

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

国际原子能机构 安全标准

保护人类与环境

核燃料循环设施的安全

安全要求

第 NS-R-5 (Rev.1) 号



IAEA

国际原子能机构

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

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，国际原子能机构授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：

<http://www-ns.iaea.org/standards/>

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（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。

核活动的安全和防护报告以《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《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。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

核燃料循环设施的安全

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

下列国家是国际原子能机构的成员国：

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

《国际原子能机构规约》于 1956 年 10 月 23 日经在纽约联合国总部举行的国际原子能机构规约大会核准，1957 年 7 月 29 日生效。国际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”。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-5 (Rev.1) 号

核燃料循环设施的安全

安全要求

本“安全要求”出版物随附一张只读光盘，其中收录了 2007 年版《国际原子能机构安全术语》和 2007 年版《基本安全原则》，并分别提供了英文、阿拉伯文、中文、法文、俄文和西班牙文文本。亦可单独购买只读光盘。

见：<http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/publications.asp>

国际原子能机构
2014 年·维也纳

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

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内容。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科：

Marketing and Sales Unit, Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Vienna, Austria
传真：+43 1 2600 29302
电话：+43 1 2600 22417
电子信箱：sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© 国际原子能机构 • 2014 年
国际原子能机构印制
2014 年 12 月 • 奥地利

核燃料循环设施的安全

国际原子能机构，奥地利，2014 年 12 月
STI/PUB/1641
ISBN 978-92-0-500515-7
ISSN 1020-5853

序言

一 总干事天野之弥

国际原子能机构《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体制的一个关键要素，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。对于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，同时不使核能对公平和可持续发展的贡献受到不适当的限制。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。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

秘书处的说明

国际原子能机构安全标准反映有关保护人类和环境免于电离辐射有害影响的高水平安全构成要素方面的国际共识。制定、审查和确定原子能机构标准的过程涉及原子能机构秘书处和所有成员国，其中许多成员国委派代表参加了原子能机构的四个安全标准分委员会和原子能机构安全标准委员会。

秘书处、各安全标准分委员会和安全标准委员会定期对作为全球安全制度之关键要素的原子能机构标准进行审查。秘书处收集关于在适用原子能机构标准方面的经验信息以及从事件后续行动中获得的资料，以确保这些标准继续满足用户的需求。本出版物反映直至 2010 年所积累的反馈和经验，并经过了对标准而言的严格审查过程。

从研究 2011 年 3 月 11 日灾难性地震和海啸后日本福岛第一核电站事故中可能汲取的教训将在今后经修订和印发的这一原子能机构安全标准中予以反映。

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。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

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）。

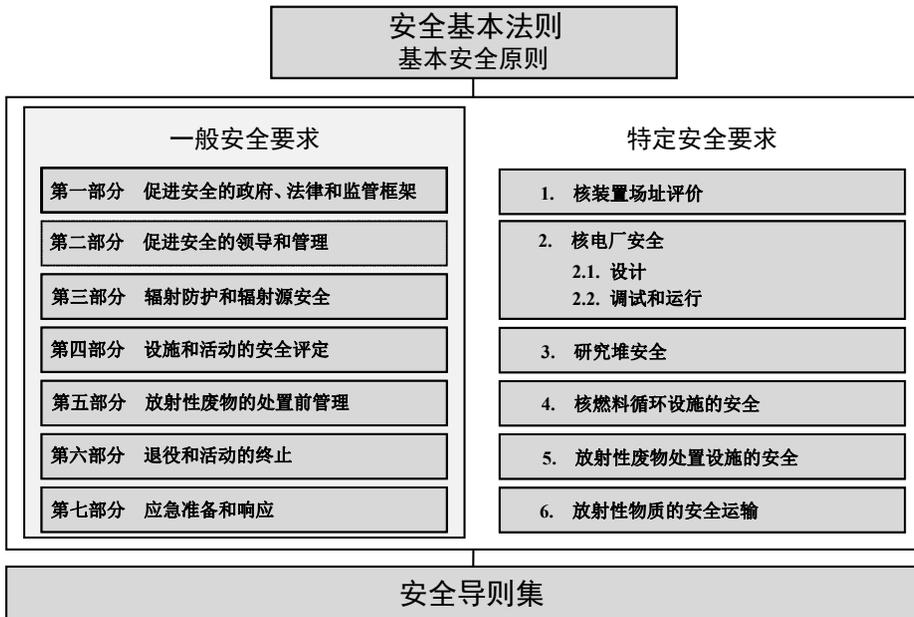


图 1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

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。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

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核安全、辐射安全、放射性废物安全和放射性物质安全运输的四个安全标准分委员会（核安全标准委员会、辐射安全标准委员会、废物安全标准委员会和运输安全标准委员会）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（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。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

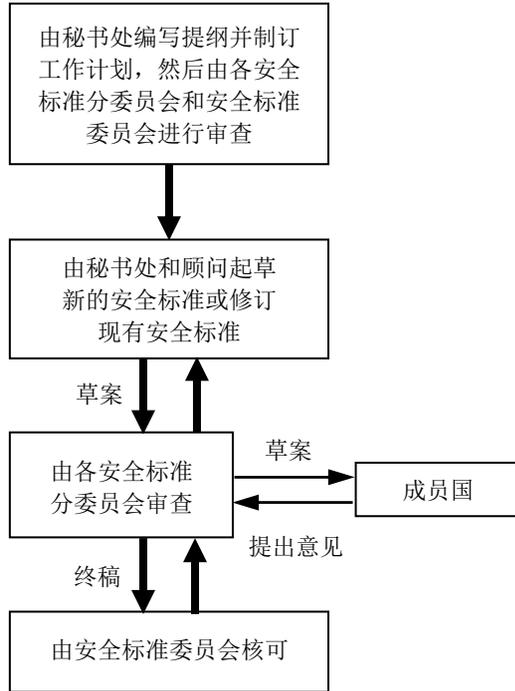


图 2. 制订新安全标准或修订现有标准的过程。

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。在其他情况下，则按照最新版《简明牛津词典》中赋予的拼写和意义使用词语。就“安全导则”而言，英文文本系权威性文本。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

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 (1.4-1.6)	2
适用范围 (1.7-1.14)	2
结构 (1.15)	3
2. 安全目标、概念和安全原则	4
安全目标 (2.1-2.2)	4
安全原则 (2.3)	4
纵深防御 (2.4-2.8)	4
许可证审批文件 (2.9-2.15)	6
3. 法律框架和监管监督	7
综述 (3.1)	7
法律框架 (3.2-3.3)	8
监管机构 (3.4-3.5)	8
批准过程 (3.6-3.10)	8
监管检查和执法 (3.11-3.12)	9
4. 管理系统和安全核实	10
综述 (4.1-4.5)	10
安全、健康和环境政策 (4.6)	11
组织措施 (4.7-4.10)	11
管理系统过程 (4.11-4.16)	12
安全文化 (4.17-4.19)	13
事故管理和应急准备 (4.20-4.23)	13
安全核实 (4.24-4.26)	14
实物保护 (4.27-4.29)	15

5. 设施选址	15
初始场址评价和场址选择 (5.1-5.8)	15
正在进行的场址评价 (5.9-5.10)	18
6. 设施设计	18
综述 (6.1-6.3)	18
设计基准 (6.4-6.9)	18
设计评定 (6.10)	20
一般安全要求 (6.11-6.36)	20
防止放射性危害设计 (6.37-6.53)	26
非放射性危害 (6.54-6.55)	28
7. 设施建造 (7.1-7.7)	29
8. 设施调试	30
调试大纲 (8.1-8.2)	30
组织和责任 (8.3-8.8)	30
调试试验和阶段 (8.9-8.12)	31
调试程序和报告 (8.13-8.18)	31
9. 设施运行	32
背景 (9.1-9.2)	32
运行期间的一般要求 (9.3-9.20)	32
具体运行要求 (9.21-9.27)	35
维护、校准、定期试验和检查 (9.28-9.34)	36
控制修改 (9.35)	37
运行期间的辐射防护 (9.36-9.48)	37
运行期间的临界控制 (9.49-9.53)	39
运行中产生的放射性废物和排出流管理 (9.54-9.57)	40
运行期间的工业和化学安全管理 (9.58-9.61)	40
应急准备 (9.62-9.67)	41
安全核实 (9.68-9.72)	42

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

10. 设施退役	43
综述 (10.1).....	43
退役计划 (10.2-10.5).....	43
退役作业 (10.6-10.12).....	44
完成退役 (10.13-10.15).....	45
附录 I 对铀燃料制造设施的具体要求	47
附录 II 对混合氧化物燃料制造设施的具体要求	52
附录 III 对转化设施和铀浓缩设施的具体要求	61
附录 IV 针对后处理设施的要求	68
附录 V 针对燃料循环研究与发展设施的要求	81
参考文献	85
附件 I 选定的假想始发事件	89
附件 II 在燃料循环设施安全方面适用的可利用性和可靠性原则	91
附件 III 燃料循环设施的设计安全	93
参与起草和审查的人员	97

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

1. 导 言

背景

1.1. 在核材料循环设施中，使用、贮存和处置的核材料和放射性物质的数量或浓度对工作人员、公众或环境构成潜在危害。核燃料循环中的设施包括：反应堆以及采矿、加工、精炼、转化、浓缩和燃料（包括混合氧化物燃料）制造、乏燃料贮存、后处理、相关废物整备和贮存、相关研究与发展及废物处置设施。反应堆、采矿设施和废物处置设施不在本出版物考虑范围。为本出版物之目的，“燃料循环设施”或“设施”仅包括加工、精炼、转化、浓缩和燃料（包括混合氧化物燃料）制造、乏燃料贮存、后处理、相关废物整备和贮存以及研究与发展设施。

1.2. 燃料循环设施采用多种技术和工艺。放射性物质常常通过一系列互联装置进行加工，因此，在整个设施中都存在这些物质。被加工物质的物理和化学形态在同一设施内也可能有所不同。一些工艺流程使用大量有害化学物质和气体，而它们可能具有毒性、腐蚀性、易燃性、反应性（即引起放热反应）或爆炸性，并可能因此有必要对除核安全要求以外的特定安全要求作出规定。燃料循环设施的另一个具体特征是，它们常常具有运行方式以及设备和工艺流程频繁改变的特点。新生产作业或产品开发、正在进行的研究与发展活动以及不断进行的改进都有可能必须作出这种改变。大型燃料循环设施的运行一般比核电厂或研究堆的运行更多地需要运行人员进行干预。这就有可能导致给职工队伍带来具体危害。此外，与设施相关的工艺流程的性质和多样性还导致产生广泛的危害工况和可能的事件，这些都需要在进行安全分析时加以考虑。

1.3. 《基本安全原则》[1]介绍了确保核装置安全所必须加以落实的原则。本出版物阐述的燃料循环设施的安全要求以这些原则为基础制订，其目的是为了适用这些原则。

目的

1.4. 本出版物的目的是根据获得的经验和目前的技术状况确定必须予以满足的要求，以确保核燃料循环设施寿期的所有阶段即选址、设计、建造、调试、运行和退役过程的安全。本出版物拟供负责确保燃料循环设施安全的监管机构、设计单位和营运组织使用。

1.5. 燃料循环设施的一些安全要求类似于为核电厂制订的安全要求。考虑到第 1.2 段所作的具体说明，以及所涉及的装置和运行的广泛多样性，适用本出版物规定之要求的方式应与每一设施的潜在危害相适应，即采用分级方案，以确保设施整个寿期内的充分安全。

1.6. 本安全要求出版物确定了为确保安全所必须满足的安全要求。原子能机构的“安全导则”就加工和精炼、转化和浓缩、铀燃料制造、混合氧化物燃料制造、乏燃料贮存、后处理、废物整备和贮存以及研究与发展设施安全要求的履行方式提出了建议，本安全要求出版物必须与它们结合起来使用。此外，本出版物的附录还规定了针对上述不同类型燃料循环设施的一些安全要求（见第 1.15 段）。

适用范围

1.7. 本安全要求出版物适用于加工、精炼、转化、浓缩和燃料（包括混合氧化物燃料）制造、乏燃料贮存、乏燃料后处理、废物整备和贮存以及燃料循环研究与发展设施。

1.8. 本出版物规定的要求适用于新燃料循环设施，并可酌情适用于现有燃料循环设施。按以前的要求建造的一些设施可能无法充分达到这些要求。这些要求对这些设施的适用方式由各国加以处理。

1.9. 燃料循环设施的安全通过适当的选址、设计、建造、调试、运行和退役予以保证。本出版物侧重强调了设计安全和运行安全两个方面。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

1.10. 燃料循环设施产生放射性废物，对此需要做出适当而系统的管理安排。参考文献[1]规定了相应的安全原则，参考文献[2]规定了进行处置前管理的要求。

1.11. 参考文献[2]论述了放射性废物处置前管理装置（即废物处理和贮存设施）的安全要求。本出版物对安全要求作了更详细的介绍。

1.12. 参考文献[3]确定了关于应急响应的详细要求。

1.13. 参考文献[4]确定了运抵或运离燃料循环设施的放射性物质或易裂变材料安全运输的要求。

1.14. 任何燃料循环设施安全要求的实施方式均必须与其潜在危害相适应（分级方案）。必须考虑到设施类型以及设施的以下具体属性：

- (a) 在设施使用、加工和贮存的放射性物质的性质以及物理和化学形态；
- (b) 在设施开展的运行规模（即设施的“生产能力”）和危险物质包括贮存中的产品和废物的存量；
- (c) 所使用的工艺流程、技术和危险化学品；
- (d) 可利用的排出流处置和放射性废物贮存路线。

结构

1.15. 本出版物由 10 个章节、五个附录和三个附件组成。第 2 节阐述了燃料循环设施的一般安全目标和安全原则，重点是放射性安全和核安全问题。第 3 节论述了监管性监督问题。第 4 节涉及营运组织的安全管理和核实。第 5 节至第 10 节规定了燃料循环设施各阶段适用的具体要求，对选址、设计、建造、调试、运行和退役依次作了考虑。附录 I 至附录 V 确定了分别针对铀燃料制造设施、混合氧化物燃料制造设施、转化设施和铀浓缩设施、后处理设施和燃料循环研究与发展设施的补充安全要求。附件 I 提供了假想始发事件清单。附件 II 阐述了燃料循环设施应适用的可利用性和可靠性原则。最后，附件 III 论述了应在燃料循环设施设计中适用的安全方案。

2. 安全目标、概念和安全原则

安全目标

2.1. 《基本安全原则》[1]规定,“基本安全目标是保护人类和环境免于电离辐射的有害影响。”

2.2. 为了实现这一安全目标:

“必须采取以下措施:

- (a) 控制对人类的辐射照射和放射性物质向环境的释放;
- (b) 限制可能导致……辐射源失控的事件发生的可能性;
- (c) 在发生这类事件的情况下减轻其后果” [1]。

就燃料循环设施而言,控制化学危害引起的事件可以对实现基本安全目标产生重要影响。必须在设施的设计、调试和运行中考虑到化学危害引起的事件。在燃料循环设施开展的活动还可以包括对场址工作人员和环境构成额外危害的工业流程。纯粹的工业危害不属于本出版物讨论的范畴,但也必须得到营运组织的考虑。特定化学危害管理导则可参见与本出版物有关的原子能机构“安全导则”或化学工业标准。

安全原则

2.3. 参考文献[1]确定的 10 项安全原则适用于现有和新建燃料循环设施的整个寿期。这些原则奠定了这些设施安全要求的基础。

纵深防御

2.4. 纵深防御概念必须适用于预防事故和减轻事故后果的设施(参考文献[1]中的原则八)。纵深防御是指对所有相关安全活动实施多层防护,而不论这些活动涉及的是组织工作方面、行为方面还是设备方面(参考文献[5])

和[6])。在燃料循环设施设计和运行中自始至终适用纵深防御概念能够为一系列广泛的预期运行事件¹和事故工况，包括由设施内设备故障或人为失误引起的事故，以及起源于设施外的事件提供多层防护。

