定：“对安全分析所使用的任何计算方法和计算机程序都必须进行核实和验证。”建模的结果可提供有价值的信息，以此作出决策依据，或识别可能存在的隐患。即使发生火灾的概率很低，但潜在的火灾可能对核安全产生重大影响，因此，应采取下列必需的保护措施。

4.54. 对火灾危害的分析还应包括评审关于火灾预防、探测、缓解和灭火的细则。

预防、探测和缓解火灾

4.55. 预防是消防工作的重点。研发设施的设计应通过采取措施确保不发生火灾来限制火灾风险。如果尽管采取了预防措施但仍发生火灾，应采取探测火灾并尽量缓解其后果。

4.56. 为限制火灾的风险和后果，应采取若干通用和专用措施，包括以下：

- (a) 在切实可行的范围内，应尽量减少各个房间、通风柜、手套箱和热室中的可燃和易燃材料的数量；
- (b) 非放射性危害物质的贮存应与加工区分开；
- (c) 在手套箱和热室中，如果发生火灾的可能性很大（例如切割金属包覆燃料元件），应利用带氧气监控警报的惰性气体气氛将火灾蔓延的风险降至最低；
- (d) 应根据功能标准和耐火等级选择材料；
- (e) 厂房和通风管道应尽可能隔开，以防止火灾蔓延。厂房应分隔火警区。一旦在某个火警区内出现火警就应得到有效控制，不致蔓延到该区域边界以外。厂房的火警危害等级越高，火警区就分割得越多。贯穿消防分区边界的公用设施管线（如电、气或其他加工管线）的设计应确保火势不会蔓延；
- (f) 明火或电火花等点火源应限制在可控的范围内（例如，使用电力接地或接地设备）；
- (g) 处理放射性物质的房间内应放置火警探测系统。还应考虑在热室、手套箱和通风管内安装探测器；
- (h) 装好灭火材料的自动或手动消防装置应安装在可能发生火警和火灾后果会导致污染扩散到第一道静态屏障之外的区域。NS-R-5（Rev.1）[1]第5.6段指出：“在临界安全评定中，必须涉及灭火剂（如水、惰性气体或粉末）的选择及其使用安全问题”。在可能存在易裂变材料的区域，应考虑到核临界风险仔细评定安装自动喷水装置。通风柜、手套箱和热室优先用灭火气体；
- (i) 如果在通风柜、手套箱或小室内安装消防设备，则应评定由于动态包容的反向作用或由于水流失控而可能造成的污染扩散；
- (j) 当惰性气体用作灭火剂时，应考虑运行人员窒息的可能性，并通过提供适当的警报、备份或多样性来保证气体供应连续性；
- (k) 在设计辐射环境中使用“主动”消防系统时，应特别考虑其调试和随后的检查、视察、维护和试验的要求；
- (l) 通风系统的设计应特别注意消防。动态包容系统包括通风管和过滤器单元，它们的设计缺陷可能构成此系统的弱点。只有当火势蔓延事件

的发生频率低得可以接受，否则应在通风系统中安装阻火阀。阻火阀在收到火警探测系统发出的信号时自动关闭，或通过可熔断的连接件关闭。必要时，应使用火花探测器来保护过滤器。应规定通风系统的运行性能以符合消防要求；

- (m) 应安装适当的监控设备，并考虑对通风进行远程控制。烟雾微粒可使过滤器快速堵塞，应考虑是否需要提供阻火阀和其他设计手段，以减少火灾时过滤器面临的挑战。

爆炸

4.57. 关于化学、有毒、易燃易爆物质的若干设计要求见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.54 段。研发设施中此类材料的示例包括：萃取溶剂、氢、过氧化氢、硝酸、降低等级品和自燃材料（如金属氢化物、粉尘或颗粒）。

4.58. 还应考虑以下方面：

- (a) 失误情况，如泄漏导致不相容材料之间的接触；
- (b) 使用隔爆板以缓解爆炸的影响；
- (c) 甄别参数（如浓度、温度），以防止发生爆炸情况；
- (d) 使用惰性气体；
- (e) 控制湿度。

4.59. 此外，应在易燃气体环境和其他区域之间设置有效的气闸，见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.55 段。

内部水淹

4.60. 研发设施的水淹可导致放射性物质的扩散和现有一些易裂变材料的慢化作用的改变。雨水、地下水、冷凝水以及供暖和冷却流体都能出人意料地淹没设施。水淹甚至结露会对设备造成损害，包括电气损坏和腐蚀，并可能渗入应急供应品或易裂变材料。第 4.61—4.63 段相关水淹的建议也适用于任何慢化液体。

4.61. 在存在易裂变材料的情况下，应进行核临界评定，以确定冷凝和水淹的风险。在正常工况下，应考虑完全切断供水或使用有限的水量，除非临界评定已考虑到有水的存在或泄漏，否则设备不应具有供水连接。

4.62. 在研发设施中，如果有容器和/或管道中装有水等慢化液体，或贮存易裂变材料，临界安全分析应考虑的位置以及在相连的位置（例如，通过传递通道）是否存在大量的流体。

4.63. 有可能发生水淹地点的墙壁（必要时还有楼板）应设计成能够承受意外水淹负载，其他安全重要物项不应受到水淹的影响（例如采用集水坑或地面排水）。

泄漏和溢出

4.64. 泵、阀门和管道等设备和部件的泄漏可导致放射性物质、易裂变材料、有毒化学品的扩散，并产生不必要的废物。含氢流体（水、油等）的泄漏会改变易裂变材料中的中子慢化度，降低核临界安全度。可燃气体（氢气、天然气、丙烷）或液体的泄漏可导致爆炸和/或火灾。如存在此类流体，则应使用泄漏检测系统。

4.65. 装有大量液态易裂变材料的容器应装备警报器，以防止过量装载并应配备集水盘，集水盘的配置应确保临界安全，其容量应等于或超过容器的体积。

4.66. 如果冷却剂与现有材料或设备存在物理或化学性质不相容，应考虑冷却剂的泄漏。应考虑意外化学反应导致易裂变材料沉淀的可能性。

4.67. 在研发设施和贮存区域的运输过程中，可能会发生储罐、桶和废物货包的溢出。因此在这些物项搬运中应设置适当的机械保护和密封。

支持系统的丧失

4.68. 为实现 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.28 段的要求，研发设施的支持系统应是可靠的。典型的支持系统包括电、水、压缩空气、通风和惰性气体等供应系统。

4.69. 研发设施的电力系统应符合工业规范和标准，并应考虑供应的多样化或远程电力供应。在丧失正常电力的情况下，根据研发设施的状况，应对某些对如下安全重要结构、系统和部件提供应急电源，其包括：

(a) 密封放射性物质的通风风机和监控系统；

- (b) 散热系统；
- (c) 应急控制系统；
- (d) 火灾探测和警报系统；
- (e) 辐射防护监控系统；
- (f) 临界事故警报系统。

4.70. 丧失通用供应系统，如仪器仪表和控制执行器的气体、加工设备和通风系统的水、加热、呼吸空气和压缩空气等，也可能对安全产生影响。在设计研发设施时，应提供适当的安全措施。例如：

- (a) 丧失气动安全阀和阻火阀的气体供应：根据安全分析，阀门应设计成故障安全位置阀或应准备储气罐；
- (b) 丧失水或加热系统：设计中应提供足够的备用容量或冗余供应；
- (c) 丧失呼吸空气：应提供足够的备用量或二次供应，以便有气溶胶放射性物质的区域安全终止工作，并使人员撤离。

加工介质的丧失或过量

4.71. 应考虑丧失和过量的加工介质或添加物可能会产生安全后果。包括以下示例：

- (a) 加工气体供应的丧失或过量，例如氢气、氮气、氦气和氩气；
- (b) 手套箱中的压力过大，可能导致气溶胶污染物和/或有害物质浓度增加；
- (c) 在工作区域排放大量的氮气、氦气或氩气，这可能导致呼吸空气中的氧气浓度降低。

丧失散热

4.72. 应重视需要冷却产热的和通风系统的流程。丧失冷却会降低安全裕度（以及存在易裂变材料时的临界），从而对主要的安全功能构成威胁。大型示范装置可能会有很大的热负载，如果出现断电供应情况，这些负载将会迅速下降。应考虑为发热材料和热源较大的示范厂提供替代冷却手段。

4.73. 在安全分析中应考虑通风系统的相关功能，如冷却系统的维护，防止运行人员受到高温困扰，或控制被加工材料的湿度。这些可能对运行安全产生间接影响。

重物坠落

4.74. GSR Part 4 (Rev.1) [9]要求 10 规定评定结构、系统和部件（包括起重设备）是否足够稳妥。应通过起重机鉴定、防撞、提供适当吊索和抓斗、低位吊运，以及操作培训和相关人员资格评审来避免潜在的重物坠落。

4.75. 在搬运放射性物质期间的机械或人为故障可能导致临界控制、密封或屏蔽的退化。重物坠落被认为是假想始发事件，应尽量减少其可能的影响（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 4.42 段和附件 I）。搬运非放射性物件的机械或人因故障可能导致研发设施安全功能的退化。应提供安全的行驶路径，地板应设计成能承受重物坠落。吊装装置的设计应有高的置信度杜绝发生重物坠落事故。容器应设计成和被评定为能保持密封性，并能足够保护其内容物。

机械故障

4.76. 应有措施持续保持安装在研发设施中的商用设备（如机械防护设备）完整性。如需要使这类设备适应其核环境，应该是正当的。

4.77. 机械故障可能导致损坏（如飞射、破碎、弯曲、破损），这可能导致临界控制、密封或屏蔽性能下降。对于复杂或关键的系统（例如，为避免棒断裂风险而设计的棒运输系统），应系统地进行故障分析。

辐射分解危害

4.78. 一些化学过程可能受到辐射分解的影响产生次生危害。放射性物质对有机物质或含水化合物的辐射可导致气体的产生，尤其是氢气的产生。在进行以下的安全分析时，应考虑到辐射分解的风险：

- 实验室使用的液态流出物和有机溶剂；
- 污染的油和易燃废物；
- 包覆氢化添加剂的加工废物。

必要时，设计应防止或缓解与辐射分解相关危害的影响。

外部危害

4.79. 如 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.21 段指出:

“必须将安全重要结构、系统和部件设计成能够经受住在运行工况和相关设计基准事故(或同等)工况下引发的极端负载和环境条件(如极端温度、湿度、压力和放射性水平)”

研发设施的设计应考虑到这些事件单一或组合,如地震和海啸造成的极端负载效应的运行经验。

地震

4.80. 研发设施应针对设计基准地震进行设计,以确保地震不会导致密封丧失或临界事故的损伤。地震引起的屏蔽层或临界安全参数(如几何构型和慢化)的故障可能对场址其他人员或公众产生重大影响。

4.81. 为确定设计基准地震,应根据历史数据和设施附近地区的独特地质特征,确定扰动的主要特征(如强度、震级和离震源距离)。该方法应根据场址的历史数据来理想地评价地震因素。在历史数据不足或产生很大不确定性的情况下,应设法收集古地震数据以便于确定研发设施所在场址的最强烈地震。这些不同的方法可以结合起来,因为监管机构通常在批准设计时同时考虑这两种方法。

4.82. 确定设计基准地震的一种方法是考虑历史上最强烈的地震,但强度和震级都会有所增加,目的是获得在设计研发设施时使用的设计地震反应谱(即频率和地面加速度之间的关系);另一种方法是进行地质评审,确定可能存在的断层,并估计这些断层可能在研发设施所在地引起的地面运动。

4.83. 在结构强度计算时,应采用足够保守的反应谱,以保证厂房的稳定性,并确保在发生地震时最终密封手段的完整性。那些安全重要结构、系统和部件将需要经地震鉴定。这将主要适用于用于贮存安全和危害化学物质所需的设备和容器。应当对厂房和设备设计计算进行校核,以核实在发生地震时不会发生不可接受的向环境排放放射性物质,发生临界事故的风险非常低。

外部火灾和爆炸

4.84. 外部火灾和爆炸的危害可能来自研发设施附近的各种危害源，如石油化工设施、森林、管道以及用于运输易燃物项（如天然气或石油）的公路、铁路或海上路线。

4.85. 为证明与此类外部危害相关的风险在可接受的水平内，营运组织应首先识别所有潜在的危害源，然后估计影响研发设施的相关事件序列。应评定任何损害引起的放射性和化学反应后果，并应验证这些后果是否符合可验收标准。营运组织应对研发设施附近的潜在危害设施和危害物项运输操作进行调查。应在发生爆炸的情况下评定是否符合超压标准的风险。

4.86. 为了评价易燃液体、高空坠物（如烟囱）和爆炸产生的飞射物等可能引起的影响，应评定它们与研发设施的可能距离，从而评定它们造成实际损害的可能性。应评定有毒危害，以核实特定气体浓度符合验收标准，且不影响研发设施的可控性。

极端天气条件

4.87. 通常用于设计和/或评价研发设施响应的极端天气条件是风负载、龙卷风、降雨量、降雪量、冰暴和极端温度。

4.88. 通用方法是对极端天气条件使用确定性设计基准值，并评定这种事件对研发设施安全的影响。评定中使用的设计基准值的择取规则可由地方或国家法规规定。

4.89. 设计规定将根据危害的类别及其对研发设施安全的影响而有所不同。例如，极端风负载与瞬间结构负载相关联，因此该事件的设计规定应与地震等其他潜在瞬间负载事件的设计规定相同。但是，极端降水量或极端气温事件的发展需要时间，因此有时间采取行动限制这种事件的影响。

4.90. 应通过恰当的设计规定，保护研发设施免受极端天气条件的影响。这些一般应当包括：

- (a) 安全重要结构承受极端气候负载的能力；
- (b) 防止研发设施水淹；
- (c) 根据运行限值和条件，安全关闭研发设施中的实验。

龙卷风

4.91. 防止龙卷风的措施将视研发设施所在地区的气象条件而定。厂房和通风系统的设计应符合相关龙卷风危害的专用规定。

4.92. 强风能够将汽车或电线杆等物体抬起和推动。在研发设施的设计阶段应考虑到此类飞射物撞击的可能性，同时考虑到它们的初始撞击以及与混凝土墙碰撞和从混凝土墙剥落或其他动量传递机制可能产生的次级碎片。

极端温度

4.93. 支持系统设备的设计应考虑极端低温或高温的可能持续时间，以防止产生不可接受的影响，如冷却回路冻结或对通风和冷却系统产生不利影响。

4.94. 如果厂房或隔间中规定了湿度和/或温度的安全限值，则空调系统还应设计为在极端炎热或潮湿的天气条件下有效运行。

4.95. 人员进出可能对安全至关重要，应考虑这种情况下低温和通风对运行人员的组合影响。

雪和冰

4.96. 研发设施设计和安全分析应考虑降雪量的发生及其影响。雪通常被认为是厂房屋顶的附加负载。雪也会阻塞通风系统的入口和排水口。应该考虑如果相关的话雪的中子反射效应或散布的慢化效应。在可能的情况下，还应考虑冰对墙壁负载的影响。

外部洪水

4.97. 研发设施设计应考虑到防洪。各国应对洪灾的两种方法如下：

- (a) 考虑到历史上记录的最高洪水位，核设施位于洪水位以上的特定地点，或位于足以避免洪水造成重大破坏的高度；
- (b) 在广泛使用水坝的情况下，以及在核设施的潜在或现有场址上游修建水坝的情况下，应考虑到水坝破坏所造成的危害。该设施的厂房设计

成能抵挡因水坝决口而产生的水波冲击。在这种情况下，特别是用于贮存易裂变材料设备的设计应防止任何临界事故。

飞机意外坠毁危害

4.98. 应评定接近研发设施的航线及其飞行量，并评价易受影响的区域，即处理或贮存危害物质的区域，来计算对研发设施造成影响的可能性和后果。如果风险低到可以接受程度则无需进一步评价。NS-G-3.1[17]第 5 部分和 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 5.5 段提供了进一步的指导，第 2 部分提出了相应的要求。

4.99. 为了评价撞击的后果或设计是否足以抵御飞机撞击，只应考虑可信的坠毁情况，这需要研究可能的撞击角度或航空燃料引起火灾和爆炸的可能性等因素。一般而言，飞机坠毁后不能排除起火的可能性，因此必需有消防和应急准备和响应方面的特定要求。

仪器仪表和控制

仪器仪表

4.100. 应提供仪器仪表设备，以监控设施参数和系统在其各自范围内的正常运行情况：(1) 正常运行；(2) 预计发生的运行工况；(3) 设计基准事故（或同等事故）；(4) 以及设计扩展工况⁵。所获得的相关设施和实验状况的信息，应允许根据运行程序或为支持自动系统而采取任何必要的行动。

4.101. 应提供仪器仪表以测量可能影响加工的所有主要变量，监控研发设施安全的一般条件（如内部和外部照射所致辐射剂量、流出物的排放和通风条件），以获取设施可靠和安全运行所需的任何信息。应规定自动测量和记录安全重要参数，包括必要时的远程监控。

⁵ 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按照最佳估算方法考虑，并将放射性物质的排放保持在可接受的范围内。

控制系统

4.102. 非能动和能动工程控制比行政管理更可靠，应优先用于正常运行状态和事故工况下的控制。应在使用自动系统时将研发设施或实验设备的加工参数保持在运行限值和工况内，或使加工系统处于安全稳定状态，即通常的关闭状态。

4.103. 应向研发设施运行人员提供适当的信息，以监控自动控制动作的效果。仪器仪表的布局和信息的方式应使运行人员充分而全面地了解研发设施的运行与状态。监控装置应能有效地提供偏离正常工况并可能影响安全的运行状态的视觉界面，并酌情提供声响提示。控制系统应确保符合法规限值，例如排放限值。

控制室

4.104. 应提供控制室以便集中研发设施的主要（如监视和监控）数据显示、控制和警报，以应对研发设施的一般情况。对于特定的实验，可能适用就地位置控制收集相关信息并加以监控。此类控制应设置在研发设施中的某些位置，可将运行人员和职业照射风险降至最低。应特别重视甄别控制室内部和外部可能对运行人员和控制室的运行构成直接威胁的事件。在控制室的设计中应考虑人因工程学因素。

正常运行的安全相关仪器仪表和控制系统

4.105. 正常运行与安全相关的仪器仪表和控制系统应与实验仪器仪表分开，并应酌情包括以下系统：

- (a) 临界控制：存在临界风险的情况下，根据临界控制的方法、监控和控制参数应包括质量、密度、含湿量、同位素量、易裂变材料量、反射和慢化添加剂以及材料的位置；
- (b) 设备和给料的监控和控制：为了研发设备的安全，可能需要监控和控制若干安全参数，例如温度、气体流量、流体成分、流量和压力。应提供一种手段来正确确认热设备中活性介质的浓度；
- (c) 手套箱控制：对于惰性气体环境下的手套箱，出于安全和产品质量的考虑，应对气体浓度和温度进行监控。应按照 NS-R-5 (Rev.1) [1]第

9.60 段和 II.25 段要求，配备满足负压和消防要求的仪器仪表和控制装置；

- (d) 外部职业辐射剂量的监控：应使用具有实时显示和/或警报功能的灵敏的剂量仪监控和控制职业辐射剂量，特别是在配有使用 X 射线和密封辐射源的视察设备的区域。在可能的情况下，应尽可能使用已安装的设备来控制 γ 和中子全身照射；
- (e) 内部职业辐射剂量监控：在有可能受气溶胶污染的研发设施内，应考虑下列规定，以确保及早发现放射性微粒：
 - (i) 安装连续空气监控器，尽可能靠近工作区检测污染；
 - (ii) 在工作区附近安装表面污染（ α 、 β 或 γ ）探测器，并在房间出口处进行自我监控。
- (f) 液体排放的监控和控制：对研发设施的液体排放进行适当的监控和控制。这可以通过取样和分析以及测量排放量来实现；
- (g) 气态流出物的控制：NS-R-5（Rev.1）[1]第 6.37—6.39 段指出了控制大气和压力的一般要求，其中规定：

“这种屏障的本质和数量及其性能，以及空气系统的净化性能必须与潜在危害的程度相称，并特别注意 α 发射体的潜在扩散……必须安装空气污染监控工具和适当的警报系统。”