2.5. 纵深防御战略必须包括两个方面：第一，预防事故；第二，如果预防失败，限制潜在的放射性后果和相关化学后果，并防止演变成更严重的状况。纵深防御的结构一般如根据参考文献[5]改制的表 1 所示分为五个不同的层级。如果一个层级的防护失效，随后一个层级的防护便开始发挥作用。

表 1. 纵深防御的层级

层级	目标	基本手段
第一层	防止异常工况和故障	保守设计以及高质量的建造、调试 ^a 和运行（包括管理方面）
第二层	控制异常工况并探测故障	控制性、限制性和防护性屏障和系统以及其他监视装置
第三层	控制设计基准范围内的事故	专设安全设施和事故处理程序
第四层	控制超设计基准事故工况，包括防止事故发展并减轻事故后果	补充措施和事故管理 ^b
第五层	减轻放射性物质大量释放所产生的放射性后果	厂内和厂外应急响应

^a 就燃料循环设施而言，“调试”系指系统和部件建造完成后，使其运行并验证其符合设计要求和已满足所要求的性能标准的过程。调试既可包括非核和（或）非放射性测试，也可包括核和（或）放射性测试。

^b 就燃料循环设施而言，“事故管理”系指在超设计基准事故发展过程中采取如下系列行动：阻止事件升级为更严重事故、减轻这种超设计基准事故的后果以及实现长期安全和稳定状态。

2.6. 必须主要通过对设计和运行体制开展确定性分析（并可通过概率性研究加以补充）的办法来确定落实纵深防御概念所需的设计特征、控制和

¹ 预期运行事件：见附件 III 第 III-12 段。

安排。必须通过适用基于研究和运行经验的可靠工程实践的方法来证明这种确定性分析的合理性。必须在设计阶段就开展这种通常被称为安全分析的分析，以确保监管要求能够得到满足。

2.7. 纵深防御的实施必须考虑到第 1 节所述的分级方案。在确定所需的防线数量和防线强度时，必须考虑到已存在的放射性物质数量和类型、扩散的可能性、发生核反应、化学反应或热反应的可能性以及这种事件的动力学。

2.8. 每一层级纵深防护的实施程度必须与对设施的可能危害相对应，并必须在设施的许可证审批文件中加以确定。

许可证审批文件

2.9. 营运组织必须通过一系列被称为“许可证审批文件”（或“安全论证文件”）的文件²确定和证明其设施的安全。许可证审批文件必须提供设施安全选址、建造、调试、运行和退役的依据，包括做出变更的正当理由。在确定是否给予国家法律要求规定的必要授权时必须考虑到许可证审批文件，因此，该文件构成了营运组织与监管机构之间的一个重要环节。

2.10. 设施许可证审批文件的内容可能因国家而异，但至少必须包括安全分析报告以及运行限值和工况或与之相当的内容。在许可证审批文件中必须包含在设施的设计和运行中适用优化防护原则的考虑（参考文献[1]中的原则五）。

2.11. 安全分析报告必须提供对设施安全所作的详细论证。该报告必须详细说明具有安全重要性的方面，如关于设施进料和产品的资料以及相应的限值（如关于能耗和浓缩度的限值），并必须论述安全原则和标准在运行人员、公众和环境保护设计中的适用情况。安全分析报告必须载入分析与设

² 就燃料循环设施而言，“许可证审批文件”（或“安全论证文件”）系指证明设施或活动安全的观点和证据的集合。这通常包括安全评定结论和关于这些结论置信度的说明。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

施运行有关的危险的内容，并必须论证监管要求和标准的遵守情况。安全分析报告还必须包括事故序列的安全分析，以及对为避免事故或将事故发生的可能性降至最低程度和减轻事故的后果而纳入设计的安全特性所作的分析。

2.12. 在安全分析报告中必须酌情并根据分级方案确定安全功能以及安全重要结构、系统和部件。安全重要结构、系统和部件系提供防止假想始发事件发生、控制和限制事故序列以及减轻事故后果的手段。

2.13. 运行限值和工况是一套为设施安全运行确定设备参数限值、功能能力、性能指标和人员绩效水平的规则。

2.14. 许可证审批文件还必须规定对安全重要结构、系统和部件开展定期检验的必要间隔时间。

2.15. 必须在所取得的经验教训和知识的基础上根据监管要求在设施的运行寿期内保留和更新许可证审批文件，同时考虑到对设施的修改³。

3. 法律框架和监管监督

综述

3.1. 本节概述了燃料循环设施安全的法律和政府基础结构的一般要求。参考文献[7]确定了进一步的总体要求。关于参考文献[7]中要求的适用导则在与该出版物有关的原子能机构“安全导则”中作了规定（参考文献[8]至[11]）。

³ 就本出版物而言，“修改”系指为设施继续运行而设想的对现有设施布置进行具有潜在安全影响的慎重改变或补充。修改可能涉及安全系统或与安全有关的物项或系统、程序、文件或运行工况。

法律框架

3.2. 政府必须确保提供充分的法律框架和监管基础，以确保设施的安全和评定其安全影响。政府必须通过将安全的首要责任赋予营运组织的立法。必须颁布立法规定设立监管机构，而该机构必须有效地独立于负责促进核技术或对设施或活动负责的组织或机构。该监管机构的组织结构和资源配置方式必须与有待控制的危害的潜在规模和性质相适应。政府必须做出安排确保监管机构获得足够的资金，以履行国家对其规定的安全要求和法律要求。

3.3. 除放射性危害外，工业危害、化学危害和毒性危害也同样对安全、健康和环境相关的监管要求产生影响。政府必须确保与分别监管核安全、环境安全、工业安全和职业健康问题的有关当局进行合作，并确保它们之间开展合作。必须通过土地利用规划要求对设施场址附近可能危害设施安全的施工进行监测和控制。

监管机构

3.4. 为提交效能起见，必须向监管机构提供确保其能够履行职责和行使职能所需的合法权力和法定授权。这种权力通常包括审查和评定营运组织在批准过程提交的安全资料并实施相关条例的权力，其中包括对条例遵守情况进行监管检查和审核、采取执法行动以及酌情向其他主管部门和公众提供信息。

3.5. **“监管机构必须制定或采用详细说明监管判断所依据的原则、要求和相关安全标准的条例和导则”**（参考文献[7]要求 32）。这些原则、要求和标准必须确定工作人员、公民和环境承受放射性后果的指标和限值。

批准过程

3.6. 新燃料循环设施的每个项目都必须执行综合考虑所有安全问题的批准过程。

3.7. 批准的步骤和程序可以因国而异。这种批准可以是一个逐步进行的过程，即从场址规划和可行性研究阶段开始，一直持续进行到并包括设施退役。或者对整个项目进行批准，但可能需要附加条件，以便在随后的阶段实施控制。

3.8. 任何燃料循环设施的营运组织在拥有或加工任何放射性物质之前必须获得监管机构以许可证形式作出的批准（参考文献[12]要求 7）。

3.9. 无论各国的实践之间有何差异，营运组织都必须提交许可证审批文件形式（见本出版物第 2.9 段至第 2.15 段）的详细安全论证，而且监管部门在批准项目进入下一阶段之前必须对该论证进行审查和评定。监管机构审查和评定的力度必须与其对设施所构成的潜在危害程度所作的判断相一致。

3.10. 监管机构必须确保营运组织已经根据监管要求对在设施整个寿期内及时更新许可证审批文件做出了适当的安排，以反映就设施所取得的经验教训和知识的最新状况。监管机构还必须确保许可证审批文件包括适当提及辅助性文件的内容，并确保营运组织必须要求随时提供参考材料。此外，营运组织不得限制或阻挠通过对参考材料进行分类的方法进行适当的审查和评定。

监管检查和执法

3.11. 监管机构必须制订一个有计划和系统性的监管检查（包括在必要时进行不通知的监管检查）计划。该计划规定的监管检查的范围和频度必须与设施所构成的潜在危害相当。

3.12. 除确保遵守安全要求外，该计划还必须考虑到以下问题，如营运组织的安全文化、其资源（包括工作人员规模）是否充分、承包商的使用情况以及为确保工作人员拥有履行其安全相关任务的适当资格和经验已经做出的安排。

4. 管理系统和安全核实

综述

4.1. 为了履行对燃料循环设施整个寿期内安全的首要职责，营运组织必须建立、实施、评定和不断改进综合了安全、健康、环境、保安、质量和经济要素的管理系统，以确保在一个组织的所有活动中对安全给予适当考虑。参考文献[13]确定了关于管理系统的要求。

4.2. 营运组织必须：

- (a) 制定和实施符合国家和国际标准的安全、健康和环境政策，并确保这些事项得到最优先考虑；
- (b) 建立能使这些政策得到执行的组织结构，并明确规定职责和问责制、权限范围和交流渠道；
- (c) 详细规定并执行涵盖设施寿期所有阶段的管理系统；
- (d) 发展和维护有效的安全文化；
- (e) 根据潜在危害制订事故管理程序和厂内应急计划；
- (f) 对设施进行安全评定；
- (g) 设计和实施对设施的实物保护。

4.3. 以下分节对上述每项安全要求的主要方面分别作了论述。从实现和维护一个有效的组织所需的主要安排和程序的角度对这些主要问题进行了考察。本出版物相应章节分别论述了选址、建造、调试、运行和退役的具体安排。

4.4. 营运组织必须拨出适当的财政资源来履行其对安全的首要职责和上述安全要求。

4.5. 营运组织可以根据监管要求将履行其职责所需开展的工作委托给其他组织，但必须保留总体责任和控制权。

安全、健康和环境政策

4.6. 营运组织宣示其安全、健康和环境政策是确定必要的运行人员健康和安全以及环境保护标准的一个必不可少的步骤。这种政策宣示必须向工作人员进行，并作为对组织目标所作的宣布以及公司管理层的公开承诺。为了执行这些政策，营运组织还必须具体规定并落实能实现组织目标以及根据政策所作的公开承诺的组织结构、标准和管理安排。

组织措施

4.7. 营运组织必须明确规定参与开展或控制影响安全运行的全体工作人员的职责和问责制。无论何时都必须明确指定负有直接监督责任的人员。这一规定适用于设施从选址到退役的整个寿期。

4.8. 管理结构必须规定明确的联系方式，并必须为设施安全运行提供必要的基础结构。

4.9. 营运组织必须维持人员配备、技能、经验和知识方面的能力，以便在设施从选址到退役的整个寿期有效开展所有活动。在由外部组织提供履行上述承诺任何部分所需的资源和技能的情况下，营运组织仍必须在其组织内部保留评定外部组织确保安全的能力是否充分的能力。

4.10. 营运组织必须具体规定参与可能影响安全之活动的所有工作人员需要具备的资格和经验。它还必须具体规定关于培训及其评定和批准的适当要求。营运组织还必须确保承包商的资质和所接受的培训足以完成有待开展的活动，并确保实施适当的控制和监督。必须保留向工作人员或承包商提供培训的记录。

管理系统⁴过程

4.11. 营运组织必须制订并实施与国际公认标准相一致的隶属管理系统（参考文献[13、14]）的一般过程，以便通过提供以下必要保证确保设施安全，即根据必要的标准和严格程度规定和执行选址、设计、建造、运行和退役要求。

4.12. 从一开始就必须制订设计过程，对其加以管理并在必要时作出修改，以实现设施的安全设计。

4.13 在燃料循环设施寿期的所有阶段，必须自始至终根据既定规范、标准、技术规格、实践和行政控制规划并开展安全相关工作，包括承包商的工作。必须确定安全重要物项和服务并加以控制，以确保正确使用。

4.14. 为确保所采购的所有安全重要物项和服务满足既定要求并按规定执行，必须将这种物项和服务纳入适当的管理系统。营运组织必须根据规定的标准评价并选择供应商。必须在采购文件中详细说明对偏离采购技术规格的情况提交报告并采取纠正行动的要求。必须在使用采购物项和服务之前提供这种物项和服务满足采购技术规格的证据。

4.15. 出于设施安全理由使用计算机程序及其核实和验证（如试验和实验）必须遵守管理系统。

4.16. 在设施产生产品包括废物的情况下，这些产品的任何安全影响也必须包含在管理系统中。

⁴ 参考文献[13、14]采用了“管理系统”一词来取代“质量保证”一词。“管理系统”一词包含诸如燃料循环设施等核设施管理的各个方面，并将安全、健康、环境和质量保证相关要求纳入一个综合的系统之中。

安全文化⁵

4.17. 由于设施规模及其工作人员的数量、放射性物质和其他危险材料在整个装置的分布和移动、运行方式频繁改变和正常运行中对运行人员动作的依赖，燃料循环设施可能需要作特别的考虑，才能实现安全、健康和环境的高标准。个人对安全问题的认识及其对安全的承诺因此至关重要。营运组织必须采用和实施必要的原则和程序，以实现有效的安全文化（参考文献[15]）。

4.18. 营运组织必须解决如图 1 所示安全文化的主要组成部分的问题（参考文献[15]）。

4.19. 营运组织必须及时向监管机构报告安全重要事件。

事故管理和应急准备

4.20. 防止事故是营运组织对安全的首要优先事项。然而，由于无法保证预防事故的措施总能完全取得成功，营运组织和监管机构必须为处理事故作好准备。参考文献[3]确定了对应急准备和响应的要求。

4.21. 营运组织必须在装入危险物质前制订事故管理程序和厂内应急程序，同时必须考虑到对设施的潜在危害。在必要时，营运组织必须根据危害程度与相关厂外组织和主管部门协调制订厂外程序。厂外程序必须与国家与国际实践保持一致。

⁵ “个人的态度受工作环境的影响很大。个人有效安全文化的关键在于塑造环境和培养有利于安全之态度的实践。管理者的责任就是要根据所在组织的安全政策和目标开创这种实践”（参考文献[15]第 35 段）。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

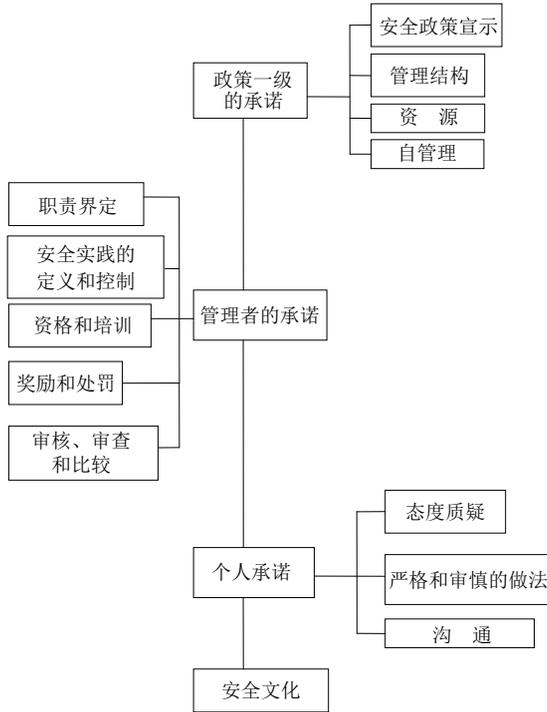


图 1. 安全文化图示（见参考文献[15]图 1 和参考文献[14]中的解释性案文）。

4.22. 必须定期开展必要的厂内和厂外应急演练，以确保负责部门常备不懈。

4.23. 在必要时，必须根据演习所吸取的经验教训更新应急程序。

安全核实

4.24. 营运组织必须负责随时核实设施的安全情况。营运组织必须建立或必须取得适当的安全分析能力，以确保在设施的整个寿期内取得并维持开展安全核实的必要性和合理性。营运组织必须确保深入审查安全重要事件，并确保在必要时为了防止再次发生事故，对设备进行改造，对程序进行修订，对人员资格重新进行评定，并对培训予以更新和加强。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

4.25. 在可能的情况下，还必须对与同一设施类型的其他装置所发生的事件和情况展开调查，并必须考虑所吸取的经验教训。

4.26. 营运组织必须根据国家监管要求定期开展安全审查，以确定许可证审批文件是否继续有效，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审批文件中得到了准确的反映。在开展这种审查时，营运组织必须明确考虑到程序变更、设施修改和营运组织变化、技术发展、运行经验和老化的累积效应。

实物保护

4.27. 必须根据国家法律法规采取适当措施，以防止可能危及燃料循环设施安全的未经授权行为，包括蓄意破坏行为，并在这种行为发生时对其作出反应。

4.28. 参考文献[16]提供了有关核设施和核材料实物保护的¹⁶国际建议。

4.29. 对设施进行实物保护必须考虑到安全要求，并必须根据设施应急计划进行。

5. 设施选址

初始场址评价和场址选择

5.1. 设施选址的主要安全目标必须考虑外部危害以及保护公众和环境免受放射性物质和具有化学危害的物质经批准的排放和事故性释放的影响。

5.2. 设施选址的依据将取决于一系列因素，包括公众的接受度。

5.3. 特别是设施的设计及其预期目的将对其选址产生影响。某些设施可能要求最少的选址限制因素，因为它们本身只对公众带来有限的潜在危害，而且相对不受场址外部始发事件的影响。其他设施对公众带来的潜在危害可能较大或者可能更容易受到外部事件的影响。

5.4. 营运组织必须根据参考文献[17]确定的要求在与设施所呈现的潜在危害相称的范围内进行场址评价。在进行这种场址评价时，必须尤其考虑到特定场址对于该设施的适宜性、可能影响设施安全方面的场址特征，以及这些场址特征将对设施的设计和运行标准产生影响的方式。

5.5. 适当考虑到设施所构成的潜在危害的场址评价必须构成编写新设施许可证审批文件工作的第一部分内容。就场址评价而言，必须适用以下要求：

- (a) 必须在开展任何场址活动之前对场址进行适当的放射学监测，以确定场址上用于评定设施未来影响的放射学参数的基准水平。必须调查并记录场址上存在于空气中、水中和地面上以及植物群和动物群中的天然和人工放射性；
- (b) 必须调查有可能受处于运行状态和事故工况⁶下设施的放射性影响和相关化学影响地区的环境特征。必须设计适当的监测系统，以核实利用放射性影响和相关化学影响数学模型取得的结果；
- (c) 必须调查设施附近可能向环境排放放射性物质和其他危险物质的场所或这种物质向环境排放可能经过的场所。必须开展水文学和水文地质学调查，以便对水体的稀释和散布特征进行必要的评定。必须描述用来评价地表水和地下水的污染对公众和环境可能造成影响的模型；
- (d) 必须根据营运组织和监管部门的要求制作用于评定在运行状态和事故工况下向环境释放的放射性物质和其他危险物质弥散情况的模型；
- (e) 必须收集使得能与放射性物质和其他危险物质从设施的预期排放以及放射性物质的转移行为结合起来对公众接受的剂量以及生物系统和食物链的污染情况进行评定的资料；
- (f) 必须评定可能影响设施安全方面的场址特征（如土壤性质、地质特征、水文地质特征），尤其是自然现象（如地震、海啸、洪水、狂风、极端气候、闪电）或飞机事故坠毁、碰撞、火灾（如森林火灾）和爆炸（如

⁶ 事故工况：见附件 III 第 III-12 段。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

在附近的油气终端) 等人为诱发外部事件发生的可能性和可能的严重程度。必须在设施的设计基准方面考虑到这些事件；

- (g) 就新设施而言，必须收集有关场址的地质、水文地质和气象数据，并将其纳入设施许可证审批文件中。选址可以消除或减少由于上述事件引发的危险；
- (h) 必须评价飞机事故坠毁包括撞击场址以及引起场址火灾和爆炸的可能性，同时考虑无法预见的空中交通的特点、飞机场的位置和类型以及航行器的特点，包括消防飞机和直升机等经特许飞越或飞近设施的航行器的特点；
- (i) 在进行场址适宜性分析过程中，必须考虑到放射性物质、加工化学品、放射性废物和化学废物的贮存和运输以及场址现有基础设施（如电力供应及其可靠性）；
- (j) 必须在包括设施预计寿期的时间范围内，对所在地区可能具有安全意义的可预见的自然及人为改变作出评价；
- (k) 必须考虑选址决定对在设施发生事故的情况下可能需要的事管理措施或应急措施（如利用消防服务）等缓解措施的必要性或范围的影响。

5.6. 营运组织必须收集足以支持开展安全分析的详细资料，以证明设施能够在建议的场址上安全运行。就潜在危害十分有限的设施而言，所需资料的详细程度可以大大低于中高潜在危害设施。

5.7. 场址必须只有在评价结果导致得出如下结论的情况下才被视为适宜，即运行状态下的放射性释放未超出经批准限值，事故工况包括可能导致采取缓解措施的工况下的释放对公众的放射性后果未超出可接受限值，并符合国家要求。调查和评定的目的必须是为了提供适当的结果，以便就建议设施场址的适宜性进行讨论和得出结论。

5.8. 评价结果必须记录在案，并必须在许可证审批文件中充分详细地加以阐述。

正在进行的场址评价

5.9. 营运组织必须制订设施整个寿期内包括退役阶段的监测计划，以便对区域内的自然和人为改变及其对场址特征的影响作出评价，并将其与这种可能的改变的最初预测值进行比较。

5.10. 如果正在进行的场址评价确定在场址特征方面存在新情况，就可能需要审查和修改工程控制和应急准备安排等安全防范措施。

6. 设施设计

综述

6.1. 燃料循环设施的设计必须本着实现本出版物第 2 节所援引的基本安全目标。

6.2. 本节确定的设计要求的适用必须与设施的潜在危害相适应。这些要求必须在设计的所有阶段一以贯之，同时还必须考虑到伴随的安全分析的结果反馈（亦见第 4 节）。

6.3. 在设施的设计和安全合理性方面，不仅必须考虑设施本身，还必须考虑与可能影响其安全的其它设施和装置的接口问题。

设计基准

6.4. 营运组织必须在上述要求和第 2 节所介绍的一般框架范围内制订关于拟达到的安全水平的明确标准。营运组织必须确定放射性核素直接辐射照射或向环境的经批准的排放对工作人员和公众的放射性后果和相关化学后果的限值。这种限值必须适用于设施发生的运行状态后果和可能的事故工况后果，并必须按等同于或低于国际标准和国家标准确定，以确保在全部运行状态和生产能力下都得到遵守。就新设计而言，必须考虑低于这些限值的指标，因为在设计阶段纳入经过强化的安全规定一般更有效。

6.5. 必须对限值和接受标准作出界定。例如，在确定与事故工况有关的限值时，可以将不利事件产生的风险描述为可容忍的风险或不可接受的风险，这样，如果对公众和工作人员的后果加大，就必须降低发生频度或概率的可接受性。这种限值可以采用可接受性图表（图 2）的方式加以表述。还可以根据纵深防御原则作出补充规定。

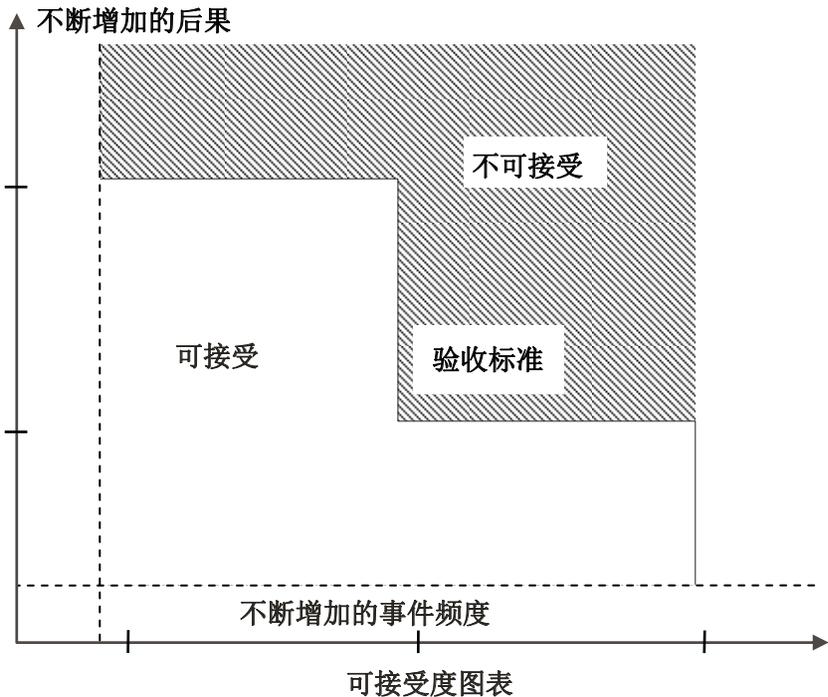


图 2. 可接受度例图。

6.6. 必须尽实际可能采用以下设计措施等级体系防止潜在危险：

- (1) 选择（消除危险）的程序；
- (2) 非能动设计特点；
- (3) 能动设计特点；
- (4) 行政控制。

6.7. 设计措施和行政控制的可利用性和可靠性必须与拟管理的潜在危害的重要性相称。

6.8. 营运组织必须确定可能导致辐射释放和（或）显著量放射性物质和相关化学物质释放的假想始发事件。作为结果发生的一系列已确定的假想始发事件必须被确认为具有综合性，而且对其所作的界定必须是事件包括在设施的任何运行状态下都有可能发生的设施结构、系统和部件的可信故障以及人为失误。这一系列假想始发事件必须既包括内部始发事件，也包括外部始发事件。附件 I 提供了假想始发事件的例子。

6.9. 必须采用设计基准事故法（见附件 III）或与之相当的方法来确定重要事故序列。就已确定的每起事故序列而言，必须确定安全功能、相应的安全重要结构、系统和部件以及用来实施纵深防御概念的安全方面的行政要求。

设计评定

6.10. 营运组织必须负责设施安全设计的形成。营运组织可以由一个设施的设计单位提供支持；在这种情况下，设施的设计单位必须证明可以达到已确定的安全要求。设施的设计单位与营运组织之间必须为实现设施的安全设计保持密切的联系，但营运组织必须对设施的设计进行尽可能独立于设计单位的内部安全审查。设计单位必须对编写、阐述和向营运组织提交供其在编写许可证审批文件时使用的设计文件做出有序安排。设计的进度可以与许可证审批文件的编写工作同步进行。（更多细节见附件 III。）

一般安全要求

准则和规则

6.11. 必须具体规定设施的每一运行状态和每一设计基准事故或与之相当的事件所有相关参数的设计准则。安全重要结构、系统和部件的设计准则可采用工程设计规则的形式。工程设计规则包括相关规范和标准中的要求，监管机构可以通过要求采用国家已经确立的或国际上使用的相关标准工程

实践的方式对这种规则作出明确的规定和要求。设计规则必须规定安全裕度⁷高于为运行所预见的裕度，以便提供即使在安全裕度范围内超出了运行限值也不会发生重要后果的合理保证。

规范和标准

6.12. 营运组织必须确定安全重要结构、系统和部件适用的规范和标准，并必须证明采用它们的合理性。尤其是在对同一物项或系统的不同方面采用不同的规范和标准的情况下，必须证明它们之间的一致性。规范和标准所涵盖的典型领域有：

- (a) 机械设计，包括承压部件的设计；
- (b) 结构设计；
- (c) 材料选择；
- (d) 热工水力设计；
- (e) 电气设计；
- (f) 仪器仪表与控制系统的的设计；
- (g) 软件设计和控制；
- (h) 设计的检查、检验和维护；
- (i) 临界；
- (j) 屏蔽和辐射防护；
- (k) 防火；
- (l) 化学危害防护；
- (m) 地震合格设计；
- (n) 其他自然现象的保护设计。

⁷ “安全裕度”系指安全限值和运行限值之间的差额。

可利用性和可靠性

6.13. 营运组织必须确保按照许可证审批文件中的规定就安全重要结构、系统和部件保持必要的可利用性和可靠性。必须酌情适用附件 II 所述设计原则，以实现安全重要结构、系统和部件在运行状态和事故工况下所需的可利用性和可靠性。

6.14. 对于那些有安全重要性但尚无适当既定规范或标准的结构、系统和部件，可以适用由类似设备的现行规范或标准所衍生的方案。在缺乏此类规范和标准的情况下，可以利用经验教训、试验结果（包括在中试厂所作的试验）、分析结果和专家委员会的建议或这几种方式的综合结果。必须证明这种利用的合理性。

人机工程学和人为因素

6.15. 在整个设计过程中均必须考虑到人为因素和人-机接口。人为因素是燃料循环设施安全中的一个重要方面，因为工艺流程的状态经常变化，而且运行人员有较多的机会接触工艺流程的运行。必须在控制室和面板的设计中采用人机工程学原理。必须为运行人员提供安全重要参数的明确显示和音响信号。

6.16. 设计必须最大程度减少对处于正常运行以及处于预期运行事件和事故工况的运行人员提出要求，例如对适当的动作进行自动化设计，以促进顺利运行。在设计中必须考虑到利用适当控制装置（如联锁装置、钥匙和密码）提前发现可预见的人为失误的必要性。

材料选择和老化

6.17. 必须在设计阶段采用适当的安全裕度，以便能够顾及材料在其有效寿期结束时的预期性质。由于在运行状态和事故工况下所经历的化学和辐射条件的范围和特征，这对燃料循环设施尤其具有重要意义。在无法获得材料特性细节的情况下，营运组织必须实施适当的材料监测计划。必须每隔适当时间利用通过该计划所取得的结果对设计是否充分进行审查。这可能要求在可能由于疲劳（如由于循环机械或热负荷引起的疲劳）、应力腐蚀、

侵蚀、化学腐蚀或辐射诱变等因素而导致在使用中机械性能发生改变的材料监测设计方面做出规定。

维护、检查和检验规定

6.18. 安全重要结构、系统和部件的设计必须旨在便利在设施寿期内开展对其功能能力的维护、检查和检验。

6.19. 安全重要结构、系统和部件的设计和布置必须包括最大程度地减少由于维护、检查和检验活动产生的辐射的规定。“维护”这一术语既包括预防行动，也包括纠正行动。

将基于计算机的系统用作安全重要结构、系统和部件

6.20. 如果基于计算机的系统对安全具有重要性，或者构成安全重要系统的一部分，必须制定并在该系统的整个寿期尤其是软件开发阶段必须实施开发和试验计算机硬件和软件的适当标准和实践。必须对整个开发工作规定适当的管理系统。系统所需的可靠性水平必须与其安全重要性相称（参考文献[18]）。

事故工况设计

6.21. 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状态和相关设计基准事故（或同等）工况下引发的极端负荷和环境工况（如极端温度、湿度、压力和辐射水平）。

6.22. 如果有必要紧急关闭设施或其中一部分，必须考虑不同工艺流程之间的相互依赖性。假如立即停止工艺流程不切实际（如在气体扩散浓缩设施情况下），则设计必须能提供达到安全稳定运行状态的手段。

6.23. 过程控制的设计和安排必须纳入使工艺流程运行进入安全和稳定状态的规定。

6.24. 在需要采取迅速可靠行动应对假想始发事件时，设施的设计必须包括自动启动必要安全系统的手段。⁸ 在出现事故工况的某些情况下，运行人员可能有必要采取进一步行动才能使设施处于长期的安全和稳定状态。

6.25. 运行人员手动操作动作的可靠性必须足以使工艺流程处于安全状态，但条件是：

- (a) 运行人员有足够的时间采取促进安全的行动。
- (b) 可利用的信息业经适当处理和说明。
- (c) 诊断简单，而且对必要的行动做出了明确规定。
- (d) 对运行人员的要求不过分。

如果无法满足上述条件，安全系统必须做到确保设施达到安全状态。

6.26. 必须提供在事故期间和事故后监测所有必要工艺流程和设备的能力。在必要时，必须提供远程监测和关闭能力。

6.27. 必须在符合在安全重要结构、系统和部件之间以及酌情在它们内部进行运行控制目的的隔离方面对相互依赖原则（见附件 II）做具体的阐述。

6.28. 安全重要结构、系统和部件必须有能力履行其安全功能，而不论其是否丧失辅助系统，如供电系统、压缩空气系统或冷热液流供应系统，如若不然，则必须将其设计成对安全布置不起作用。