这种措施应包括测量压差，以确认过滤系统工作的有效性，以及持续监控排放情况。有必要进行监控和控制，以确保研发设施所有区域的气流都朝着正确的方向流动，即从污染较轻的区域流向污染较重的区域。应在工作区域控制温度、湿度和污染物，以确保工作人员的舒适和卫生。在某些情况下，例如在装有备用电池的房间里，应使用局部通风。

运行事故的安全相关仪器仪表和控制系统

4.106. 除第 4.105 段所列外，在预计运行事故中使用与安全相关的仪器仪表和控制系统应提供以下，包括：

- (a) 火灾探测和消防系统，以及厂房疏散系统；
- (b) 辐射探测和警报系统；

- (c) 气溶胶活性探测和警报系统；
- (d) 气体探测器和警报系统，凡泄漏的气体，如氢气可能产生爆炸的大气环境；
- (e) 稀释可能存在氢积聚问题的容器中的气体流。

设计基准事故用的与安全相关的仪器仪表和控制系统

4.107. 除第 4.105 段和第 4.106 段外，设计基准事故工况（或同等事故）的安全相关仪器仪表和控制系统应包括：

- 凡可能出现临界之处，临界危害检测系统、警报系统和厂房疏散系统；
- 液体异常排放的检测和警报系统。

人因的考虑

4.108. 研发设施往往高度依赖人工操作，但这种依赖不应排除提供设计安全功能，以尽量减少重大人因失误造成事故的可能性。NS-R-5（Rev.1）[1] 第 6.15 段和第 6.16 段提出了与人因相关的要求。

4.109. 在设计阶段应考虑运行、视察、定期试验和维护中的人因。需要考虑的因素包括：

- 人为失误对安全的影响（考虑到运行人员干预便捷性和人为失误的容忍度）；
- 职业照射的可能性。

4.110. 考虑人因的研发设施设计是一个专业范围。专家和有经验的运行人员应从设计的初始阶段就参与进来。应考虑的范围包括：

- (a) 符合人体工程学要求的工作条件设计：
 - (i) 人因界面，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，表面有适当的光洁度，便于清洁；
 - (iii) 已改装用于核用途的商用设备（例如手套箱）的安全特性。

- (b) 选择设备的位置和清晰的标签，以便于视察、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) 良好的任务计划和营运组织，特别是在维护工作期间，自动控制系统可能会被禁用；
- (e) 尽量减少使用个人辐射防护用品（如防护服）的需要。

4.111. 在设计和操作通风柜、手套箱和（如适用）热室时，应考虑以下特定因素：

- (a) 设计设备以避免可能导致工作人员受伤的常规实验室危害，包括手套破损、运行人员皮肤上的伤口和（或）可能的密封故障造成的内部辐射照射；
- (b) 便于进入，有足够的工作空间和良好的能见度；
- (c) 可能丧失密封，包括手套损坏；
- (d) 对运行人员进行正常和异常工况下应遵循的程序的培训。

安全分析

4.112. 研发设施的安全分析应分两个主要步骤进行：

- (1) 评定研发设施运行状态下的职业照射和公众照射，并与运行状态下的许允限值进行比较；
- (2) 确定事故对公众造成的放射性和相关化学影响，确定设计扩展工况，并核实这些影响可在事故工况规定的限值内加以控制。

4.113. 应评审这两个步骤的结果，以确定可能需要工程安全设施和/或补充运行限值和条件。

运行状态安全分析

职业性辐射照射和公众照射

4.114. 在新研发设施的设计阶段，应根据对下列因素的保守假设对设施内所有工作场所工作人员的辐射照射情况进行评定：

- (a) 获发许可证的研发设施每个部分的放射性物质存放量；
- (b) 计算放射性水平，无论其位于何处，均应使用包络研发设施源项；
- (c) 在每个工作地点正常运行和预期维护工作的最长年累积工作时间；
- (d) 基于对屏蔽性能的保守假设，计算正常运行的下的屏蔽效率。

4.115. 研发设施中的设备设计、设备布置和屏蔽应基于加工和机械设计之间的充分协调和反馈、以及加工类似设施和/或上游设施的安全评定和运行经验。

4.116. 在设计中应特别关注清洁操作（例如，通风柜罩、手套箱和热室中的清除灰尘）。

4.117. 应将计算的剂量与随后的研发设施运行期间实际剂量进行比较。如有必要可将特定工作场所每年允许的最长工作时间列入运行限值和条件。

4.118. 应根据放射性物质最大估计排放量和地面最大沉降量来计算公众估计剂量。应使用保守的模式和参数来计算对公众的估计剂量。

非放射性危害物质的排放

4.119. 本“安全导则”主要涉及可能引起辐射的危害物质（见 NS-R-5(Rev.1) [1]第 2.2 段）。应对这些物质对研发设施人员的毒性作出现实和可靠（即保守）的估计。对影响人类或环境的危害放射性化学品或生物材料的排放，应采用保守的模式和参数进行评定，其标准不低于同等非核工业使用的标准，见参考文献[22]附件 I。

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

4.120. 研发设施的事故影响不一定局限于现场和事故地点附近的个人。后果将取决于各种因素，如排放速率和排放量、受体和排放源之间的距离、到受体的物质运输和照射时间。

4.121. 与事故分析相关的可验收标准应根据 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.5 段的规定，以及国家法规和风险标准来确定。为了估计事故的场内和场外影响，事故分析中应模拟可能导致放射性物质向环境排放的各种物理过程，并应确定包括最严重后果的包络情况（见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 2.6 段、第 2.10—2.12 段和第 4.24 段）。

4.122. 评定中应考虑以下方法：

- (1) 使用绑定案例法（最坏案例法），只考虑那些缓解事故后果和/或降低事故可能性的安全设施。如有必要，可考虑更现实的情况，包括使用某些安全设施和一些非安全设施，超出原定的功能范围减少事故影响（最佳估算方法）。安全分析中不应将可移动或容易移动或撤走的设备纳入安全分析；
- (2) 使用绑定案例法（最坏案例法），不考虑任何可能减少事故影响或可能性的安全设施。在进行这一评定之后，再计入为缓解事故影响而计划的应急程序和措施对可能发生的事事故序列进行评定。

第二种方法只有在无法证明安全设施有效的情况下使用。

事故可能后果的评定

4.123. 安全评定应处理与可能发生的事事故相关的后果。推演和分析事故假定的主要步骤应包括：

- (a) 分析场址的实际情况和未来的预期条件；
- (b) 识别可能受到事故影响的工作人员和公众（即居住在研发设施附近的典型代表），并考虑到人口统计的变动；
- (c) 事故构成的详细说明，以及相应的运行程序和运行管理；

- (d) 根据合理的情况演绎，识别和分析研发设施的条件，包括可能导致排放产生不利影响的物质或能量的内部和外部始发事件、排放时段范围和照射时间；
- (e) 制定安全重要结构、系统和部件的安全标准，以降低事故发生的可能性和/或缓解事故后果。这些在安全评定中认可的结构、系统和部件应在事故工况下履行其功能的鉴定；
- (f) 源项的表征（材料、质量、排放速率、温度）；
- (g) 识别和分析设施内流出物的运输途径；
- (h) 识别和分析物质排放到环境中的途径；
- (i) 对安全评定中明定为典型代表人的后果进行量化。

4.124. 对该设施的实际条件和未来的预期工况进行分析时，需要评审该设施的气象、地质和水文条件，这些条件可能影响设施的正常或有助于设施可能流出物的迁移或能量传导，见 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 5 部分。

4.125. 物质环境迁移应使用鉴定的模式和程序，或使用来自鉴定程序导出的数据计算，并采用导致公众受到的照射最大场址的气象和水文条件。

应急准备和响应

4.126. 如果发生紧急情况，应评定与研发设施关联的危害和潜在影响，以便根据 GSR Part 7[11]、GS-G-2.1[12]和 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.62 段，为充分的应急安排提供依据。应考虑到被评定设施潜在的危害（试验场和试验设备），针对一系列假想应急范围制定场内和场外应急安排，包括应急计划和程序。此类紧急情况包括但不限于临界事故，还应该考虑与影响研发设施附近基础设施的外部危害（如大火、地震和海啸）同时发生的核或放射性紧急情况。

4.127. 进行试验的成员应告知管理层，在类型 1 和类型 2 设施内所有实验的危害和关闭计划。

4.128. 对于类型 2 的研发设施，原子能机构安全导则中界定了与相应类型核燃料循环设施相关扩大的危害清单，例如 SSG-6[6]、SSG-5[18]、SSG-7[19]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-42 号《核燃料后处理设施的安全》[24]。在用于制定应急安排的危害评定中应考虑到这些因素。

放射性废物管理

概述

4.129. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 6.31—6.34 段确定了对研发设施产生的放射性废物进行管理的要求。原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号《放射性废物处置前管理》[25]规定了放射性废物处置前管理的通用要求,《安全标准丛书》第 GSG-3 号《放射性废物处置前管理安全论证文件和安全评定》[26]提供了进一步的指导。参考文献[27、28]提供了关于放射性废物防护最优化的进一步信息。关于核燃料循环实验室放射性废物处置前管理的特定指导见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-45 号《医学、工业、农业、研究和教育中使用放射性物质所产生的放射性废物处置前管理》[29],而可能与示范性电厂相关的指导详见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-40 号《核电厂和研究堆放射性废物的处置前管理》[30]和原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-41 号《核燃料循环设施的放射性废物的处置前管理》[31]。原子能机构的安全标准要求在实际可行的情况下尽量减少放射性废物的产生。设计时应考虑以下几个方面:

- (a) 废物的产生: GSR Part 5[25]要求 8 规定了放射性废物的产生和控制的通用设计要求。这些要求包括在废物总活度、相关放射性核素浓度和其他危害等方面对废物进行本质表征描述。应实施记录保存制度,以确保对所产生的放射性废物进行正确识别、追溯和复核,并应确保在易裂变材料成为废物及其后处理避免出现临界工况。在通风柜、手套箱和热室中,通过减少引入这些装置材料的量来减少废物;
- (b) 废物的搬运: GSR Part 5[25]要求 10 规定,研发设施必须提供足够的容器,以便移走放射性废物。通过在源头控制来尽量减少污染的扩散是一种良好实践。SSG-27[10]提供了关于处理含有易裂变材料废物的指导,也包括关于质量控制的指导。如 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 V.15 段所述特殊要求适用于此类废物,包括对提供包容和控制几何构型的工程设施的要求。示例包括通风柜、手套箱、热室和通风系统的过滤器;
- (c) 废物的收集: 设计特性应减少废物容器损坏导致包容丧失的风险。在放射性废物预处理管理方面,应考虑设立一个集中废物管理区。在此管理区,废物应加以表征(包括任何裂变含量)和分类。随后可对废物