6.29. 工艺试剂和稀释气体丧失或过多的问题必须在安全评定期间加以考虑。

应急规划设计

6.30. 必须根据设施呈现的潜在危害考虑应急规划目的的具体设计特点。这种特点可以包括拥有可靠应急照明的简单逃生路线、可靠的通讯手段以及辐射水平和危险化学品监测专用仪器仪表。根据设施所构成的潜在危害，

⁸ “安全系统”系指安全重要系统，被用来确保设施安全关闭或限制预期运行事件和设计基准事故的后果。

还必须考虑在与运行区分开的场所设立厂内应急控制中心，以维护指挥和通讯系统。

放射性废物管理设计

6.31. 在设计阶段实际可行的范围内，营运组织必须采取措施避免产生放射性废物或使其尽可能得到优化处理，目的是最大程度降低总体环境影响。必须本着最大程度降低总体环境影响的同样目的考虑废物的预处置和处置路线。

6.32. 参考文献[2]确定了关于放射性废物的产生、处理和贮存要求。

空气和液体放射性排放管理设计

6.33. 必须制定设计规定，以确保空气和液体放射性环境排放符合经批准的限值，并将公众接受的剂量和对环境的影响降低到合理可行尽量低的水平。

6.34. 必须制定监测空气和液体放射性环境排放的规定。

退役设计

6.35. 必须在燃料循环设施设计中考虑到为其最终退役提供便利，以便将工作人员和公众由于退役接受的照射量保持在合理可行尽量低的水平，确保充分保护环境，并最大程度地减少所产生的放射性废物量。

6.36. 在确保设施安全运行的同时，设计单位还必须尽实际可能做到：

- (a) 最大程度减少受污染区域的数量和规模，以便利在退役阶段进行清理；
- (b) 选择可在设施贮存、抗所有在用化学品和充分耐磨的材料，以便利在其寿期结束时去污；
- (c) 将设施设计成避免不必要地累积化学物质或放射性物质；
- (d) 将设施设计成允许在必要时进行远程去污；
- (e) 考虑退役阶段所产生的废物是否易于处理、临时贮存、运输和处置；

(f) 特别注意保存设施整个寿期内取得的设计文件和记录。

防止放射性危害设计

污染控制和防止内照射

6.37. 必须考虑保护工作人员、公众和环境免受运行状态和事故工况下危险物质释放的影响。

6.38. 污染控制的主要设计特点是封闭和泄漏检测。封闭通过实体屏障（静态封隔）和（或）动态封隔（如通过通风装置）的手段实现。这种屏障的性质和数量及其性能以及空气净化系统的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。

6.39. 必须按可预见的表面污染和空气污染程度进行区域分类，并必须根据这种分类安装设备（见参考文献[12]）。必须安装空气污染监测工具和适当的警报系统。设计中必须考虑对受污染区域的特定作业做出适当规定的必要性。

防止外照射

6.40. 必须通过适当的屏蔽等工程措施以及利用遥控操作设备实现防止辐射照射的目的。

6.41. 设计单位必须在考虑预期正常照射量、潜在照射的可能性和照射量以及必要防护和安全程序的性质和范围的情况下进行区域划分。必须限制进入辐射水平可能导致工作人员接受高剂量照射的区域，而且所适用的控制水平必须与危害程度相适应（见参考文献[12]）。

6.42. 必须对辐射水平进行监测，以便探测到所发生的异常工况并疏散工作人员。必须适当确定和标示工作人员可能受照射的区域。

临界

6.43. 临界事故可能导致附近工作人员接受高辐射剂量和大面积污染。只要实际可能，就必须通过设计手段控制临界危害。

6.44. 发生临界取决于下列因素：

- (a) 易裂变材料的特性；
- (b) 存在的易裂变材料的质量及其在所存在的系统组成部分之间的分布；
- (c) 与易裂变材料有关的或其周围的所有其他材料的质量、特性和分布。

6.45. 就通过设计手段防止临界而言，双偶然事件原则（见附件 II）必须成为优选方案。

6.46. 质量、几何形状、慢化、反射、相互作用、中子吸收和富集是防止临界的最重要因素。这些因素既必须单独考虑，也必须结合起来考虑，以期形成适当的设计。

6.47. 必须在保守假设的基础上进行临界评价和计算。

6.48. 必须特别注意改变了临界控制方法的系统间接口。

6.49. 确保任何工艺流程中临界安全的方法必须包括但不得限于以下任何一项或以下各项的组合：

- (a) 涉及设备设计的非能动工程控制；
- (b) 涉及利用过程控制仪器仪表的能动工程控制；
- (c) 化学手段，如防止出现允许沉积的条件；
- (d) 依赖自然的或可信的事件过程，如其性质是将易裂变材料的密度保持在低于临界事件发生所需的理论上最低水平的过程；
- (e) 确保遵守操作程序的行政控制。

6.50. 各国已经采取了各种方案来处理临界事故的缓解措施和后果评定问题。必须对下列措施的适宜性作出评定：

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

- (a) 安装启动及时疏散的临界探测和警报系统；
- (b) 确定和标示适当的疏散路线和重新集合区；
- (c) 提供适当的应急设备和采用应急程序。

6.51. 参考文献[19]提供了关于临界控制的进一步导则。

放射性衰变热

6.52. 放射性衰变热如果得不到适当控制，则可能导致放射性物质的释放。因此，必须在设施设计中适当考虑衰变热的产生问题。

辐射分解

6.53. 辐射分解如果得不到适当控制，则可能导致氢的释放以及爆炸危险。因此，必须在设施设计中适当考虑辐射分解问题。

非放射性危害

6.54. 化学物质、毒性物质或易燃易爆物质均可能影响核安全。为防止此类事件发生，必须在设计中考虑到以下方面：

- (a) 国际和国家化学品安全标准和导则所载的设计要求和导则；
- (b) 有可能发生接触之物质的化学相容性；
- (c) 危险工艺材料的安全贮存；
- (d) 可能导致化合物或毒性物质（如氢、溶剂）释放、火灾或爆炸的初始工艺流程配置和（或）对其所作的可信变更；
- (e) 化学或毒性释放的探测和报警能力；
- (f) 最大程度减少存量；
- (g) 防止接触化合物或毒性物质的人员的防护设备。

6.55. 营运组织必须在火灾安全分析和实施纵深防御概念（即预防、探测、控制和缓解）的基础上制订消防安全方面的设计规定。

7. 设施建造

- 7.1. 在开始建造燃料循环设施之前，营运组织必须满足有关设施设计安全的监管要求。
- 7.2. 对于大型设施或综合设施，监管机构的批准书可在若干阶段授予。每个阶段可设一个节点，并且可能有必要获得监管认可，以便进入下一阶段。监管机构在建造期间的介入程度必须与设施的潜在危险相适应。
- 7.3. 在开始建造工作之前，营运组织必须与选定的承包商就确保建造期间安全的责任以及确定和控制建造活动对设施运行及设施运行对建造活动的任何不利影响问题作出适当的安排。必须考虑设施的建造对当地居民和环境的影响，以及对附近任何在运工厂和服务设施的影响。特别是必须对与重型载荷的振动和移动以及扬尘有关的危害作出评定。
- 7.4. 在建造阶段，营运组织必须实施第 4 节所述的管理系统，以确保在建造阶段充分满足设计要求和设计意图，因为就某些安全重要结构、系统和部件而言，在建造和安装后核实遵守情况可能更加困难。
- 7.5. 必须按照管理系统的要求保持记录，以证明设施及其设备是按照设计要求建造的。
- 7.6. 营运组织必须具体规定正式的设计变更程序，以便准确地记录在建造期间对设施所作的变更并对其影响作出评定。
- 7.7. 必须向营运组织提供设施的“竣工”图纸。在设施建成后，营运组织必须对竣工图纸进行审查，以便通过其可能的评定，确认是否已符合设计意图并将实现所规定的安全功能。营运组织必要时必须征得监管机构的同意，以便进入调试阶段。

8. 设施调试

调试大纲

8.1. 在开始调试之前，必须编写有关对设施进行试验的适当的调试大纲，以验证其是否符合设计目标和是否满足性能标准。按要求得到监管机构认可的调试大纲必须包括调试的组织 and 责任；调试阶段；基于结构、系统和部件的安全重要性对其进行的适当试验；试验进度安排；调试程序和报告；审查和核实的方法；偏差和缺陷的处理以及对文件的要求。

8.2. 本节中的这些要求也必须适用于长期关闭后重新启动现有工艺过程的情况。

组织和责任

8.3. 营运组织必须安排本组织、设计者和制造商参与调试大纲的编写工作，以使今后的运行人员熟悉设施及其工艺操作的具体特征，并确保向设施工作人员充分转让知识和反馈汲取的经验教训。

8.4. 必须利用调试期对运行人员进行设施运行和维护各方面的培训。对包括运行程序、维护程序、应急程序、行政程序以及运行限值和条件在内的运行文件进行核实必须是这一培训过程不可分割的一部分。

8.5. 必须精心安排从调试队伍到运行队伍的转移工作，以确保不发生知识和经验的丢失。调试也是营运组织熟悉设施情况和管理部门制订安全文化包括采取积极的行为和态度的一次机会。

8.6. 在调试的所有阶段，营运组织必须确保清晰地确定负责安全的人员或组织。在移交安全责任时，必须明确规定有关责任转移的安排。

8.7. 营运组织必须设立一个安全委员会（见第 9.15 段），对调试大纲和调试试验结果进行审查，并向营运组织提供技术咨询。

8.8. 监管机构和营运组织在整个调试过程中必须保持密切的联系。特别是营运组织必须向监管机构提供直接涉及安全的试验结果和分析，以供酌情进行审查和核准。

调试试验和阶段

8.9. 调试大纲必须分成若干阶段。这些阶段必须酌情包括与冷工艺（无放射性物质）和热工艺（有放射性物质）有关的单台设备试验、设施综合试验和系统试验。

8.10. 必须按照功能组和逻辑顺序安排调试试验，并尽实际可能包括所有预定的运行环节。

8.11. 营运组织必须具体规定正式的设计变更程序，以便准确地记录对设施作出的所有修改并对其可能的影响作出评定。

8.12. 在调试阶段，营运组织必须确定将对这些修改的安全评价工作从设计阶段评价过程转入运行阶段评价过程的节点。

调试程序和报告

8.13. 调试大纲必须包括审核、审查和核实方面的规定和程序，以期确保试验按计划执行并确保充分实现大纲目标。还必须对纠正调试试验过程中发现的任何偏差或缺陷作出规定。

8.14. 在不对设施引入全面的化学或放射性考验环境的情况下，设施及其设备和系统的有效试验可能需要在软件或硬件系统中采用临时调试辅助工具。营运组织必须确保保存这些辅助工具的正式记录。这些记录必须用于确保在试验完成后并在设施或系统投入运行前清除所有这些辅助工具。

8.15. 调试活动必须按照书面程序进行。这些程序必须涵盖试验目的、预期结果和成功的标准、试验期间要求执行的安全规定、必要的预防措施和先决条件以及试验规程。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

8.16. 必要时,这些程序必须包括有关通报以及安全委员会(见第 9.15 段)、外部机构、制造商和监管机构参与其中的控制点。

8.17. 必须根据管理系统适当详细地编写涵盖这些试验的范围、顺序、预期结果和成功标准的报告。试验报告必须包括:试验大纲说明和试验结果、收集的数据和数据分析概述、对照验收标准进行的结果评价和有关试验成功的说明、偏差和缺陷的确定以及任何纠正行动和采取纠正行动的理由。

8.18. 无论是营运组织的成员获得的或是制造商获得的所有调试试验的结果均必须提供给营运组织和监管机构,并必须在设施的寿期内妥善保存。

9. 设施运行

背景

9.1. 第 4 节规定了从设计阶段到退役阶段的共同要求。这些要求特别是有关组织事项和安全文化的要求也适用于运行。

9.2. 第 9 节涉及组织事项和安全文化,并确定了对运行的具体要求。

运行期间的一般要求

营运组织的结构和职责

9.3. 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,并必须为安全开展运行提供必要的基础结构。

9.4. 营运组织必须确保充分覆盖与设施的安全运行和利用有关的相应功能,如维护、辐射防护、临界安全、管理系统的实施和其他相关支持活动等;并必须考虑工业和化学安全。

9.5. 营运组织必须对设施设计方面的任何变更或对设施的控制、作出的安排、利用或管理方面之任何变更的所有安全问题负责。这种责任不得委托他者承担。

接口安排

9.6. 营运组织必须确保考虑同一场址上各设施之间的安全相关独立性。必须对边界责任作出明确规定，并必须建立有效的交流渠道。

9.7. 必须在必要时并根据国家条例和国际标准建立一个有关厂内运输的专门组织并制订具体规则。

工作人员的资格认证和培训

9.8. 必须对工作人员的最低资格作出规定，而且这些最低资格必须与指定职责和权力相称。对在设施工作的人员进行的培训必须与其指定职责、权力和安全相关活动相适应。必须对设施工作人员的培训大纲进行组织和管理，并为此配备人员，以便以实现培训目标为目的促进规划、指导、评价和控制。所开展的培训必须分级进行，并且必须以能力结构为基础。

9.9. 培训必须包括对以前接受过培训的人员和合格人员进行再培训。培训大纲必须包括以下方面：需要培训的功能领域的分析和确认、岗位培训要求、确定包括目标在内的培训基础、学员学习情况评价、开展在职培训以及培训效能的系统评价。

9.10. 培训必须涵盖设施的运行状态包括应急程序（见本出版物第 9.62 段至第 9.67 段），并且必须确保运行人员充分了解设施及其安全特征。必须强调在设施运行的所有方面坚持安全第一的原则。

9.11. 由于在失火和发生爆炸情况下的响应时间对消防极为重要，因此，必须对运行队伍进行适当和经常的消防培训，并且必须定期开展消防演习。

9.12. 在培训方面，必须特别关注可能涉及人工干预的放射性危险。必须使工作人员认识到与其正在从事的活动有关的这类危害。

9.13. 必须将设施的修改情况及时反映在培训大纲中。

最低人员配备

9.14. 营运组织必须确定为确保处于运行状态（包括运行间期）的设施安

全所需的各技术和功能领域的最低员额水平，以及在事故工况下参与实施应急计划的人员和组织的最低员额水平。

安全委员会

9.15. 营运组织必须设立一个或多个内部安全委员会，就有关设施调试、运行和修改的安全问题向营运组织的管理部门提供咨询。这些委员会的成员必须具备提供适当咨询的必要的先进知识和经验。他们必须在必要的限度内独立于运行管理部门提出安全问题。

运行经验反馈

9.16. 必须作出安排，对设施或类似设施上发生的有关异常情况、事件和事故的可得技术信息进行分析，以便反馈汲取的经验教训和必要时采取预防行动。

文件管理

9.17. 营运组织必须维护并必须确保工作人员使用一套完整和最新的安全文件，包括许可证审批文件和程序。重要文件的复制件必须单独存放，并必须进行适当的维护。

9.18. 营运组织必须为生成和管理对运行和退役阶段具有安全重要性的记录和报告作出安排，其中包括：

- (a) 全套许可证审批修订文件；
- (b) 定期安全审查；
- (c) 调试文件；
- (d) 程序和运行规程；
- (e) 修改的历史文件和数据；
- (f) 设施的运行数据；
- (g) 维护、试验、监督和检查数据；
- (h) 情况和事件报告；

- (i) 辐射防护数据，包括个人监测数据；
- (j) 核材料和其他放射性物质的数量和移动情况数据；
- (k) 排出流的排放记录；
- (l) 放射性废物的贮存和运输记录；
- (m) 环境监测结果；
- (n) 在设施的每个场所从事的主要工作活动的记录。

组织变更的控制

9.19. 营运组织必须作出安排，确保从组织结构的变更对安全以及对酌情采取减轻后果的任何必要行动的潜在影响方面考虑组织结构的变更问题。

与监管机构的联系

9.20. 营运组织必须按照国家要求和实践制订和执行向监管机构通报具有重大安全意义的修改建议的程序，以及在预期运行事件或事故工况（见第 9.16 段）下向监管机构通报的程序。

具体运行要求

运行规程

9.21. 在设施开始运行之前，必须制定运行限值和条件。

9.22. 营运组织必须在必要时与设计者和制造商合作制订运行规程。在运行开始之前必须制定安全相关运行规程。运行规程必须明确描述运行方法，包括确保遵守运行限值和条件所需的所有审核、试验、校准和检查（见第 2.9 段至第 2.15 段）。

9.23. 必须使运行人员认识到确保遵守运行限值和条件所需的运行规程和程序以及严格遵守这些规程和程序的特别安全意义。

9.24. 必须使运行规程和程序定期得到审查和更新，并且必须在必要时提供用户使用。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

9.25. 必须作出安排，确保查明显著偏离运行规程的情况，并酌情对其原因进行调查和采取适当的行动，防止再次发生。这类安排必须包括在偏离导致超出运行限值和条件时向监管机构进行通报。

9.26. 运行规程必须对在发生必要时关闭设施的预期运行事件后使设施进入安全运行状态作出规定。

9.27. 在规划现有规程没有涵盖的活动时，必须就该活动制定适当的规程并进行审查，而且必须在活动开始前经过适当的批准。必须对相关运行人员提供规程方面的额外培训。

维护、校准、定期试验和检查

9.28. 必须进行维护、校准、定期试验和检查，以确保安全重要结构、系统和部件能够按照设计意图和安全要求发挥作用。就此而言，“维护”一词既包括预防行动，也包括纠正行动。还必须对实施厂内应急计划所需的设备进行维护、校准和定期试验。

9.29. 所有维护、校准、定期试验和检查均必须按照基于已核准的书面程序制订的计划进行。在设施开始运行之前，营运组织必须制订安全重要结构、系统和部件的维护、校准、定期试验和检查的计划并获得批准。这些程序必须详细说明对设施正常运行状态下的任何变更，并且必须对完成活动后恢复正常配置作出规定。必须利用符合管理系统的工作许可系统进行维护、校准、定期试验和检查。必须在只有负责协调维护工作的人员核准维护评定的结果之后才能允许恢复正常运行。

9.30. 维护、校准、定期试验和检查安全重要结构、系统和部件的频度必须符合设施许可证审批文件。

9.31. 必须确定和控制用于维护、校准、定期试验和检查的设备和物项，以确保其正确使用。

9.32. 必须记录和评定维护、试验和检查的结果。

9.33. 必须对维护、校准、定期试验和检查计划进行经常性审查，以便吸纳经验教训。

9.34. 必须对去污、洗涤和维护或试验准备等辅助作业给予特别关注，因为在设施上进行这类作业时会发生很多意外情况。

控制修改

9.35. 营运组织必须建立一个对其有关修改设计、设备、进料特征、控制或管理的建议进行与这些修改的安全重要性相符程度的评定和审查的过程，以便（由安全委员会（见第 9.15 段））对这些修改的直接和更广泛的后果作出充分评定。该过程必须包括审查可能的后果，以确保一个设施中预期的修改或变更不会对关联设施或邻近设施产生不利的影晌。

运行期间的辐射防护

9.36. 防止运行人员包括承包商和公民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]中确定的要求。

9.37. 对于所有运行状态，辐射防护措施必须：

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

辐射防护计划

9.38. 营运组织必须制订和实施辐射防护计划，以确保对所有涉及潜在辐射照射的活动进行规划、监督、执行和监测。有关辐射防护的所有文件和活动都必须与营运组织的综合管理系统保持一致（见第 4 节）。

9.39. 辐射防护计划必须详细说明有关以下方面的职责和安排：

- (a) 监测厂内和厂外的辐射和污染水平，并对任何异常情况向运行人员发出警报；
- (b) 控制因设施运行而对厂内工作人员产生的辐射照射；

- (c) 控制厂外辐射照射；
- (d) 根据设施所造成的危害作好现场应急管理工作的准备；
- (e) 控制放射性物质的厂内和厂外运输。

9.40. 所有运行人员都必须履行各自的责任，在其工作过程中将辐射防护计划中规定的照射控制措施付诸实施。

9.41. 营运组织必须以使工作人员的内外照射防护达到最优化的方式运行设施。在运行期间，必须按照防护最优化原则管理内外照射，并在以下方面保持规则与实践的适当平衡：

- (a) 设备和场所的清洁和去污；
- (b) 维护和修改；
- (c) 运行。

9.42. 就潜在事故工况而言，必须通过专设安全设施、事故管理程序和应急计划中规定的措施将放射性后果保持在低水平。

9.43. 必须将辐射防护计划的监测结果与运行限值和条件进行比较，必要时必须采取纠正行动。此外，必须每年确定年剂量指标。必须将结果与这些指标进行比较，而且必须对任何偏离情况进行调查。

辐射防护人员

9.44. 辐射防护计划必须包括在营运组织内部设立一个辐射防护小组，并指派有辐射防护技术能力以及熟悉设施设计、运行和危害的放射学问题的合格辐射防护官员。

9.45. 辐射防护人员必须向运行人员提供咨询，并且必须能够接近营运组织中有权制订和强制实施运行程序的管理层。

控制职业照射

9.46. 为辐射防护目的，必须按照监管机构的要求和根据参考文献[12]对可能受到显著性水平职业辐射照射的所有运行人员进行剂量测量、记录和评

定。这些记录必须提供给受照射者和监管机构或监管机构指定的任何其他机构。必须作出安排，将这些记录保存至国家法律所规定的时间。

污染控制

9.47. 必须尽实际可能地控制和最大限度减少放射性污染的扩散。必须限制进入污染水平可能导致工作人员接受高剂量的区域，而且所适用的控制水平必须与危害相对应（见参考文献[12]）。

9.48. 特别是在可能发生照射的区域，必须为工作人员提供个人防护设备，以防止可能遇到的危害。

运行期间的临界控制

9.49. 所有涉及易裂变材料的作业必须防止发生临界事故。

9.50. 所有与核临界安全有关的作业都必须按书面程序进行。这些程序必须具体规定拟进行控制的参项和要履行的标准。

9.51. 必须向管理部门报告发生有关影响核临界安全偏离程序的情况和意外的过程变化，并且必须立即进行调查。还必须向监管机构进行通报。必须采取行动防止这些情况再次发生。

临界工作人员

9.52. 凡在与临界相关的场合，营运组织必须指派通晓核临界物理学及相关安全标准、准则和最佳实践并且熟悉设施运行的合格的核临界工作人员。在必要的限度内，这种职能必须独立于运行管理部门。

9.53. 核临界工作人员必须协助对工作人员进行培训；必须为制订运行程序提供技术指导和专门知识；并必须审核和验证可能需要进行临界控制的所有作业（见参考文献[20、21]）。

运行中产生的放射性废物和排出流管理

9.54. 设施的运行必须尽实际可能地控制和最大限度减少各类放射性废物的产生，以确保放射性环境释放保持合理可行尽量低、便于废物的处理和处置以及便于设施的退役。

9.55. 设施内固体、液体和气体废物及其从设施中最终移出的管理必须符合参考文献[2]中规定的要求。

9.56. 一般而言，所有涉及放射性和危险化学品排出流和废物（包括去污活动产生的排出流和废物）的活动都必须按照综合废物管理政策、管理系统和监管要求进行。

9.57. 必须对放射性和危险化学品排出流的释放进行监测并进行详细记录，以核实是否符合适用的监管要求。必须按照监管机构的要求定期向其报告详细情况。

运行期间的工业和化学安全管理

9.58. 化学和工业危害对公众或工作人员所构成的风险程度可能大于或低于放射性物质所构成的风险程度，这取决于设施的性质。营运组织必须酌情掌握必要的相关安全专门知识，并且必须作出最大限度减少化学和工业危害对公众、工作人员和环境所构成的风险的安排。

9.59. 营运组织必须在防火安全分析的基础上为确保防火安全作出安排，必要时必须对其进行定期审查和更新。这类安排必须包括：按照许可证审批文件控制易燃物（限制）和引燃源（隔离）；评定各种修改对防火安全分析和消防系统的潜在影响；维护、试验和检查消防措施；建立人工消防能力以及对设施工作人员进行培训。

9.60. 特别是：

(a) 必须利用书面程序和监测来确保空气中易燃气体（如氢气）的浓度以适当的裕度低于相应的空气中自燃下限。

- (b) 必须对运行队伍进行适当和定期的培训。
- (c) 必须定期进行演习。

9.61. 必须结合与工业装置有关的常规防火安全关切对有关核材料（如金属铀）的防火安全问题进行评定。

应急准备

9.62. 考虑到设施的潜在危害，营运组织必须与负有应急责任的其他机构包括公共部门相配合制定应急计划；必须建立必要的组织机构并且必须指定管理应急响应的责任。参考文献[3]确定了关于制定应急准备和响应计划的要求。

9.63. 营运组织的应急计划必须包括：

- (a) 指定负责指挥厂内活动的人员和负责确保与厂外组织保持联络的人员；
- (b) 有关工作人员培训的要求；
- (c) 可能发生的事故清单，并在相关的情况下描述事故及其可预见的后果；
- (d) 在什么条件下和依据那些标准必须宣布发生紧急情况、授权宣布紧急情况的人员职务和（或）职能的清单以及描述用于向应急人员和公共部门报警的适当手段；
- (e) 有关评定厂内和厂外（水、植物和土壤以及空气取样）放射性状况的安排；
- (f) 最大限度减少人员的辐射照射和确保伤员得到治疗的措施；
- (g) 对设施状况的评定以及厂内将采取的限制放射性释放范围和污染扩散的行动；
- (h) 指挥和通讯系统，包括对有关设施和程序作出说明；
- (i) 在指定地点处于备用状态的应急设备库存；
- (j) 参与实施应急计划的人员和组织将采取的行动；
- (k) 宣布紧急情况终止的规定。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

9.64. 应急计划必要时必须包括有关应对涉及非放射性危害和放射性危害并存紧急情况的安排并考虑现场具体情况，这种紧急情况如伴随有显著辐射水平或污染水平的火灾，或有毒和（或）窒息性气体与辐射或污染并存等。

9.65. 应急计划必须包括在万一发生紧急情况时向所有人员通报将要采取的行动的手段。

9.66. 应急计划必须酌情经过监管机构批准，而且在设施装入放射性物质之前必须通过演习进行检验。此后，必须按适当的间隔开展应急计划演习，其中有些演习必须请监管机构到场观看。有些演习必须是酌情邀请地方、区域和国家应急组织参加的综合演习，而且必须请尽可能多的有关组织一同参加。应急计划必须经过审查，并根据获得的经验不断进行更新。

9.67. 应急响应时使用的仪器、工具、设备、文件和通讯系统必须保持良好的工作状态，而且必须以不受假想事故的影响或不可能因发生假想事故而不能提供使用的方式保持随时可供使用。

安全核实

定期安全审查

9.68. 为了处理老化、改造、技术发展、运行经验（见第 4.26 段）和场址表征变更（见第 5.9 段和第 5.10 段）的累积效应和影响，营运组织必须每隔一定时间并按照国家监管要求对设施的安全进行系统的再评定。

9.69. 营运组织必须向监管机构提交定期安全审查的结果，并且必须在设施许可证审批更新文件中反映这些结果。

审核和审查

9.70. 安全管理和核实的核心是一个组织作为一个不断持续的过程开展有效审查和改进的能力。为了建立这一过程，营运组织必须对设施的运行和安全实绩进行定期审查，以确定、调查和纠正可能对安全产生影响的不利

趋势。这一过程还必须涵盖促进安全运行的安全文化以及态度和运行环境方面的改进。

9.71. 为了有助于促进这一过程，营运组织必须实施包括审核和检查以及可能采用适当实绩指标在内的自评定计划。

9.72. 参考文献[22]提供了有关核电厂审核和审查的导则。

10. 设施退役

综述

10.1. 营运组织必须对设施的最终退役做出安排，包括资金安排，这种安排必须在设施关闭之前提前获得监管机构的批准。参考文献[23]规定了关于设施退役的要求。

退役计划

10.2. “许可证持有者必须根据监管机构的要求拟订退役计划，并必须在设施的整个寿期内保持退役计划，以表明能够安全地实现符合规定终态的退役”（参考文献[23]要求 10）。虽然一些现有设施可能是在没有考虑最终退役的情况下设计或运行的，但营运组织必须以便于最终退役的方式开展包括维护、改造和实验在内的所有运行活动。

10.3. 退役计划必须考虑退役阶段所产生废物的贮存、处理、运输和处置问题。

10.4. 为了促进实施退役计划和完成退役，营运组织：

- (a) 必须为退役的设计和作业保留必要的资源、专门技能和知识，并必须保存与设计、运行和退役过程有关的记录和文件，从而能够将这类资料转交给任何支助组织或继任营运组织；

- (b) 必须确保在完成退役后将包括最终放射性调查结果等重要资料在内的记录和文件保存至监管机构所规定的时间；
- (c) 必须按照预定计划向监管机构报告许可证条款所规定的任何安全相关资料。

10.5. 必须对退役计划进行审查并必须按要求进行更新，以便特别反映设施变更或监管要求方面的变化、技术进展以及最终退役作业的需求。如果发生异常事件，则必须制定新的退役计划或修改现有的退役计划。

退役作业

10.6. 当已决定关闭设施后，在法律上负责设施退役的组织必须连同最终退役计划一并向监管机构提出允许对设施实施退役的申请（参考文献[2、23]）。

10.7. 如果打算关闭设施和推迟退役，则必须在最终退役计划中证明这种方案是安全的，并必须证明在制定退役计划时考虑了关闭期间可能出现的情况。必须证明将不会给后代带来不适当的负担。必须制订一项适当的维护和监督计划，并须经监管机构批准，以确保推迟退役期间的安全。

10.8. 如在发生事故的情况下将设施突然关闭，必须在按照批准后的退役计划实施退役之前使设施恢复到安全状态。

10.9. 退役活动可能在短期内产生大量废物，并且废物的类型和活度可能差异很大，并且可能包括大型物件。营运组织必须确保获得适当的手段来安全地管理废物。必须对拆除和去污技术作出选择，以便最大程度地减少废物的产生和空气污染。

10.10. 大型设备的去污、切割和装卸以及一些现有安全系统的逐步拆除或移出等退役活动有可能产生新的危害。必须评定这些活动对安全的影响并加以管理，以便减轻这些危害。

10.11. 营运组织必须确保保护工作人员和公民不会受到不仅在退役期间而且还因任何后续占用或使用已退役的场址所引起的照射。营运组织必须适用根据参考文献[12]确定的国家辐射防护要求。

10.12. 必须对从事设施退役工作的人员进行适当的培训并获得胜任这项工作的资格。营运组织必须确保工作人员清楚地了解并执行相关环境、健康和标准。

完成退役

10.13. 在解除场址供非限制使用之前必须进行调查，以证明监管机构所确定的终点条件已经得到满足（见参考文献[23]要求 15）。

10.14. 如果不能解除场址供非限制使用，则必须维持适当的控制，以确保对人类健康和环境的保护（见参考文献[23]第 9.3 段）。

10.15. 必须编写最终退役报告，其中包括任何必要的最终确认调查，并必须酌情与其他记录一并保存。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

附录 I

对铀燃料制造设施的具体要求

以下要求具体针对利用源自天然铀、高浓铀或后处理铀的低浓六氟化铀（铀-235 浓度不超过 6%）制造燃料组件（如压水堆、沸水堆、重水堆、坎杜堆和先进气冷堆燃料组件）的铀燃料制造设施。这些要求不适用于处理天然铀燃料或金属铀燃料的设施。参考文献[24]提供了关于满足铀燃料制造设施要求的导则。