进行处理，并将其置于本管理区的容器中以便中间贮存。如可行，设计应避免在同一容器或贮存区内混合化学或辐射不相容的废物；

- (d) 废物的贮存：贮存区和废物容器的设计应考虑到废物的放射性和其他危害，即使贮存是短期的。GSR Part 5[25]要求 11 规定：“废物的贮存方式应使其能够在适合于随后管理的条件下进行视察、监控、回收和保存。”因此即使是临时贮存，也应考虑到低概率事件，采取措施确保设施和废物容器的完整性；
- (e) 废物的处理：在研发设施场外对废物的后续处理可包括预处理（即分离、化学调质和去污）、处理（即减少废物体积、清除废物放射性核素和改变废物成分）和处置（即废物固化和包装），然后再长期贮存、处理和处置的优选技术和程序按照既定或预期接收要求提供废物形式和/或废物货包，以便废物贮存和最终处理。

废气和废液排放的管理

4.130. 从研发设施排出的气态流出物应由空气净化系统控制，该系统通常由若干个系列高效微粒空气（HEPA）过滤器。应根据适当的安全评定，为空气净化系统制定性能标准。

4.131. 应安装和使用下列监控设备：

- (a) 用于探测何时需要更换过滤器的差压表；
- (b) 连续取样的活性或气体浓度测量设备和流量测量设备；
- (c) 用于试验过滤器性能的注入和取样设备。

4.132. 应处理排放到环境中的废液，以便将放射性物质和危害化学品的排放减少到监管机构允许的水平。应酌情考虑使用过滤器、离子交换床或其他技术。

其他设计注意事项

手套箱和热室

4.133. 通风柜、手套箱和热室的设计应便于使用干洗方法（例如临界安全过滤真空吸尘器）。应考虑易于清洁的表面、可剥离的涂层和圆角等特性。

辐射防护屏蔽

4.134. 在研发设施中的材料可产生多大剂量率（中子、 β/γ ）取决于所处理材料的同位素组成。因此，在设计阶段应考虑中子和 γ 屏蔽的需要。

4.135. 有效的 γ 射线和中子屏蔽可应用于热室和手套箱的面板，但这会限制能见度并增加工作人员的操作时间。因此，屏蔽的选择和类型应基于对正常运行和维护期间预测的总职业照射量。

新燃料贮存设计

4.136. 根据临界安全分析的结论，新燃料的贮存设施应设计包括燃料的固定、干燥和标记位置。支架、固定设备和装卸装置应能容纳所需尺寸的燃料，同时保持所需的稳定性，燃料应该是清晰可识别的。设计中应包括提供必要实物保护。

4.137. 在设计新燃料贮存设施时，还应考虑下列措施：

- (a) 存量控制和核实所需的称量设备无需将燃料来回进出贮存点；
- (b) 用于包装的空间和设施，恰当时使用惰性气体。

维护设计

4.138. 维护设计应包括以下方面：

- (a) 考虑远程操作，而不是使用个人防护设备手动进行维护；
- (b) 维持临界安全状态的措施，如限用液体、溶剂、塑料和其他慢化剂；
- (c) 维护或更换设备时防止污染扩散（例如，电机和驱动器可位于手套箱外部）；
- (d) 研发设施的设计应有助于良好看护。手套箱和热室需定期清洁，否则会布满灰尘。各种工具应存放在指定的位置应避免废物堆积；
- (e) 屏蔽材料的拆除。手套箱上的屏蔽通常用于正常的加工运行、维护时可能需要拆除。在拆除任何屏蔽物之前，应考虑清除所有放射源；
- (f) 设施设计应尽量减少锐角边，减少手套箱中尖锐锋利部件，以尽量减少可能造成污染的伤口；

- (g) 可更换部件的设计应有利于混合型有害废物的分离和装卸；
- (h) 老化和退化的监视和监控要求。

去污和拆除

4.139. 应选择地板、墙壁和天花板表面，特别是在潮湿的化学品区域，以便于去污和今后退役。可能存在污染的区域表面应无孔，易于清洁，特别是在热室和手套箱的房间，以及在热室和手套箱本身内。正确的方法包括在这些表面上贴覆层或涂层，例如使用油漆、树脂或不锈钢衬。它们的设计不应带有不可达的拐角或缝隙。此外，应使所有可能受到污染的表面是可达的，以便定期并最终消除污染（例如，通过剥离油漆或涂层）。

5. 工程建设

5.1. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 7.1 段指出：“在开始建造燃料循环设施之前，营运组织必须满足相关设施设计安全的监管要求建造”，建造研发设施同样需要得到监管机构的批准。

5.2. 对于复杂的研发设施，应分几个阶段获得批准。每一阶段结束时都可能有一个停工待检点（H 点），在这个停工待检点上，在下一阶段工作开始之前需要得到监管机构的批准。监管机构建造期间介入程度应与研发设施在其预计寿命期内存在的潜在危害相适应。

5.3. 当今的良好实践应运用厂房建造、以及设施设备的制造和安装。应采取有效措施，防止安装假冒、欺诈性或可疑产品以及不合格或低于标准的部件，因为在研发设施投入使用之后，这些产品或部件也可能损害安全。

5.4. 在建造基础研究和分析研究（如类型 1）等复杂的设施时，应使用模块化部件（如手套箱、热室、通风柜、监控系统），使得部件在安装到研发设施之前能够在制造厂现场进行试验和证实。此外，这种方法还有助于调试、维护和退役。

5.5. 研发设施某部分的建造和研发设施其他部分的调试或运行可能会重叠。在放射性环境中建造要比无放射性物质时困难得多，耗时也长得多。一旦发生这种情况，研发设施应采取措施防止：

- (a) 避免建造人员受到不必要的辐射；
- (b) 建造对正在运行的研发设施的结构、系统和部件造成的损害；
- (c) 将放射性物质传播到正在建造的设施；
- (d) 对设施运行人员的任何伤害。

5.6. 预防措施还应包括对建造工作人员在模拟装置上进行安全培训，使它们在进行实际建造之前，能够掌握确保其自身和它人的安全技能。

5.7. 研发设施建造应考虑质量保证计划，并应在建造阶段早期编写，其应包括：

- (a) 适用的规范和标准；
- (b) 组织机构；
- (c) 设计变更程序（配置控制）；
- (d) 采购控制；
- (e) 记录维护；
- (f) 设备试验；
- (g) 安全相关部件、电缆、管道等设备的编码和标识。

5.8. 关于核设施建造安全的进一步指导见原子能机构《安全标准丛书》第SSG-38号《核装置建造》[32]。

6. 调试

6.1. NS-R-5 (Rev.1) [1]第8部分规定了适用于研发设施调试的要求。应制定并实施调试计划，以证实研发设施符合其设计目标和安全性能标准，使运行人员熟悉设施的特征。应在调试的初期就开始建立良好的安全文化。

6.2. NS-R-5 (Rev.1) [1]第8.9段指出了分阶段调试的要求，此要求也适用于工厂级或实验级的研发设施。

冷调试

6.3. 在这一阶段，在没有放射性物质的情况下对设施的系统进行试验。设施分为设备单独物项试验和系统整体试验方式有系统地进行（见 NS-R-5

(Rev.1) [1]第 8.9 段)。由于该阶段相对容易采取纠正措施，应在此阶段进行尽可能多的核实和试验。运行人员应以此机会准备一套运行文件，并学习系统的细节。密封性和控制系统的稳定性最好在此阶段进行试验。

暖调试

6.4. 根据 GSR Part 7[11]，研发设施的应急安排应在下一个调试阶段之前就绪。在这一阶段，必要时应使用天然铀或贫化铀，以避免核临界风险，尽量减少职业照射，并限制可能的去除放射性污染需要。这一阶段还提供了契机，启动在引入铀、其他锕系元素或裂变产物等高活度物质时必需的管理系统。

6.5. 在此调试阶段进行的安全试验应主要用于密封检查。这些措施应包括：(1) 检查气溶胶放射性物质；(2) 检查表面污迹；和 (3) 检查气体排放和液体排放。还应对意外累积的危害物质进行检查。

热调试

6.6. 这一阶段使行政管理系统和工程系统能够在有放射性物质的情况下逐步和谨慎地全面投入运行。NS-R-5 (Rev.1) [1]第 8.5 段和第 8.10 段指出了要求充分操作放射性系统和加强安全文化，以确保运行人员在处理放射性物质和相关应急安排方面受到充分训练。

6.7. 研发设施运行许可证一般是在第三阶段开始之前发给营运组织。在与调试计划协调一致的基础上，监管机构应将停工待检点 (H 点) 和/或见证点 (W 点) 规定为发放许可证的控制点。见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-12 号《核装置许可证审批过程》[33]。在这一阶段，热试将在持证营运组织的责任、安全程序和组织下进行。热试可被视为研发设施正式运行的一部分。

6.8. 如果热调试尚未设立研发设施安全委员会 (或类似的评审实体)，则应在热调试开始前设立该委员会。从类似设施中汲取的经验教训应特别用于新研发设施的调试。

6.9. 在调试中和以后的研发设施运行期间，应根据实际照射剂量率评定工作人员所受剂量的预计估计值。如果实际剂量高于预计剂量，则应采取纠

正措施，包括对许可证文件（如安全论证文件）进行必要的改造，或增加或改变安全设施或工作细则（另见第 6 部分和第 7 部分）。原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号《基本安全原则》[34]基本原则 4、5 和 6。

6.10. 对于研发设施，在调试阶段开始评审工作人员剂量，但随着新的实验和材料的引入或部分设施投入运行，评审工作人员剂量的工作将在设施的整个寿期里进行。

7. 运行

研发机构的特征

7.1. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.3 段指出：

“营运组织必须对设施运行期间的安全承担总体责任。营运组织必须建立适当的设施管理结构，并必须为安全运行提供必要的基础设施。”

NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.4 段和第 9.5 段详细说明了运行、维护和控制改造的责任，这些要求和 GS-G-3.5[4]的通用指导与研发设施相关。本部分提供了研发设施满足安全要求良好实践的特定指导和其他考虑因素，包括不同团队或不同组织可能进行的运行和试验。本“安全导则”第 1.2 段概述了研发设施在满足安全要求时应考虑的某些最明显危害。

7.2. 应在研发设施运行的功能部门和研究功能部门之间进行安全协调。安全委员会提供的运行和研究之间的接口，不应替代这两部门间就安全问题进行日常交流和合作的程序，这些程序也应形成文件。应认真协调的责任包括放射性物质的管理、废物管理和实验监督。研发设施的安全委员会（或同等机构）应由运行、安全和研究的职能部门的代表组成。

7.3. 研究计划应符合已有的安全论证文件，或考虑其修订。研究需要使用的材料和加工方面的灵活性，安全论证文件应考虑到各种不同的研究需要；（见第 2.7 段）。通过运行限值和条件规定的安全运行范围应足够大，以避免频繁改造安全论证文件或监管授权。任何修订都应根据监管法规要求，经相关主管部门的评审和核准。

7.4. 如附件 I 和附件 II 所述，在研发设施中开展的某些运行活动更适合于类型 1，其他运行活动更适合于类型 2。本部分有些段落提到这两类型和附件。

人员的资格和培训

7.5. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 4.10 段、第 4.24 段、第 8.4 段和第 9.8—9.13 段指出了与研发设施人员的资格和培训相关的通用安全要求。

7.6. 研发设施人员的多样性应纳入安全培训计划。所有与研发设施相关的培训计划都应以建立共同的安全文化为目标。

7.7. 在此类培训计划中，应强调个人责任，即对安全运行、组织、人因、事件教训（包括此类设施和其他设施）、纵深防御和对研发设施计划的安全评定或运行的责任。

7.8. 营运组织在规划培训计划时，应考虑研究和运行人员及工作计划的变化所产生的影响。

7.9. 与手套箱和热室操作相关的许多过程涉及手动干预，因此，应特别注意对研发设施手套箱和热室的运行人员进行培训，包括对预计运行事件（例如手套箱中的手套刺破或热室中丧失通风）作出响应。

设施运行

7.10. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.6 段规定了同一场址内各设施之间相互关联和通信的要求。研发设施内的不同部门应定期举行工作计划会议，以实现共同的工作计划并协调各项活动。清晰的个人委派应形成会议文件，并须经适当级别的授权人批准。

7.11. 为确保研发设施在正常工况下能在其运行限值和条件下良好运行，应订定一套较下一层次的子运行限值和条件。此类次级运行限值和条件应明确界定和易于理解，并提供给设施运行人员。如果不同小组可以灵活地设定自己的子限值，则管理系统应确保将这些子限值通知所有相关人员。

7.12. 应准备运行文件，列出研发设施运行的所有运行限值和条件。附件 IV 提供了适用于基础研究设施（类型 1）和示范规模加工设施（类型 2）的运行限值和条件示例，可用于界定各研发设施领域的运行限值和条件。

7.13. 还应为设施设定通用限值，这类限值的示例有：

- (a) 为避免临界，易裂变材料在运行、转移和贮存期间的质量控制允许范围，例如手套箱中易裂变材料的存量限值；
- (b) 对含有易裂变材料的溶液中的浓度、几何构型和慢化剂的特定限值；
- (c) 手套箱或临时贮存区中放射性物质和同位素组成的特定存量限值；
- (d) 为热室或手套箱等处规定的最大热负载；
- (e) 研发设施过程中不同阶段添加物的最大用量；
- (f) 手套箱和热室中可燃物质的规定限值；
- (g) 规定包容在设备中可燃气体的限值，例如炉内的氢。

7.14. 应当制定计划，对气溶胶和地面污染、辐射防护例行监视，更普遍的是要确保充分的清洁程度。

7.15. 应随时记录运行限值和条件的关键安全变量的值，以监查并支持定期的安全评审。应针对不符合运行限值和条件的情况开展调查和学习，应记录所有的调查结果，并应宣贯已经查明的经验教训（运行经验反馈）。

7.16. 当研发设施运行阶段受到限制并随后长期关闭时，营运组织应制定程序以确保必要的安全水平。培训计划应能应对这种情况并反映该程序。

7.17. 程序还应包括确保临界安全、化学品安全、消防安全、应急响应⁶和环境保护所需的行动，应规定通风系统在火灾条件下的运行程序，应定期进行试验和演习。运行指令和程序应定期评审，并应更新和必要的授权。

7.18. 在研发设施中，应采取措施确保实验和加工处于安全关闭状态。有些系统，例如用于密封的通风系统，通常会继续运行。应使用特定的运行程序来关闭特定的过程，以防止放热反应、氢爆和核临界。应建立正式的通信联络确保设施配置，包括安全重要结构、系统和部件状态、运行限值、条件和其他关键安全资料，随时为人所知、记录和查阅。

⁶ 应急程序是根据第 4.126—4.128 段指导意见制定的总体应急安排的一部分。

7.19. 应制定设施视察计划，其目的是定期确认研发设施是否按照规定的运行限值和条件，见第 7.24—7.26 段。

7.20. 研发设施的管理层应在每天开始时和在进行新的运行或试验之前，安排班前会，介绍任务和风险评定简况以查明潜在的安全风险，确定最佳的安全选项并评审和评定程序；见 GS-G-3.5[4]第 2.37 段。研发机构的全体人员应尽可能参加此类会议。

维护和定期试验

7.21. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.28—9.34 段规定了核燃料循环设施的维护、校准、定期试验和视察相关的安全要求。

7.22. 在对研发设施进行维护时，应特别考虑到表面污染或气溶胶放射性物质的可能性、以及任何化学或生物危害。为了进行定期试验或例行维护，研发设施不应处于不安全或未经评定的状态。

7.23. 维护保养应遵循良好实践，并特别考虑到以下事项：

- (a) 应为工作控制中使用的所有设备和装置制定和实施维护计划，例如，移交和交还批准的文件、通信设备和对参观工作、改变计划的工作、暂停工作和确保安全通行；
- (b) 设备隔离，例如，切断能源和切断电力、对热力或压力管道和设备进行排水、通风和吹扫；
- (c) 试验和监督，如开始工作前对工作场所和工具的检查（见 GS-G-3.5[4]第 5.67 段），维护期间监督和重新调试检查，以及上述通信联络；
- (d) 安全注意事项，例如确保个人防护设备的可用性和使用的规范；
- (e) 控制临界和辐射防护的连续监控系统；
- (f) 设备的重新安装，例如管道和电缆的重新装配、重新连接、试验、运行现场清洗和监控，应在维护后和重新调试前进行。

7.24. 应制定研发设施定期视察计划，至少检查通风柜、热室、手套箱和密封区域的入口。应按规定定期检查过滤器机组的压降。应当有例行视察和维护计划，以防止污染扩散或有害物质排放。这些计划应包括：

- (a) 视察和维护手套材料，防止手套损坏；
- (b) 热室主从机械手及其套筒的维护。

7.25. 应定期对研发设施的火灾探测和消防系统进行试验。通风系统在运行上是否符合消防规定，亦应定期加以核实。

7.26. 应定期核实维护所需物料的供应情况。为使研发设施连续安全运行，应制定和执行安全设施提供备件的计划，包括辐射监控设备在内。

改造的控制

7.27. 研发设施通常是各种不同的研发物项而设立。然而，如果要执行或安装现有授权范围以外的新工作计划或设备物项，可能需要变更现有设施及其安全论证文件集。作为管理系统的一部分，应根据 NS-R-5 (Rev.1) [1] 第 9.35 段规定在研发设施中实施改造控制程序。

7.28. 应根据改造的安全重要性，在与监管机构达成一致的情况下，在改造实施前对改造进行评定，由监管机构登记或授权。对设施的安全重新评定，并由 NS-R-5 (Rev.1) [1] 第 3.10 段确定的监管机构正式授权，应特别需要评定人因，例如人机接口、警报系统、程序和人员资格评定或再评定。

7.29. 改造的控制应按照营运组织建立的过程进行管理。改造控制表（可以是电子记录表形式）应将其作为监督改造计划进展总体措施，并确保所有改造建议得到同等和充分的评审。改造控制表应用于描述拟议改造和改造的目的，并确定其对安全的潜在影响。应说明可能受改造影响的所有的方面，并证明已有足够的安全细则来控制潜在的风险。例如，应说明屏蔽材料和厚度的变化、氢化和非氢化材料的数量，以及可能影响核临界安全分析或辐射安全的设备位置等。

7.30. 应仔细评审改造控制表，并须经有资格和有经验的人员批准，以核实用于证明安全的论据是否坚实，以及改造是否符合监管机构的要求。安全论据的深度和它们所受到的评审程度应与改造的安全重要性相称。

7.31. 改造控制表还应具体说明改造后需要升版的文档。应建立文件控制程序，以确保在合理时间内替换和分发文件，使运行人员能够在改造完成时

评审、接受和应用经升版后的程序。改造控制表还应详细规定在改造后的系统再次完全投运之前所需的功能检查要求。

7.32. 营运组织应按程序评审研发设施所做的改造。这是为确保若干局部改造后的组合效应不会对设施的总体安全产生迄今无法预见的影响。根据国家监管规则，也可向监管机构报告评审的结果；见本“安全导则”第2部分。

临界安全

7.33. 如果在研发设施中存在易裂变材料，特别重要的是严格实施控制临界危害的程序（NS-R-5（Rev.1）[1]第9.49段和第9.50段）。

7.34. 在研发设施临界控制的运行方面应考虑以下因素：

- (a) 可能增加临界事故风险条件的意外变化，例如未预计的易裂变材料或氢化物（例如在手套箱或通风管中）累积；
- (b) 意外积水，例如由于消防喷洒或水管漏水造成的积水；
- (c) 管理慢化物质，特别是氢化物，如用于手套箱去污物和齿轮箱漏油；
- (d) 需要作质量控制的裂变物质传送的管理（程序、质量测量、系统和记录）；
- (e) 检测临界控制的不安全条件发生的可靠方法；
- (f) 疏散练习和/或演习（见第7.68—7.71段关于应急准备）；
- (g) 临界控制和监控系统的定期校准或试验（如物料移动控制、天平和秤）。