设计

安全功能

I.1. 设施的设计必须防止发生临界事故和危险物质的事故性释放。设计必须保持正常运行的辐射照射合理可行尽量低。

工程设计

I.2. 与放射性物质的情况一样，封隔化学危险必须包括控制进入工作场所或环境的任何路径。

防止临界

I.3. 必须通过预防措施确保临界安全。

I.4. 必须优选尽实际可能通过设计而不是行政措施实现临界安全。

I.5. 必须通过将系统中以下一个或多个参项保持在正常运行、预期运行事件（如容器过量装料）和设计基准事故工况或同等工况（如失火、溢流或失冷）的次临界限值范围内来实现临界安全：

(a) 工艺流程中存在的易裂变材料的质量和富集度；

- (b) 工艺设备的几何形状（尺寸或形状限制）；
- (c) 溶液中易裂变材料的浓度；
- (d) 慢化度；
- (e) 反射层控制；
- (f) 适当中子吸收剂的存在。

I.6. 必须通过具体的临界分析来验证铀燃料制造设施设计的安全，其中单独和以组合的方式考虑以下重要因数：

- (a) 富集度：在所有评定中均必须使用设施任何部分中经批准的最大富集度，除非根据双偶然事件原则证明不可能达到这种富集度水平。
- (b) 质量：必须以显著裕度评定临界安全。
- (c) 几何形状：分析必须包括设施的布置以及管道、容器和其他工艺装置的尺寸。
- (d) 浓度和密度：必须采取保守方案。
- (e) 慢化：分析必须考虑一系列慢化度，以确定可能发生的最大反应性工况。
- (f) 反射：必须对反射作出保守假设。
- (g) 中子相互作用：必须考虑中子在可能涉及的所有设施装置之间的相互作用。
- (h) 中子吸收剂：当在安全分析中需要加以考虑以及存在降解风险时，中子吸收剂的存在和完整性在定期检验期间必须是可验证的，在临界计算时必须考虑吸收剂参数（如质量和密度）的不确定性。

I.7. 必须根据国家条例验证铀燃料制造设施在易裂变材料的质量超过阈值部位的临界安全。必须从这类分析中导出与临界安全有关的安全重要结构、系统和部件以及运行限值和条件。

封闭内照射和化学危害

职业辐射防护

I.8. 关于手套箱的使用（例如用于封闭后处理铀），设计的技术要求必须与铀燃料制造设施的具体危险相对应。

环境保护

I.9. 必须考虑过滤器的效率及其对化学品（如氟氢）、高温废气和火灾工况的耐受能力。

假想始发事件

防止内部火灾和爆炸

I.10. 必须安装与内部火灾和爆炸危险相对应并符合国家要求的探测和（或）灭火系统。

I.11. 对于可能存在有铀的部位，必须慎重评定安装自动喷淋装置的问题，并考虑临界的危险。

I.12. 在具有潜在爆燃性气体环境的部位，必须按照工业安全条例保护电气网络和设备。

仪器仪表和控制系统

防止事故工况的安全相关仪器仪表和控制系统

临界控制

I.13. 具有启动立即从受影响区域疏散的音响和必要时可视报警功能的辐射探测器（ γ 探测器和（或）中子探测器）必须覆盖有重要量易裂变材料的部位，除非能够证明发生临界事故的可能性极小。

监测化学释放

I.14. 必须在有显著化学危险（如由六氟化铀、氟氢引起）和空间狭小的部位安装探测器，除非能够证明化学释放的可能性极小。

运行

工作人员资格认证和培训

I.15. 就铀燃料制造设施而言，必须特别注重在处理放射性危险（主要是临界和污染）以及化学危险和火灾危险等特定的常规危险方面对工作人员进行资格认证和培训。

I.16. 对设施火灾或爆炸采取的应对措施不适当可能加剧事件的后果（如放射性危害包括临界、化学危害）。营运组织必须组织对工作人员以及外部消防和救援人员进行专门的培训和演习。

设施运行

I.17. 如果设施的设计是并行生产具有不同富集度的燃料芯块，必须对生产作业进行管理，以排除不同富集度的粉末、芯块和棒束发生混淆的情况。

I.18. 为了最大程度地减少事件发生的数量，必须密切注意在预期运行事件；非常规运行；以及去污、洗涤和维护或检验准备等辅助作业方面加以预防。

防止临界

I.19. 对于铀粉末或铀溶液在铀燃料制造设施内的移动，必须通过设计和行政控制措施防止“加双料”差错（即有两批而不是一批易裂变材料在燃料制造工艺流程中移动）。

I.20. 如果必须将铀从容器或管道中移出，则必须只能使用已批准的容器。

固体六氟化铀的厂内操作

I.21. 必须考虑火灾对固体六氟化铀容器的影响（如涉及六氟化铀容器运输工具的火灾）。

辐射防护

I.22. 必须密切注意在工作场所封闭铀粉末和控制污染。

应急规划和准备

I.23. 必须就临界事故；放射性物质和有害化学物质，主要是氟气、六氟化铀、氟氢和氨的释放；以及火灾和爆炸蔓延情况做出应急安排。

I.24. 在处理火灾时，必须使用本身不会造成临界危险的消防介质。

附录 II

对混合氧化物燃料制造设施的具体要求

以下要求具体针对混合氧化物燃料制造设施，这种设施用于处理、加工和贮存 (a) 武器级和民用级钚氧化物；(b) 贫化、天然或后处理循环铀氧化物；以及（或者）(c) 从上述钚氧化物和铀氧化物制造的、用于制造供出口并随后在轻水堆和快中子增殖堆中使用的混合氧化物燃料棒和组件之供料的混合氧化物。所涉及的工艺是干法流程，因而这些要求不适用于氧化物粉末的预处理或磨料。参考文献[25]提供了关于满足混合氧化物燃料制造设施要求的导则。

设计

安全功能

II.1. 设施的设计必须防止发生临界事故和危险物质的事故性释放。设计必须保持正常运行的辐射照射合理可行尽量低。

工程设计

II.2. 按设计，职业辐射照射必须仅为外部照射，因而在正常运行时不得对工作人员产生可测量的内照射剂量。为了避免在正常运行时产生内照射剂量，设计目标必须是包容放射性物质、最大程度减少放射性物质向工作区的扩散和探测极低水平的空气污染。

防止临界

II.3. 必须通过预防措施确保临界安全。

II.4. 必须优选尽实际可能通过设计而不是行政措施实现临界安全。

II.5. 必须通过将系统中以下一个或多个参项保持在正常运行、预期运行事件和设计基准事故工况（或同等工况）的次临界限值范围内来实现临界安全：

(a) 二氧化钚（投入）：

(i) 符合二氧化钚同位素组分安全技术指标的质量和几何形状以及慢化；

(ii) 适当中子吸收剂的存在。

(b) 二氧化铀（投入）：符合二氧化铀同位素组分安全技术指标的质量和几何形状以及慢化。

(c) 混合氧化物粉末：混合氧化物粉末是在燃料制造工艺流程中形成的，因此，必须根据该工艺流程每一阶段的同位素技术指标和二氧化钚的含量评定相关的临界危险。必须考虑质量、几何形状和慢化。

II.6. 对于实验室和必要时对于钚固体废物，必须根据第 II.5(a)段或第 II.5(c)段确定的同位素组分来评定（贮存）钚的安全质量和几何形状。

II.7. 必须通过具体的临界分析来验证混合氧化物燃料制造设施的设计安全，其中单独和以组合的方式考虑以下重要因数：

(a) 钚同位素组分、二氧化钚含量和铀富集度（若铀-235 富集度 $>1\%$ ）：在所有评定中均必须使用工艺流程任何部分中经批准的最大组分，除非根据双偶然事件原则证明不可能达到这种钚组分或含量（和铀富集度（若需要））。

(b) 质量：必须根据显著裕度评定临界安全。

(c) 几何形状：分析必须包括设施（贮库）的布置以及管道、容器和其他工艺装置的尺寸。

(d) 材料密度和形态：必须采取保守方案。

(e) （在分析实验室和液体流出物装置中的）浓度和密度：必须采取保守方案。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

- (f) 慢化：分析必须考虑一系列慢化度，以确定可能发生的最大反应性工况。
- (g) 反射：在临界分析中必须对反射作出保守假设。
- (h) 中子相互作用：必须考虑在可能含有易裂变材料的所有设施装置之间中子的相互作用。
- (i) 中子吸收剂：当在安全分析中需要加以考虑以及存在降解风险时，中子吸收剂的存在和完整性在定期检验期间必须是可验证的。在临界计算时必须考虑吸收剂参数（如质量和密度）的不确定性。

II.8. 必须根据国家条例验证混合氧化物燃料制造设施在易裂变材料的质量超过阈值部位的临界安全。必须从这类分析中导出与临界安全有关的安全重要结构、系统和部件以及运行限值和条件。

核材料的封闭

II.9. 封隔必须是封闭粉末污染物扩散的主要方法。必须通过以下两种静态和动态互补封隔系统提供封隔功能：

- (a) 静态封隔系统必须由至少两层隔离放射性物质和环境的静态屏障组成。
- (b) 动态封隔系统必须用于产生通向具有较高污染水平设备的气流。

II.10. 混合氧化物燃料制造设施必须进行特殊设计，以确保在正常运行时将放射性物质封闭在第一层静态屏障之内。第二层静态屏障必须设计成具有控制空气污染的特点，以便最大程度减少在运行状态时工作人员的辐射照射，并尽实际可能将污染限制在设施之内。

II.11. 必须在混合氧化物燃料制造设施的设计中考虑通风和封隔系统的性能标准，其中包括区域之间的压差、拟使用的过滤器的类型、过滤器横向压差和运行状态下的适当流速。

II.12. 必须考虑过滤器的效率及其对化学品、高温废气和火灾工况的承受能力。

职业防护

II.13. 混合氧化物燃料制造设施的设计必须在设施中已确认很有可能浓集气载危险物质的部位安装适当规模的通风系统。

环境保护

II.14. 如果存在着在过滤器连接处发生泄漏或可能在过滤器旁通处发生泄漏的可能性，则设计必须容许（按照国际标准化组织和美国机械工程师协会的标准等公认的标准）对末级过滤器的排除效率进行检验，以确保它们与设计中的排除效率相符。

假想始发事件

防止内部火灾和爆炸

II.15. 必须安装与火灾危险相对应并符合国家要求的探测和（或）灭火系统。

II.16. 在可能发生火灾以及火灾的后果可能导致污染广泛扩散到第一层静态屏障之外的部位，必须安装使用装有适当灭火材料的自动或人工操作的灭火装置。对于可能存在有铀、钚和（或）混合氧化物粉末的部位，必须慎重评定安装自动喷淋装置的问题，并考虑临界的危险。

II.17. 在具有潜在爆燃性气体环境的部位，必须按照工业安全条例保护电气网络和设备。

泄漏和溢流

II.18. 在使用某种慢化模式进行临界控制的工艺流程部位，除非在临界评定中考虑液体物质的存在或液体物质的可能泄漏，否则必须排除液体管道，或必须在正常状态和其他设施工况下使用至少两层实物屏障，或必须通过设计限制和控制液体（如芯块压制机用油）的数量。

II.19. 在实验室内可以使用液体物质。必要时必须通过溢流探测系统限制和控制液体物质的使用。

II.20. 放射性物质（粉末）从工艺容器中的溢出必须封隔在手套箱中，但这类溢出物仍可能导致临界危险。在安全分析中必须考虑发生这类事件的可能性。

衰变热排除功能丧失

II.21. 必须根据混合氧化物燃料制造设施的安全功能对冷却系统进行评定。

甩负荷

II.22. 必须将操作系统设计成能减少甩负荷发生的频率。必须最大程度减少可能出现甩负荷的后果。

机械故障

II.23. 必须对手套箱中安装的非核设计设备的工业安全措施（如机械防护装置）进行调整，以适应核环境。

仪器仪表和控制系统

正常运行工况下的安全相关仪器仪表和控制系统

临界控制

II.24. 在正常运行时必须测量和控制一些参数以防临界。这些参数必须具有高度完整性，并必须按已知标准进行校准。必须通过管理系统高标准控制对计算机程序和数据的修改。

手套箱控制

II.25. 手套箱必须配备满足负压要求的仪器仪表和控制系统。

监测内照射剂量

II.26. 必须在工作人员呼吸区安装持续进行空气取样的设备，以便以追溯性的方式评定内照射剂量。便携式和固定式设备必须能够探测人员、设备和产品以及其他物体的表面污染，以检查放射性物质是否被有效封闭。

控制气体排放物

II.27. 必须进行实时测量以确认过滤系统正在有效工作。必须对排放进行持续测量。

防止事故工况的安全相关仪器仪表和控制系统

临界控制

II.28. 具有启动立即从受影响区域疏散的音响和必要时可视报警功能的辐射探测器（ γ 探测器和（或）中子探测器）必须覆盖有重要量易裂变材料的部位，除非能够证明发生临界事故的可能性极小。

放射性废物管理

废物的产生

II.29. 必须考虑所有可能产生废物的情况，以确保考虑废物对设施安全的潜在影响、确保最大程度减少废物产生量和确保具有操作、收集和处理废物的手段。

废物的移出

II.30. 废物必须首先在手套箱中装袋，然后利用装袋口从手套箱中移出；在装袋口内有附着在手套箱上的口袋，将废物装入，然后在进行封口以保持封闭之后移出。装袋口的尺寸必须能适合预期的废物大小，其中可能包括被替换的设备。从手套箱和通风系统中移出过滤器必须有专设设施。在所有情况下，有关安排必须确保进行封闭、必要时的临界控制和控制操作人员的剂量。

废物的收集

II.31. 必须为收集废物和在容器中运输废物提供设计特征，以便提供额外的封闭水平。在收集一些废物袋后必须考虑必要时的临界控制和操作人员的辐射照射。

废物的临时贮存

II.32. 贮存设施的设计必须确保必要时的临界控制、封闭控制和操作人员的辐射照射控制。

空气和液体排放的管理

II.33. 必须对排放进行持续测量。

对混合氧化物燃料制造设施的其他特定设计考虑因素

混合氧化物和二氧化铀的中间贮存

II.34. 在为混合氧化物燃料制造设施设计混合氧化物和二氧化铀中间贮存设施时，必须考虑：

- (a) 临界；
- (b) 火灾；
- (c) 封闭；
- (d) 排热（必要时）；
- (e) 运行人员因进入贮存设施和操作物料而受到的照射；
- (f) 芯块托盘跌落等预期运行事件的处理通道；
- (g) 贮库内装卸、起吊和运输设备的维护。

维护政策

II.35. 在确定设计之前必须制定维护政策。

建造

II.36. 由于混合氧化物燃料制造设施是复杂设施，其建造时间往往需要多年，因而包括工程师和建筑师在内的建造工作人员可能离开从事其他工作和可能被替换。必须在建造期间维护与建造有关的知识和经验。

调试

II.37. 钚或“热工艺”调试要求在工作人员以及设备、封隔、临界和辐射控制安排方面作出重大变更：

- 对于职工队伍，必须加强安全文化以确保钚的安全作业。
- 管理部门必须确保设施和职工队伍在实施这种变更之前已为之做好了充分准备。

运行

工作人员资格认证和培训

II.38. 必须特别注意对工作人员进行手套箱作业方面的培训，包括在发生污染时将采取的行动。

II.39. 就混合氧化物燃料制造设施而言，必须特别注重在处理放射性危险（如临界、外部照射、污染）以及特定的常规危险（如火灾）、保安和应急演习方面对工作人员进行资格认证和培训。