7.35. 用于计算和控制核材料的工具，如质量、体积或同位素测量和计算机软件，也可能在临界安全领域有些使用。然而，如果易裂变材料的特性有任何不确定性，则易裂变材料含量和同位素组成等参数应使用保守值。这在处理热室地板或手套箱清扫和类似废物时尤其如此。

7.36. 维护工作等活动可能需要额外的安全措施。例如，“如果必须将易裂变材料从设备中移除，则只必须使用经批准的容器”（NS-R-5（Rev.1）[1]第V.14段）。此外，实验或示范厂过程中、去污和维护活动中产生的废物和残留物应收集在经批准且几何构型适合的容器中，并应贮存在专用的临界安全区。

辐射防护

7.37. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.36 段和第 9.37 段指出：

“防止运行人员，包括承包商和公众免受辐射照射的防护措施必须符合监管机构的要求和参考文献[12]要求。对于所有运行状态，辐射防护措施必须：

- (a) 确保将照射维持在低于监管限值的水平；
- (b) 使辐射防护达到最优化。”

在研发设施中，对工作人员和公众的放射性危害包括吸入（吸入或摄入微粒、气溶胶和气体）和外部照射。为确保辐射防护措施的有效性，应预先确定行动等级和流出物排放限值以便与监控结果进行比较。

7.38. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.38—9.43 段指出制定适当的辐射防护计划。应考虑到研发设施的复杂性、规模以及存放量的多样性。此外，存放物的物理和化学性质可能会无规律的发生变化，导致无法预见的后果。

7.39. 手套箱和热室以外的设备、设施范围内的房间和周围环境应定期进行系统性的监控。应检测放射性水平任何超出正常范围的上升（如热点或放射性水平缓慢递增），应查明其来源并迅速采取纠正和/或缓解行动。

7.40. 工作人员的辐射防护应成为正在运行的研发设施决策过程的一部分，以便实施照射量最优化的要求。这些要求包括及早发现问题，正确看护物项贮存和废物分类。任何污染程度高或辐射程度高的区域都应加以记录和标记。

7.41. 应将强制介入的维护和改造视为主要活动，是需要设施管理部门提供正当性，并按照 GSR Part 3[7]要求防护和安全最优化。这类活动的程序应包括：

- (1) 活动前的剂量估算（外部剂量）；
- (2) 最大限度减少剂量的准备活动，包括：
 - (a) 识别与活动相关的特定风险；
 - (b) 使用附加屏蔽、远程设备或实物模式；

- (c) 确定工作许可证内的特定程序（个人和集体保护要求，如使用面具、衣服和手套，以及时间限值）。
- (3) 活动期间的剂量测量；
 - (4) 实施反馈，持续改进。

内部辐照控制

7.42. 在研发设运行期间（包括维护和改造），应通过以下手段控制内部辐照：

- (a) 应为可能影响内部照射的所有因素（如污染水平）制定性能标准；
- (b) 应定期对设施区域和设备进行污染调查，以确认清洁方案是否充分；
- (c) 为了协助工作人员考虑工作所涉及的风险水平，并指派辐射防护人员进行例行工作场所调查，应将设施区域分为辐射区和污染区。这些区之间的边界应定期检查和调整，以符合目前的条件；
- (d) 辐射区和污染区应该用适当的标志加以划定；
- (e) 如果存在气溶胶传播的污染，应进行持续的空气监控，以提醒设施运行人员；
- (f) 污染水平不应超过预先确定的行动水平；
- (g) 必要时应在有气溶胶传播污染源的地方布置流动空气采样器；
- (h) 当检测到气溶胶传播污染水平很高时，应立即开展调研；
- (i) 应在辐射防护人员的协助下，对工作人员进行个人防护设备的穿戴、使用和脱下的培训；
- (j) 个人防护设备应保持完好，并定期视察；
- (k) 设施内应保持高标准的看护管理。应使用不会造成气溶胶污染的清洁技术；
- (l) 应定期检查，必要时在隔离或解除隔离箱和通风罩之后应重新平衡，校验通风系统的有效性；
- (m) 应按类别（即按处理和处置路线）对维护或类似干预措施产生的废物进行分类，加以收集，并将其送往恰当的废物处理路线；
- (n) 应仔细考虑辐射和工业危害（如缺氧、热应力）的组合，特别注意人员防护设备使用的风险/效益分析，特别是对空气输送系统的分析；

(o) 应检查人员和设备是否受到污染，必要时应在人员跨越污染区之间的边界之前进行去污。

7.43. 评定内部照射的方法可以基于收集空气取样数据。在正常工况和事故工况下，还应根据需要提供体内（全身）监控和生物取样（例如，擤鼻涕、粪便和定期尿样），作为监控工作人员照射情况的补充措施。

7.44. 考虑到可能存在的特定放射性核素的特性，监控的程度应足以实现工作场所低水平的气溶胶活度和污染。

7.45. 应控制进出工作区，以防止污染扩散。特别是应设立更衣和去污站。

7.46. 在研发设施进行定期试验、视察和维护期间，应采取预防措施，通过临时包围装置和额外的通风系统限制污染物的扩散。

7.47. 维护工作完成后，应对区域进行去污并进行空气采样和涂片检查，以确认该区域可以恢复正常使用。应考虑在工作期间对类似活动进行分组，使防护最优化并确保维持临时区域的分类。

7.48. 进入装有放射性物质的热室或手套箱（如维护中的手套箱）之前应仔细准备。进入前应测量热室或手套箱内的放射性水平和非固定污染水平，以告知个人选择防护设备，并确定是否需要限制工作时间。根据本地规则（见 GSR Part 3[7]第 3.94 段）和密封空间进入的工业安全要求，此类操作需要适当的授权。

7.49. 有皮肤创伤的研发设施人员应避免进入因存在污染而被指定为控制区的区域。

7.50. 应根据废水监控数据，定期估计生活在设施附近的公众（典型代表人）所受的剂量。

外部照射控制

7.51. 研发设施中有专门划定的区域，需要作出特定安排来控制外部辐射照射。典型的情况是，这些区域将是示范厂处理设施中贮存和处理大量放射性物质和其他放射源的区域。

7.52. 应通过以下方式控制工作场址的放射性水平：

- (a) 确保人员占用率高的区域远离大量放射性物质，或适当屏蔽；
- (b) 清除毗邻工作区的区域放射性物质，以便扩大维护工作；
- (c) 只有具备适当资格和经验的人员才能处理和操作含有辐射源的仪器仪表；
- (d) 进行常规辐射剂量率调查。

7.53. 应通过以下措施控制外部辐射照射：

- (a) 对工作人员进行放射性危害和在工作场所正确使用监控设备的培训；
- (b) 避免无需停留在控制区，例如限制辐射源附近的工作时间；
- (c) 使用独立屏蔽（如铅围裙）和临时屏蔽；
- (d) 在可行的情况下，与辐射源保持安全距离。

7.54. 由于在手套箱中工作时双手靠近放射性物质，因此手比身体其他部位容易受到更高剂量的辐射。因此，应密切监控四肢的照射情况（例如使用手指剂量计）。

7.55. 如果使用放射性比活度较高的放射性物质，可能需要进行额外的控制。这还可能在废液中引入更多的放射性核素。在引入此类放射性物质之前，应全面评定职业和公共照射所致剂量。

工业和化学安全

7.56. NS-R-5 (Rev.1)[1]第 6.54 段列出了在设计燃料循环设施时应考虑的常规危害。应考虑在研发设施和实验中发现的传统化学危害，其中包括：

- (a) 酸、碱和有毒有机或金属化合物等化合物造成的化学危害；
- (b) 易燃有机物、自燃金属、氢气、硝酸铵和氨引起的爆炸和火灾；
- (c) 由于氮气、二氧化碳或惰性气体的存在而造成窒息的危害。

这些规定和指导建议见国际和国家标准化学品安全标准。

7.57. 在火灾中，动态密封系统应继续运行（包括过滤）以消除烟雾、热量和颗粒物，并在适当的情况下补偿潜在的超压。动态密封系统运行只要过滤器处的温度不超过安全分析确定的包容故障阈值，系统就应维持工作。应定

期进行火灾危害分析，以结合可能影响火灾可能性的变化。计算机建模可用于支持火灾危害分析。

7.58. 应根据国家法规制定健康监视计划，例行监控研发建设造作人员的健康状况，见 GSR Part 3[7]第 3.76(f)段、第 3.108 段和第 3.109 段。作为健康监视计划的一部分，应视需要考虑所使用和生产的化学品和材料的放射性和化学影响。

7.59. 适用于非核化学实验室的国家和国际标准也适用于核化学实验室。应为科研人员制定指导，涵盖预计化学品危害类型和相关事故的预防。此指导的大部分内容可能与辐射防护的标准实践重叠，同时在某些领域应该有针对化学品危害的指导。这些指导可包括眼睛保护、反应危害和毒性等专题，并可参考化学品和设备供应商提供的文件或相关国际和国家标准中所包含的文件。

放射性废物管理

7.60. NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.54—9.57 段指出了与运行中的放射性废物和废液管理相关的要求。GSR Part 5[25]规定了放射性废物处置前管理的通用要求。SSG-45[29]提供了关于核燃料循环实验室放射性废物处置前管理的特定指导，而 SSG-40、SSG-41[30、31]和原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.3 号《放射性废物处理、操作和贮存管理系统》[35]提供了可能与示范工厂相关的指导。

7.61. 为空气去污系统制定的性能标准应明确规定更换过滤器或洗涤器介质的性能水平。更换滤清器后应进行试验，以确保滤器未损坏且安装正确，可以使用烟雾试验。

7.62. 在转移到污染区之前，可通过去除去物项中不必要的包装来减少固体放射性废物。焚烧、金属熔化和压实等加工也可用来减少废物的数量[30、31]。此类加工应根据分离后废物的特性进行选择。根据国家法规，在合理可行的范围内处理过程中产生的废物应尽可能回收或再利用，可能时或从监管控制中解控。应采用减少和/或尽量减少废物产生的清洁方法，例如，在清洁污染较严重的场所时，重复使用清洁场所的洗涤剂。