II.40. 对设施火灾或爆炸采取的应对措施不适当可能加剧事件的后果（如放射性危害，包括临界、化学危害）。营运组织必须组织外部消防和救援人员进行专门培训。

防止临界

II.41. 如果必须将二氧化钚粉末或混合氧化物粉末从设备中移出，则必须只能使用经批准的容器。

辐射防护

II.42. 必须密切注意在工作场所封闭二氧化钚或混合氧化物粉末以及控制污染。

II.43. 必须调整剂量测量设备以确保正确地测量 γ 和中子辐射剂量。

应急规划和准备

II.44. 必须就临界事故、放射性物质的释放以及火灾和爆炸蔓延情况做出应急安排。

II.45. 在处理火灾时，必须使用本身不会造成临界危险的消防介质。

退役

II.46. 必须确保受拆卸手套箱及其内容物产生的钚污染的废物临时贮存设施的临界安全。

附录 III

对转化设施和铀浓缩设施的具体要求

以下要求具体针对转化设施和浓缩设施，这些设施用于处理、加工和贮存源自天然铀、高浓铀、贫化铀或后处理循环铀的贫化铀、天然铀和低浓铀（铀-235 浓度不超过 6%）。参考文献[26]提供了满足转化设施和铀浓缩设施要求的导则。

设计

安全功能

III.1. 设施的设计必须防止发生临界事故和危险物质的事故性释放。设计必须保持正常运行的辐射照射合理可行尽量低。

工程设计

III.2. 就工程设计而言：

- (a) 为了防止临界，容器必须按最大富集度管理限值进行设计。
- (b) 与放射性物质的情况一样，在转化设施和浓缩设施中对化学危险的预防必须包括控制化学品进入工作场所和环境的任何路径。

防止临界

III.3. 必须通过预防措施确保临界安全。

III.4. 必须优选尽实际可能通过设计而不是行政措施实现临界安全。

III.5. 必须通过将系统中以下一个或多个参项保持在正常运行、预期运行事件和设计基准事故（或同等事故）的次临界限值范围内来实现转化设施和浓缩设施的临界安全：

- (a) 工艺流程中存在的易裂变材料的质量和富集度；
- (b) 工艺设备的几何形状和相互作用（限制尺寸、形状和间隔）；
- (c) 溶液中易裂变材料的浓度；
- (d) 慢化度；
- (e) 适当中子吸收剂的存在。

III.6. 必须通过具体的临界分析验证转化设施和浓缩设施设计的安全，其中单独和以组合的方式考虑以下重要因数：

- (a) 富集度：在所有评定中均必须使用能够加工易裂变材料的设施任何部分中的最大规定富集度，除非对设施的特定部分能够根据双偶然事件原则证明可利用较低的富集度进行评定。
- (b) 质量：必须根据显著裕度评定临界安全。
- (c) 几何形状：分析必须包括设施的布置以及管道、容器和其他工艺装置的尺寸。必须考虑运行期间尺寸发生改变的可能性。
- (d) 浓度：必须采取保守方案。在分析中必须考虑一系列铀溶液浓度，以确定可能发生的最大反应性工况。除非溶液的均匀性能够得到保证，否则必须考虑设施工艺部分和贮存部分中最坏情况时的铀浓度。
- (e) 慢化：分析必须考虑一系列慢化度，以确定可能发生的最大反应性工况。
- (f) 反射：在临界分析中必须对反射作出保守假设。
- (g) 中子相互作用：必须考虑可能涉及的所有设施装置之间中子的相互作用，包括可能接近栅格的任何移动式装置。
- (h) 中子吸收剂：当在安全分析中加以考虑以及存在降解风险时，中子吸收剂的存在和完整性在定期检验期间必须是可验证的。在临界计算时必须考虑吸收剂参数的不确定性。

III.7. 必须根据国家条例证明转化设施和浓缩设施在易裂变材料的质量超过阈值部位的临界安全。必须从这类分析中导出与临界安全有关的安全重要结构、系统和部件以及运行限值和条件。

放射性物质的封闭

职业防护

III.8. 为最大程度减少污染而进行的防护必须与后处理循环铀的富集度和比例相称。后处理循环铀的富集度越高（铀-234 的效应因此越大）和铀比例越大（铀-234 以及痕量超铀元素和裂变产物的效应因此越大），就越必须加强防护，以最大程度减少污染。

环境保护

III.9. 必须考虑过滤器的效率及其对化学品（如氟氢和氨）、废气高温和火灾工况下的耐受能力。

假想始发事件

防止内部火灾和爆炸

III.10. 必须根据危险和国家要求安装探测和（或）灭火系统。

III.11. 对于可能存在有六氟化铀的部位，必须慎重评定安装自动喷淋消防装置的问题，并考虑产生氢氟酸和浓缩材料发生临界事件的潜在危险。

III.12. 在具有潜在爆燃性环境的部位，必须按照工业安全条例保护电气网络和设备。

仪器仪表和控制系统

正常运行工况下的安全相关仪器仪表和控制系统

III.13. 在加热六氟化铀容器之前，必须测量六氟化铀的重量，并必须（例如通过另一台独立重量计）确认其重量低于填充限值。

III.14. 如果系统有能力达到能够发生水力破裂的温度，则必须通过两个独立的系统限制加热期间的温度。

III.15. 在扩散浓缩设施中，必须使用在线污染浓度探测器（如使用氟利昂和油红外分析仪探测器）来避免六氟化铀与可能存在的杂质之间发生不受控制的化学反应。

防止事故工况的安全相关仪器仪表和控制系统

临界控制

III.16. 具有启动立即从受影响部位疏散的音响和必要时可视报警功能的辐射探测器（ γ 探测器和（或）中子探测器）必须覆盖有重要量易裂变材料的区域，除非能够证明发生临界事故的可能性极小。

监测化学释放

III.17. 必须在有显著化学危险（如因六氟化铀、氟氢酸或三氟化氯引起）和空间狭小部位安装探测器，除非能够证明化学释放的可能性极小。

运行

工作人员资格认证和培训

III.18. 就转化设施和浓缩设施而言，必须特别注重在处理放射性危险（主要是临界和污染）以及化学危险或火灾危险等特定的常规危险方面对工作人员进行资格认证和培训。

III.19. 必须对运行人员进行安全操作和处理大量六氟化铀和其他危险化学品方面的培训，这种培训的详细程度必须与这种作业相关的危险相适应。对于导致可见云的六氟化铀和其他化学释放，必须对现场所有工作人员进行按照“看见、疏散或掩蔽和报告”的程序行事方面的定期培训。

III.20. 必须就以下方面开展培训：

- (a) 预防和减轻可能导致放射性释放的火灾和爆炸；
- (b) 实施与涉及浓缩铀的作业有关的临界控制。

III.21. 对设施火灾或爆炸采取的应对措施不适当可能加剧事件的后果（如放射性危害包括临界、化学危害）。营运组织必须组织外部消防和救援人员进行专门培训。

维护、定期检验和检查

III.22. 六氟化铀容器的长期退化以及因内部和外部影响对栓塞和阀门的腐蚀破坏被视为是发生泄漏问题的可能根源。必须制定长期贮存设施的检查计划，以监测和记录（特别是在阀门和栓塞处以及沿裙焊部位的）腐蚀程度。

防止临界

III.23. 凡在浓缩设施产品流中可能存在高浓度氢氟酸之处，必须保持压力低于该温度点的氢氟酸蒸汽压力，以避免氢氟酸在六氟化铀结晶（凝华作用）期间在容器或中间容器中凝聚。

III.24. 如果必须将铀从容器或管道中移出，则必须只能使用经批准的容器。

辐射防护

III.25. 在打开载有放射性物质的设备和容器如六氟化铀容器时，必须提供适当的通风和（或）呼吸保护，以保护工作人员和控制污染物扩散。

III.26. 必须为可能潜在受到直接显著辐射场照射的六氟化铀容器操作工等工作人员制定滞留适当时间、保持适当距离和进行适当屏蔽的要求。

容器过量充填的危险

III.27. 必须制定容器充填限值，以确保加热过量充填的容器不会导致容器破裂。

容器过度加热的危险

III.28. 凡在有可能将容器的温度加热到超过六氟化铀三相点温度的情况下，必须通过重量计检查容器的重量是否低于其充填限值，这必须被确定为对安全至关重要。

III.29. 如果系统有能力达到能够发生水力破裂的温度，则必须通过两个独立的系统对加热期间的温度进行限制。万一容器过量充填，则必须只能通过升华作用转移过量的六氟化铀。

固体六氟化铀的厂内操作

III.30. 必须考虑火灾对固体六氟化铀容器的影响（如涉及六氟化铀容器运输工具的火灾）。

应急规划和准备

III.31. 为了立即作出响应，必须制定应急计划并必须注重以下方面：

- (a) 六氟化铀及其反应产物（氢氟酸和氟化铀酰）的化学毒性在铀的放射毒性中居主导地位；
- (b) 导致毒性学后果的大多数无任何宽限期的假想方案，其发展速度会很迅速。

III.32. 在处理火灾或六氟化铀释放时，为必须对紧急情况所采取的行动或所使用的介质不应造成临界事件或增加化学危险。

退役

III.33. 必须尽实际可能地回收停止运行后净化的铀。

III.34. 就转化设施和浓缩设施活性退役而言，必须在采用湿法净化之前通过以下可能重复进行的过程防止丧失临界控制：

- (1) 目视检查铀滞留物；

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

- (2) 在存在铀滞留物情况下，着手进行干法净化；
- (3) 如果目视检查不可行，测量铀-235 质量滞留物（如果测量到有重要量铀-235，必须进行进一步拆除和干法净化）。

III.35. 必须实施专门程序，以确保在拆除以几何形状控制临界设备时保持临界控制。

附录 IV

针对后处理设施的要求

以下要求针对工业规模利用液-液萃取流程（如通过萃取（普雷克斯）流程回收钚和铀）的后处理设施。后处理设施涉及处理来自核电厂和研究堆的乏燃料，以回收易裂变材料（铀和钚）用于制造新鲜燃料，如轻水堆所用的混合氧化物燃料或快中子增殖堆所用的燃料。这里所包含的流程有：乏燃料剪切、去壳和溶解；所有化学分离和纯化循环（包括清除水溶液中的溶剂、溶剂的处理和重新整备以及酸的回收）；裂变产物以及硝酸钚和硝酸铀的浓缩；将硝酸钚和硝酸铀转化为氧化物；以及这些产物的贮存和工艺液流废物的临时贮存（如将裂变产物的溶液贮存在容器中）。

在后处理设施，存在着核燃料循环中可能遇到的全部放射性物质和危险。

本附录不涉及在容器卸料设施、乏燃料贮存设施以及用于高放废物玻璃固化或放射性污泥固化的废物整备设施中进行的那些流程。废物整备设施的安全要求在参考文献[2]中作了规定。

选址

IV.1. 在可能承载许多设施的大型复杂场区上进行新后处理设施选址时，必须考虑与现有设施相互作用的可能性，而不论这些设施处于何种状况（即无论其是在建、正在调试、在运、已关闭还是正在退役）。参考文献[17]确定了对核装置场址评价的要求。

设计

安全功能

IV.2. 设施的设计必须防止发生临界事故和危险物质的事故性释放。设计必须保持正常运行和事故工况下的辐射照射合理可行尽量低。

工程设计

IV.3. 设计必须考虑到类似设施运行经验和其他工业设施相关运行经验的反馈。

冷却

IV.4. 冷却系统（包括任何辅助设施）必须具备适当的能力、可用性和可靠性，以便排出由于放射性衰变或在必要时因化学反应所产生的热。

IV.5. 用于排出因化学反应所产生的热的冷却系统（包括任何辅助设施）必须具备适当的能力、可用性和可靠性，以防止如金属乏燃料在硝酸中溶解期间着火等所致温度不受控制地升高。

IV.6. 冷却系统的设计必须最大程度地减少冷却剂泄漏到可能引起临界危害的区域的危险。

取样和分析

IV.7. 必须提供适当的手段用于测量与后处理设施的安全相关的参数，以便：

- 在正常运行时确保所有流程都在运行限值和条件范围内进行，并监测其环境影响；
- 探测和管理事故工况，如临界状态。

IV.8. 必须在从设施向环境中排放放射性排放物和可能带有污染的排放物之前或在这种排放期间做好对其进行监测的准备。

防止临界

IV.9. 必须通过预防措施确保临界安全。

IV.10. 必须优选尽实际可能通过工程设计而非行政措施实现临界安全。

IV.11. 作为设施总体安全评定的一部分，必须在开始涉及易裂变材料的任

何活动之前进行临界安全评定。在评定中必须考虑到易裂变材料可能呈现的广泛形态及其相关工艺操作条件。必须制订安全标准和安全裕度，以便在中子增值因子 k_{eff} 基础上和（或）在几何形状、质量、浓度、密度、浓缩度或慢化等控制参数基础上确保次临界度。

IV.12. 必须确定易裂变材料的参考组成（参考易裂变介质）。对于例如在易裂变材料的质量、体积和同位素组成基础上正在处理或加工的易裂变材料的实际组成而言，利用这种参考组成进行的临界安全评定必须属于一种保守的极端情况。必须通过这种评定的方式确保流程是在运行限值和条件范围内进行的。

IV.13. 必须确定参考流程图。该图必须具体列出放射性供料和试剂供料的组成和流量。必须对与不正确的试剂流量或组成有关的潜在影响临界安全的瑕疵作出评定。

IV.14. 必须对那些在易裂变材料状态⁹或临界控制模式方面有改变的系統接口¹⁰给予特别考虑。还必须特别考虑易裂变材料从具备安全几何形状的设备向几何形状达不到安全标准的设备的转移情况。

IV.15. 如果后处理设施的设计考虑燃耗信用制，就必须在临界安全评定中适当证明其使用的合理性。

IV.16. 在临界安全评定中，必须考虑易裂变材料管理不当、积聚、溢流和泄出（如人为失误引起的不当转移）或易裂变材料（如从蒸发器中）夹带的可能性。必须考虑泄漏物蒸发导致浓度增加的可能性，尤其是在易裂变材料有可能泄漏到热的表面情况下。

IV.17. 在临界安全评定中，必须涉及灭火剂（如水或粉末）的选择及其使用安全问题。

⁹ 易裂变材料状态包括例如其物理和化学形态和浓度。

¹⁰ 系统接口可能出现在易裂变材料在不同场所之间如在不同工艺、工艺容器、分设设施或房间之间转移的过程中。

IV.18. 在临界安全评定中，必须考虑受振动影响的系统中腐蚀、侵蚀和振动的效应，如泄漏和几何形状改变。在通过几何形状实现对易裂变液体的临界控制时，必须通过例如使用临界安全滴水盘或液位探测对封隔丧失进行预测。

IV.19. 在临界安全评定中，必须考虑可能损害临界预防措施的外洪内涝以及其他内部和外部危害的可能性。

IV.20. 在临界安全评定中，必须涉及在正常运行中（如增加溶解器中易裂变材料的安全质量）、偏离正常运行期间（如可溶性中子毒物稀释到低于规定浓度限值）和事故工况下使用钷或硼等中子毒物的可能性。

放射性物质的封闭

IV.21. 封隔必须是封闭污染物扩散的主要密封方法。必须通过静态（如物理屏障）和动态（如通风）两种互补封隔系统进行封闭。封隔系统的设计必须：

- 防止空气污染在设施内不可接受地扩散；
- 将设施内空气污染的水平保持在低于管理限值和合理可行尽量低的水平。

IV.22. 静态封隔必须在放射性物质与操作区（工作人员）之间有至少一层静态屏障以及在操作区与环境之间有至少另一层静态屏障。

IV.23. 动态封隔必须设计成旨在产生压差，以引导空气流向更多污染的区域。静态封隔必须设计成在动态封闭丧失情况下尽可能保持其有效性。

IV.24. 在设计中必须考虑通风系统的性能标准，包括区域之间的压差、拟使用的过滤器类型、过滤器横向差压以及运行状态下的适当流速。

IV.25. 必须对过滤器的效率包括导致效率丧失的不当安装和潜在损害过滤器的因素（如过滤器对高湿、化学品、废气的高温和高压及火灾工况的

耐受能力)以及材料的积聚予以考虑。通风系统(包括过滤器)的设计必须便于进行检验。

职业防护

IV.26. 在正常运行情况下,内照射必须通过设计减到最低程度,并且必须合理可行尽量低。

IV.27. 必须考虑由于放射性物质泄漏或管理不当引起辐射照射的可能性。

IV.28. 电厂设备的设计和布置必须包括尽实际可能地最大程度减少因维护、检查和检验活动所产生的照射的措施。必须特别关注安装在热室中的设备如高放装置的设计。

IV.29. 在设施设计的范围内,必须考虑在实际可行情况下进一步加强旨在消除外照射的屏蔽,以减少临界事故的后果。

IV.30. 屏蔽的设计和布置必须考虑其降质的可能性。

公众防护和环境保护

IV.31. 必须在后处理设施提供用于处理液态和气态放射性排放物的系统,以使这些排放物的数量保持在低于管理排放限值和合理可行尽量低水平。

IV.32. 在后处理设施的设计中,必须确保在通过适当手段向环境排放来自后处理设施场址的气体 and 液体放射性排放物之前,对其进行收集、适当处理(如过滤)并确认处在管理限值范围内。