7.63. 作为管理系统的一部分，应对所有废物流的处理均应采取质量保证和控制措施，以能实施的确保所选择或预计处置方案符合废物验收标准。

7.64. 废物的混合应限于放射性和化学相容的废物。如果考虑到化学性质不同的废物流的混合则应评价可能发生的化学反应，以避免失控或意外的反应。

7.65. 营运组织应在放射性废物产生时对其进行表征。根据管理系统建立和管理系统相应的记录和报告，见 SSG-40、SSG-41 和 GS-G-3.3[30、31、35]。

7.66. 如果存在没有化学和/或放射分析数据的遗留物质，则应收集或编写和贮存关于产生这些废物的研究论述报告，以便随后的安全评定使用。如有必要填补历史信息的空白，应对前雇员进行访谈，并发表关于遗留物质的科学和年度报告进行评定。在没有相关放射性或化学记录的情况下，应监控遗留物质是否存在不同类型的辐射，应确定其放射性和化学特征并对任何危害进行表征。

7.67. 在解控用于回收或处置的设备之前，应去污达到监管机构要求的水平。GSR Part 3[7]附表 I 列出了适用于许多研发设施的解控标准。

应急准备和响应

7.68. 第 7.69—7.71 段就 GSR Part 7[11]、GS-G-2.1[12]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]以及 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 9.62—9.67 段和第 5.17 段、第 5.18 段适用于研发设施的应急准备和响应的要求和辅助性建议提供指导。

7.69. 根据本“安全导则”第 4.126—4.128 段规定的应急安排应考虑研发设施场址的布局（即场址可由大量厂房和设施组成）。

7.70. 营运组织应定期进行应急演练，其中一些演习应涉及场外资源，以检查应急预案的充分性，包括场内和场外人员在培训和准备工作（包括通信在内的服务）。

7.71. 应定期评审和升版应急预案。应考虑从运行经验、应急演习、改造、定期安全评审、类似设施发生的应急事件带来的任何经验教训，以及考虑新出现的知识和监管要求的变化。

8. 退役准备

8.1. 退役活动应以最优化的方式进行，以逐步和系统地减少放射性危害，并在计划和评定的基础上进行，以确保退役运行期间和之后工作人员和公众的安全以及环境保护。见原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号《设施退役》[37]，其中规定了设施退役的一般安全要求。

8.2. 在研发设施的设计、建造和运行阶段应采取下列措施，以便利其最终退役：

- (a) 设计措施，以防止污染物渗入结构材料，例如池衬等；
- (b) 防止污染扩散的物理和程序性方法；
- (c) 特点便于退役的设计措施；
- (d) 在提出设施改造和试验建议时，审议这些建议对退役的影响；
- (e) 确定合理可行的设施设计变更，以便利或加速退役；
- (f) 全面编写设施生命周期所有阶段的所有重要活动和事件的记录，以保安和易于检索的形式存档，并以文件化、合乎逻辑和一致的方式编写索引；
- (g) 尽量减少退役期间产生放射性废物；
- (h) 确保为安全退役提供充足的财务资源。

8.3. 与研发设施退役相关的放射性危害取决于所从事的工作类型。这项工作要么已经由设施和试验的现有退役计划来处理，要么在退役工作开始之前对该计划进行适当的评审和改造。在正常工况下，类型 1 设施内的任何临时实验设备应在运行停止前拆除和移走。在处理受污染的设备方面，应考虑以下因素：

- (1) 在高活性热室或单元中，可能存在 β/γ 表面污染，需要事先通过化学或机械方法（如化学冲洗、喷砂和使用专用工具）进行去污。目标应是在可能的情况下消除污染，以便将放射性水平降低到尽可能低的水平，

以便能够直接进入设备。如果去污后剂量率仍然很高，则应使用远程操作；

- (2) 在 α 液体设备中， α 表面污染可能需要用不同于运行期间使用的化学物质来清洗；
- (3) 在 α 粉末设备中，粉末沉积物可用通过适当的个人防护设备来完成处理。

8.4. 在可能存在易裂变材料的情况下，适用 NS-R-5 (Rev.1) [1]第 5.19 段和第 5.20 段关于临界安全的要求。

准备步骤

8.5. 退役进程的准备步骤应包括：

- (1) 运行后清理，清除全部散装放射性物质和其他危害物质；
- (2) 厂房、设备的受污染部位和放射性核素鉴定；
- (3) 污染的类型和程度表征；
- (4) 对设施进行去污，使其达到监管机构要求的最终退役水平，或达到合理可达的最低残留污染水平；
- (5) 为退役进程的许可证发放而编写风险评定和方法说明，原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-5.2 号《使用放射性物质设施退役安全评定》[38] 载有关于退役安全评定的建议。

8.6. 如果研发设施永久关闭后退役被严重推迟，应采取安全措施使研发设施保持安全和稳定状态，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。应考虑是否需要停运设施状态修订的安全评定，并采用知识管理方法，以确保以持久和可检索的形式保留营运组织的知识和经验。在永久关闭设施之前，应努力从设施中清除尽可能多的放射性物质或危害物质。

退役过程

8.7. 原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-2.2 号《医疗、工业和研究设施退役》[39]提供了关于研发设施退役进程的特定指导。可能与示范工厂相

关的指导可见原子能机构《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退役》[40]。应确保为研发设施（工厂或实验设备）退役而部署的人员有适当的经验和资格从事这类工作。它们应该清楚地了解这些工作的控制制度，以便保持可接受的环境条件并应用适用的健康和安​​全标准。

8.8. 在受污染区域退役期间，应特别注意：

- (1) 通过使用适当的技术和程序避免污染扩散。特别是应尽量减少用于去污的液体（如水和化学品）数量，以尽量减少二次放射性废物的产生；
- (2) 恰当的废物处理和包装以及适当处置废物的计划；
- (3) 对不能立即处置的已污染废物的安全处理和贮存；
- (4) 尽量减少气溶胶污染的产生，而不是仅仅依靠个人防护设备。

8.9. 为使回收设备，或厂房或设施能从监管控制中解放出来而需的去污程度，应符合监管机构根据 GSR Part 6[37]和 GSR Part 3[7]附表 I 制定的标准。

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《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）。
- [3] 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）。
- [4] 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）。
- [5] 国际原子能机构《促进安全的政府、法律和监管框架》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [6] 国际原子能机构《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）。
- [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《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）。
- [10] 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）。

- [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] 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)。
- [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 NS-R-3 (Rev.1) 号,国际原子能机构,维也纳(2016年)。
- [14] 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)。
- [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《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)。
- [17] 国际原子能机构《核电厂场址评价中的外部人为事件》,国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-3.1 号,国际原子能机构,维也纳(2002年)。
- [18] 国际原子能机构《转化设施和铀浓缩设施的安全》,国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-5 号,国际原子能机构,维也纳(2010年)。
- [19] 国际原子能机构《铀钚混合氧化物燃料制造设施的安全》,国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-7 号,国际原子能机构,维也纳(2010年)。
- [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、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）。
- [23] 国际标准化组织《核裂变材料贮存、吊装和加工中的临界安全原则》（ISO 1709:1995），国际标准化组织，日内瓦（1995 年）。
- [24] 国际原子能机构《核燃料后处置设施的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-42 号，国际原子能机构，维也纳（2017 年）。
- [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《铀纯化、浓缩和燃料制造的废物最小化》，国际原子能机构《技术文件》第 1115 号，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。
- [28] 国际原子能机构《核燃料循环设施废物流中材料和部件的回收和再利用》，国际原子能机构《技术文件》第 1130 号，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。
- [29] 国际原子能机构《医学、工业、农业、研究和教育中使用放射性物质产生的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-45 号，国际原子能机构，维也纳（修订版编写中）。
- [30] 国际原子能机构《核电厂和研究堆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-40 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [31] 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）。

- [32] 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）。
- [33] 国际原子能机构《核装置许可证审批过程》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-12 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [34] 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）。
- [35] 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）。
- [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）。
- [37] 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）。
- [38] 国际原子能机构《使用放射性物质设施退役的安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-5.2 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。
- [39] 国际原子能机构《医学、工业和研究设施退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-2.2 号，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。（修订版编写中）
- [40] 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（修订版编写中）。

附录 I

研发机构的加工路线：实验室规模（案例 1）

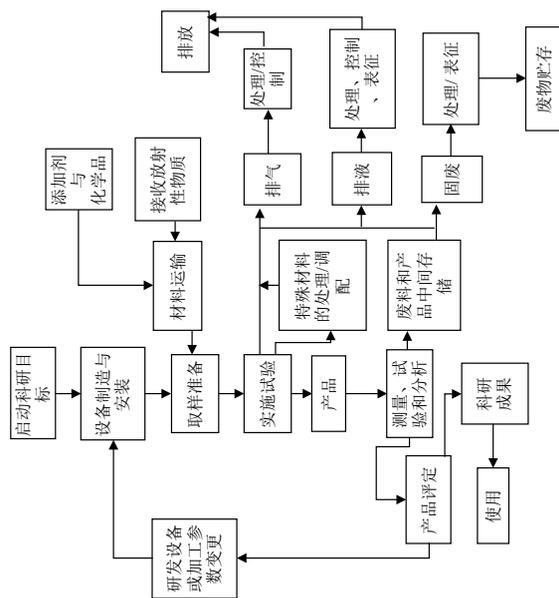
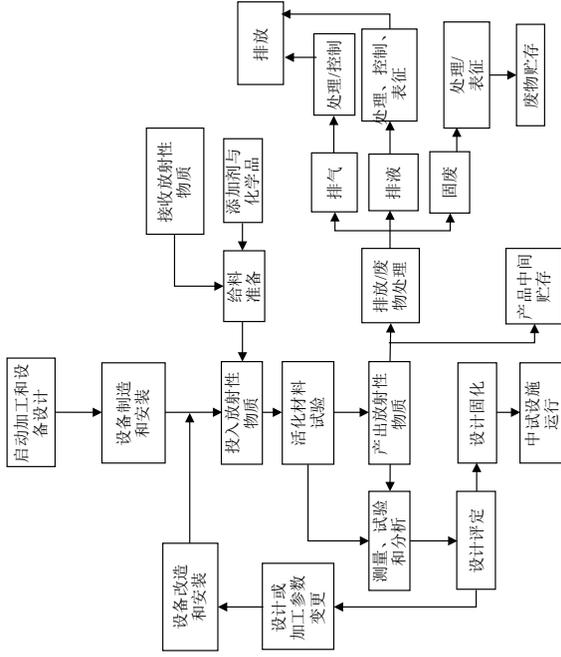


图 I-1. 显示研发设施在实验室规模下运行通用流程图（案例 1）。

附录 II

研发设施中的加工路线：中试（案例 2）



II-1. 显示研发设施在规模运行的通用流程图（案例 2）。

附录 III

安全重要结构、系统和部件及安全功能

- 主要安全功能：(1) 预防临界；
(2) 密封危害物质，包括去除衰变热，以防止排放；
(3) 防止外部辐射照射。

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件和受影响的安全功能

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值 and 条件, 其他缓解措施与意见
初始科学目标			1、2、3	运用安全标准第 4-9 号 ¹ 计划和活动的安全评定

¹ 欧洲原子能共同体、联合国粮农组织、国际原子能机构、国际劳工组织、国际海洋组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境保护署、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）。

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件及安全功能 (续)

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值 and 条件, 其他缓解措施与意见
设备制造与安装	设备必须保证几何构型和慢化控制、反射层、中子吸收剂、探测与警报系统	临界事故	1	设计与建造质量、根据安全范例和程序进行安装、保证定期检验、维护和视察的可达性/可视性
	设备保证质量和浓度	临界事故	1	对关键参数作多样性和陡变预防控制设计与建造质量、根据安全范例和程序安装、交付前可行的试验。

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件及安全功能 (续)

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值和条件, 其他缓解措施与意见
	热室或带屏蔽的手套箱	缺乏屏蔽	3	设计与建造质量、对辐照防护作运行限值和条件规定、在调试中对屏蔽合适性作确认
放射性物质的接受	运输工具	临界安全裕度下降	1 (易裂变材料)	运输条例、规定和程序 ^a 、收货人按运行限值和条件作核实
	测量同位素和化学成分的设备	违反验收标准、意外或陌生材料	1、2、3	评定合格并有经验的人员、对进口的易裂变材料按同位素或化学特征作无损分析取样和分析、校准测量设备
	运输工具	撞击、火灾、照射	2和3	运输条例、规定和程序、现场运输规则、已授权的人员、涂抹试验、刹车试验

^a 放射性物质的安全运输和设施内取样的规则由营运组织或原子能机构的运输安全标准规定², 后者宜根据分级的方式加以运用。

² 国际原子能机构《放射性物质安全运输条例》, 国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6 号, 国际原子能机构, 维也纳 (2012 年)。

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件及安全功能（续）

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值和条件，其他缓解措施与意见
	已许可的容器	泄漏、爆炸，如氢被照射响应爆炸	2	现场运输规则、合格并有经验的人员、核实使用了合适的容器、目检容器及其密封、正确的标签、涂抹检漏试验、刹车试验
	屏蔽物、许可的容器	设施内人员照射剂量增加	3	运输条例、规定和程序、现场运输规则、合格并有经验的人员、核实使用了合适的容器、收货人核实、目检和放射性检测
添加物和化学品，包括各种气体	工程附件，如气瓶、标准化的容器	火灾、爆炸和毒害	2 (工业安全)	正确识别供货商、核对材料的安全数据包、合格并有经验的接收、贮存、使用和处置化学品的人员

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件及安全功能 (续)

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值和条件, 其他缓解措施与意见
核与非核材料的运输	核材料: 通风柜、与热室的连接设备, 或手套箱; 非核材料:	导致容器破裂导致泄漏	2 和 3	核材料: 研发设施的安全论证文件规定的限值、与安全分析一致的运行程序 化学品: 按材料安全数据包规定、辐射保护控制、化学危害控制
取样/饲料准备	按材料安全数据分析化学、称重设备	不可接受的 k_{eff} 值	1	程序、临界控制措施、慢化剂限值, 等结构、系统和部件的标定
	临界事故警报系统	无警报	1	易裂变材料运输控制程序、人员进出控制
	通风柜、热室、或手套箱	密封破损	2	维护和定期试验、允许的压力值
	通风柜、热室、或屏蔽手套箱	屏蔽缺失	3	维护和定期视察防辐射相关物项

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件及安全功能（续）

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值 and 条件, 其他缓解措施与意见
试验进行		不可接受的 k_{eff} 值、双倍加料、易裂变材料不当的累积	1	按需执行运行限值和工况、由有资格且经验丰富的人员加倍独立检查易裂变材料的质量和浓度、严格执行质保程序, 包括维护和定期视察反射层、质询人员工作
	通风柜、热室、或手套箱、压力探测/记录	密封破损	2	有效的隔离程序、维护和定期视察
	应急供电	失电	2	系统连锁, 如蓄电池低电压维护和定期视察

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件及安全功能 (续)

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值和条件, 其他缓解措施与意见
	防火系统	未控制火警 可燃物累积 出口堵塞	2	关注任何可能有火花材料、维护和定期视察、良好的看护
	通风柜、热室或带屏蔽的手套箱	屏蔽不足、放射性物质堆积	3	对放射性防护相关方面作维护和定期视察、良好的看护
产品	临界探测与警报系统, 或中子测量设备、临界事故警报系统	不可接受的 k_{eff} 值	1	根据运行限值和工况对产品特征作评判和核实——评价是否有密度、化学和物理形态的变化, 如沉积、对设备维护和定期视察

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件及安全功能 (续)

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值和条件, 其他缓解措施与意见
测量、试验和分析	控制粉末状和液体从设备排至热室、手套箱或废弃容器、小室、壁面、湿贮存间	火警和爆炸、密封的破损	2	运行限值和工况、执行保守程序、校核放射性保护情况, 涂抹试验、池水活度检查等、维护和定期视察、潜在生物危害
	关联仪器仪表和控制系统的安全	非预计结果、不可接受的 k_{eff} 值	1	安全论证文件所需材料的充分性、确定运行限值和工况的风险评定、校准和定期视察、维护和定期视察
	安全相关的仪器仪表和控制系统, 如压力、辐射	非预计结果	2	具有安全论证文件的材料的充足性定义运行限值和条件的危害评定、校准、定期视察、维护和定期实验

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件及安全功能 (续)

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值和条件, 其他缓解措施与意见
运用	无	运输至第三方危险 (设施的顾客)	1、2、3	研发建造作中执行质保, 将某些知识和信息传递给用户; — 产品标识(标签)和安全搬运的能力; — 传递文件和培训第三方与客户产品传递给第三方或客户及其运用的安全 全责任
排气	排气组件、碘过滤器和 HEPA 过滤器、压差测量和控制设备	密封破损、风机故障	2	按程序和法规要求维护和定期试验

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件及安全功能（续）

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值条件，其他缓解措施与意见
排液	洗涤设备、HEPA 过滤器、接头和外壳	外壳接触放射剂量、放射性微粒沉积	3	按程序和法规限值定期检查放射性防护情况
	离子交换树脂和抽出树脂	易裂变材料不正常出现	1	定期用 γ /中子探测器测定表面涂抹试验检漏、临界控制
	维持过滤介质和树脂的设备及其接头，如预防倒流	泄漏	2	按程序和法规限值测量和定期试验、气密性、“故障安全”型设计、检查放射性防护情况
	过滤器、离子交换器树脂、树脂抽取与蒸发	放射性物质累积在介质中，增加了设施运行人员的辐照危害	3	按程序和法规限值对放射性防护中定期检查

表 III-1. 安全重要结构、系统和部件及安全功能 (续)

涉及范围	安全重要结构、系统和部件	事件	影响安全功能	运行限值 and 条件, 其他缓解措施与意见
容器	外壳接触放射计量、容器破损	2	按程序和法规限值测量, 如涂抹试验检漏、定期试验	
容器的屏蔽	包装过程的辐照, 以及增加设施运行人员的辐照危害	3	按程序和排放法规限值对放射性防护定期检查和记录放射性物质	

附录 IV

运行限值和条件

区域或操作	运行限值和条件
在热室或有屏蔽手套箱的辐射防护	在特殊热室任何一次的允许限值为，不大于 100 毫升的放射线产物，或 1 太贝可当量碘-131
验证接收放射性物质	按标签注明记录交运的件数、重量、同位素成分，测量并记录抽样件的重量，凡浓度高于 4%，或重量偏差大于 100 毫克的均应报告总监督
过程的临界控制	任何时间里 H/U 原子比不得大于 8.4
加工产品的临界控制	在分析部门测量每日产品的样本中不得超过 10 毫克/升固体量
单一试验	在任何一次试验中手套箱使用的氢气量不得大于 10 升
X 射线机	在小室门未关闭时，而且连锁未动作时不得启动 X 光机

参与起草和审订人员

Bardelle, P.	法国替代能源与原子能委员会
Carr, V.M.	国际原子能机构
Gater, R.	国际原子能机构
Kotzalas, M.	美国核管制委员会
Mester, W.	德国装置与反应堆安全公司
Nocture, P.	国际原子能机构
Norato, M	美国核管制委员会
Orabi, G.	埃及国家核安全和辐射控制中心
Sigit.	印度尼西亚国家核能机构
Williamson, R.	英国国家核实验室
Uchiyama, G.	日本原子能机构

当地订购

国际原子能机构的定价出版物可从我们的主要经销商或当地主要书商处购买。
未定价出版物应直接向国际原子能机构发订单。

定价出版物订单

请联系您当地的首选供应商或我们的主要经销商：

Eurospan

1 Bedford Row
London WC1R 4BU
United Kingdom

交易订单和查询：

电话：+44 (0) 1235 465576

电子信箱：trade.orders@marston.co.uk

个人订单：

电话：+44 (0) 1235 465577

电子信箱：direct.orders@marston.co.uk

网址：www.eurospanbookstore.com/iaea

欲了解更多信息：

电话：+44 (0) 207 240 0856

电子信箱：info@eurospan.co.uk

网址：www.eurospan.co.uk

定价和未定价出版物的订单均可直接发送至：

Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

网址：https://www.iaea.org/zh/chu-ban-wu

通过国际标准促进安全

国际原子能机构
维也纳