假想始发事件

内部始发事件

火灾和爆炸

IV.33. 必须考虑由于以下原因引发的火灾、爆炸和过度内压的危险并采取适当的安全措施:

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

- 使用爆炸性气体、易燃液体和化学物质，如氢或过氧化氢、硝酸、磷酸三丁脂及其稀释液和硝酸胍；
- 通过在水溶液或有机溶液及固体中辐射分解的方式生成氢；
- 通过化学反应形成爆炸品或易燃产品，如硝化有机物质（红油）；
- 发火材料，如小颗粒铅锡合金。

IV.34. 在具有潜在爆炸性环境的区域，必须充分保护电气网络和设备。

IV.35. 必须安装与火灾和爆炸危险相应的探测与报警系统和（或）灭火系统。

IV.36. 为了防止火灾通过通风管道蔓延并保持防火墙的完整性，通风系统必须在适当的位置设置防火阀。

设备故障

IV.37. 在后处理设施的设计中，必须对在放射性和核环境中使用的电厂设备进行适宜性能或潜在故障方面的适当评定。必要时，必须对手套箱或热室中安装的非核设计设备的工业安全措施（如机械防护装置、保险丝、密封材料、隔绝材料）进行环境适应性调整。

泄漏

IV.38. 必须实施旨在防止、探测和收集因受振动影响的系统中腐蚀、侵蚀和振动所引起的泄漏的措施。必须考虑到含有酸性溶液的设备，特别是在这类溶液处在高温状态时。

洪涝

IV.39. 后处理设施必须设计成能够防止受污染的液体在发生内涝情况下向环境泄漏。

辅助系统丧失

IV.40. 在后处理设施的设计中，必须考虑安全系统所需冷却和能源供应等

辅助系统和辅助设施长期丧失的可能性，并必须评定这种丧失对安全的影响。

IV.41. 后处理设施的电力供应设计必须确保其充分可用性、可持续性¹¹和可靠性。在失去正常动力的情况下，即使持续相当长的时间如若干天，必须向相关安全重要物项提供应急电力供应，这将取决于后处理设施的运行状况（如设施正常运行、关闭、维护或清洗）。必须对电力供应的恢复作出规划并必须进行演练，以确保在失去正常动力后电力供应的适当和及时部署。

负荷降低

IV.42. 在后处理设施的设计中，必须考虑负荷降低的可能性，并必须评定其对安全的影响。

飞射物

IV.43. 在后处理设施的设计中，必须考虑转动部件产生的飞射物的可能性，并必须评定其对安全的影响。

外部始发事件

地震

IV.44. 在考虑地震危害时，必须选择充分保守的地面运动，以确保：

- 建筑物和建筑物之间传送管道的稳定性，并保证在地震情况下最终封闭屏障稳固，同时考虑对工作人员、公众和环境的后果；
- 相关结构、系统和部件在地震期间和之后的可用性。

IV.45. 必须做好对后处理设施的状况和安全功能进行震后监测的准备（如仪器仪表、辅助系统、程序）。

¹¹ 在此范畴内，“可持续性”系指具有延长时间提供所需功能的能力，以便安全状态能够达到或替代措施能够落实。

极端气象条件

IV.46. 必须在安全重要物项（包括其场所）特别是用于排除高放废物贮存中的衰变热的冷却系统的设计中考虑到极端气象条件。

仪器仪表和控制系统

仪器仪表

IV.47. 必须提供适当的手段用于测量与后处理设施的安全相关的工艺参数，以便：

- 在正常运行时确保所有流程都在运行限值和条件范围内进行，并提供流程中显著偏差的迹象；
- 探测和管理事故工况，如由于地震或洪涝等外部危害引起的临界或不利影响（如火灾、危险物质释放、辅助系统丧失）。

IV.48. 自动控制系统必须设计成在使用时高度可靠并与其在设施安全中的作用相符。

放射性废物和排放物管理

IV.49. 后处理设施的设计必须使得能够安全管理由于设施运行状态、维护和定期清洗所产生的放射性废物和排放物。必须充分考虑设施中产生的废物的各种性质、成分和活度水平。

IV.50. 后处理设施的设计必须尽实际可能地努力确保预计在设施寿期内产生的所有废物都有指定的处置途径。若这些途径在后处理设施的设计阶段不存在，则必须做好准备，以便为所设想的未来方案提供便利。

调试

调试计划¹²

IV.51. 必须特别考虑确保不进行可能使设施处于未经分析或不安全工况的任何调试试验。在进行到每项安全功能在其中成为必需的阶段之前，必须切实充分地对该项安全功能进行验证。

IV.52. 必须在调试计划中考虑运行开始后对后处理设施的结构、系统和部件进行测试和维护的能力，特别是对热室和远程设备尤应如此。

调试阶段

非活性调试

IV.53. 非活性调试（或“冷处理”）包括在引入放射性物质前使用和不使用非活性溶液进行的所有调试和检验活动。

IV.54. 必须至少开展下列活动¹³：

- 确认屏蔽和封闭系统的性能，包括确认静态封隔的焊接质量；
- 在实际可行的情况下确认临界控制措施的性能；
- 证实临界探测和警报系统的可用性；
- 证实紧急停堆系统的性能；
- 证实应急供电的可用性；
- 证实任何其他辅助系统如压缩空气供应和冷却的可用性。

活性调试

IV.55. 在活性调试（或“热处理”）结束前，必须达到有关活性运行的一

¹² 由于商业后处理设施规模庞大，因此从建设到调试的移交工作经常分阶段进行。

¹³ 在一些国家，其中一些活动根据国家要求在建造阶段进行。

切安全要求。任何例外都必须在有关调试的安全论证文件中证明其合理性。

IV.56. 在调试期间，必须确认安全重要参数的运行限值和正常值以及由于设施瞬变和其他小扰动引起的必须可接受的变化值。

调试报告

IV.57. 调试报告必须确定对安全论证文件的任何必要的更新以及调试期间对安全措施和工作实践所作的任何修改。

运行

IV.58. 必须制订和评定乏燃料验收标准和进料计划¹⁴，以确保在整个后处理过程中满足运行许可证和安全评定中所确定的要求，并确保对后处理设施的产品、所产生的废物或排放没有不可接受的影响。

管理系统

IV.59. 根据后处理设施设计的复杂性及其潜在危险性，营运组织必须确定并保持后处理设施内部不同组人员之间以及后处理设施与厂内外其他设施之间接口和通讯渠道的质量。

接收放射性物质

IV.60. 必须制订程序，以确保设施接收的放射性物质在进行设施内贮存或使用前已经过适当表征并且可以接受。

设施运行

IV.61. 进料计划必须有适当的燃料数据支持，在将燃料投入溶解前用以确认燃料的特点符合进料计划的安全要求。

¹⁴ “进料计划”系指向后处理设施首端部分(包括溶解器)进行燃料供料的计划顺序。

IV.62. 对于每次后处理活动，必须根据该次活动的实际进料计划拟进行后处理的燃料和燃料溶液的实际特点并按照安全评定的要求确定控制参数的值。

运行文件

IV.63. 操作指南和程序必须包括在超出运行限值和条件的情况下拟采取的行动，以确保采取防止超出安全限值的纠正行动。

IV.64. 尤其必须注意在轮班班组（交接班）之间和轮班班组与白班班组之间高效和准确移交资料和记录的安排。

特别规定

IV.65. 营运组织必须采取行动以最大程度地减少与停堆期间（活动间期）的维护有关的风险。

防止临界

IV.66. 相关人员必须接受临界控制一般原则包括应急响应计划要求方面的培训。

IV.67. 必须委派足够数量的熟悉设施设计、运行和危害的临界问题的合格临界工作人员在后处理场址提供临界安全方面的支助。

IV.68. 必须制订运行状态（包括维护）期间转移或移动易裂变材料的程序，并将其提交在必要的限度内独立于运行管理部门的临界工作人员审查。

IV.69. 不得在容器内收集或盛装易裂变材料，特别是没有进行易裂变物质含量监测的废物和残留物，除非容器已经过特别设计并被批准作此用途。

IV.70. 在改变工艺设备或其工艺连接件或中子反射层的位置时，必须对临界评定进行更新，以确定这种改变是否可以接受。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

IV.71. 必须提供专门的措施，以降低有机相在处理含易裂变材料水溶液的料罐中积聚的危险，并在必要时对这种积聚情况进行探测。

IV.72. 易裂变材料包括废物和残留物的所有转移工作都必须按照对发送区/设施和接收区/设施的临界安全要求进行，并必须凭在发送前由发送区/设施签发的证明和接收区/设施签发的接收函进行。

IV.73. 必须最大程度地减少因疏忽而往易裂变溶液中添加水、弱酸或中和化学品（常用于去污）从而造成具有临界危险的脱溶或流程图工况改变（如萃取过程失败）的可能性。必须将这类液体进料线隔离开，或者必须在适当的行政控制下进行。

IV.74. 取决于易裂变材料包括废物和残留物的积聚所产生的危险，必须制订和实施监视计划，以确保对易裂变材料不受控制地积聚进行探测并防止其进一步积聚。

IV.75. 必须制订并保持适当的临界事故响应安排。这种安排必须包括制订应急计划、确定责任和提供设备，并必须包括应急操作程序。

IV.76. 必须评定对工艺化学具有重要意义的非易裂变化学试剂¹⁵。如果添加错误成分或错误数量的化学试剂可能构成临界危害，则必须对此加以控制。

辐射防护

IV.77. 必须在后处理设施提供适当的固定或移动设备，以确保在运行状态下以及尽实际可能地在事故工况下进行充分的辐射监测。

内外照射的控制

IV.78. 在运行（包括维护作业）期间，必须通过物理手段和行政手段对内外照射的预防进行控制，以尽实际可能地限制使用人员防护设备的必要性。

¹⁵ 在此范畴内，试剂可包括可以添加到工艺中的酸、溶剂、水和任何其他化学品。

消防安全、化学安全和工业安全管理

IV.79. 必须考虑火灾或爆炸的可能性以及对引火源和包括危险和有毒工艺化学品在内的潜在易燃材料的控制，包括在维护作业期间。

放射性废物的管理

IV.80. 废物的预处理、处理和贮存必须按照预先确定的标准和国家废物分类方案组织进行，并必须考虑场内贮存能力和处置方案（见参考文献[2]）。

IV.81. 高放废物必须贮存在除适当的封闭和屏蔽外还保持适当稳定的排热功能的设施内。

IV.82. 若已做出在提供处置途径前贮存放射性废物的决定，必须将表征废物的所有可得资料均保存在安全和可回取的档案中（这适用于各种设计、技术和运行记录）。

退役

IV.83. 在实施退役行动包括拆除用于加工易裂变材料的设备（如容器、手套箱）的过程中，必须实施旨在确保维持临界控制的程序。

IV.84. 对于受易裂变材料污染的退役废物的临时贮存，必须确保临界安全。

附录 V

针对燃料循环研究与发展设施的要求

下列要求针对的是实验室的燃料循环研究与发展设施¹⁶以及接收、处理、加工、研究和贮存物理特征迥异的各种放射性物质（如铀、钍、钷）、其他锕系元素（如镅、镎、钷）、分离同位素（易裂变的和非易裂变的）、裂变产物、活化材料和辐照燃料的试验和示范规模设施。此外，在这类设施还使用广泛的其他材料，如石墨、硼、钷、钷、钷、铝、重水和各种金属合金。

燃料循环研究与发展设施可用于研究各种燃料制造技术、后处理和废物处理技术和工艺，以及研究燃料在反应堆辐照前后的材料性能和开发设想以后在工业规模上所使用的设备。

以下是燃料循环研究与发展设施特有的安全问题：

- 少量放射性物质的操作；
- 所做实验和相关安全评定的多样性，其中可能涵盖若干不同的实验；
- 具有相关风险的非寻常放射性核素如“稀有”锕系元素的操作；
- 组织因素和人为因素，因为操作主要是手工进行，而且需要设施运行人员与负责研究与发展的人员之间进行合作。

设计

安全功能

V.1. 设施必须设计成能够防止发生临界事故和危险物质的事故性释放。设计必须保持正常运行和事故工况下的辐射照射合理可行尽量低。

¹⁶ 燃料循环研究与发展设施的一般特点是其操作和工艺需要有高度灵活性，但通常拥有较少的易裂变材料存量，而且可包括手工和远程操作作业。

工程设计

V.2. 设计必须尽实际可能地防止气体和其他爆炸物或易燃材料的危险聚集。

V.3. 必须在设计中考虑可能需要在事故后净化或回收放射性物质。

防止临界

V.4. 必须通过预防措施确保临界安全。

V.5. 必须优选尽实际可能通过工程设计而不是行政措施实现临界安全。

V.6. 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。

放射性物质的封闭

V.7. 封隔必须是确保封闭污染物扩散的主要方法。必须通过静态（如物理屏障）和动态（如通风）两种互补封隔系统提供封隔。考虑到燃料循环研究与发展设施存在的潜在放射性危害的范围很广，在封隔系统的设计中，必须根据封隔系统失效所致放射性后果的潜在严重程度在屏障的性质和数量及其性能方面采用分级方案。

防止辐射照射

V.8. 在燃料循环研究与发展设施开展的活动一般依靠样品分析数据。取样装置、样品转移的方法、样品储存和分析实验室必须设计成能够使照射保持合理可行尽量低。

假想始发事件

内部始发事件

火灾和爆炸

- V.9. 必须安装与火灾危险相当的探测和（或）灭火系统。
- V.10. 在具有潜在爆燃性环境的区域，必须充分保护电气网络和设备。

运行

管理系统

接收放射性物质

- V.11. 营运组织必须制订程序，以确保设施所接收的放射性物质在被允许进行设施内贮存或使用前经过了适当表征，而且可以接受。

工作人员的资格认证和培训

- V.12. 运行人员和研究人员必须经过资格认证和培训，方能处理放射性物质以及开展测试和实验。
- V.13. 营运组织必须组织工作人员以及外部消防人员和救援人员进行专门的培训和演习。营运组织和运行人员必须认识到对设施火灾或爆炸应对不当可能加剧事件的后果（如放射性危害，包括临界、化学危害）。

防止临界

- V.14. 由于在涉及易裂变材料的研究与发展活动包括维护工作中可能遇到临界危害，因此必须开展临界安全评定。如果必须将易裂变材料从设备中移出，则只必须使用经批准的容器。
- V.15. 由涉及易裂变材料的实验、中间过程或取样、去污或维护活动产生

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

的任何废物和残留物都必须收集在具有有利几何形状的容器中，并必须加以记录和贮存在专设临界安全区。

V.16. 必须考虑可能增加临界危险的化学品意外混合问题（如造成易裂变材料脱溶的酸稀释）。

应急规划和准备

V.17. 为了迅速作出响应，必须制订应急计划并必须注重以下方面：

- 火灾和爆炸；
- 临界事故；
- 危险物质（放射性物质和化学品）释放；
- 电力供应和冷却剂等服务中断。

V.18. 在处理火灾或危险物质（如六氟化铀）释放时，为响应紧急情况所采取的行动或所使用的介质不得造成临界危害或增加化学危险。

退役

V.19. 必须实施专门程序，以确保在拆除以几何形状控制临界设备时保持临界控制。

V.20. 对于受易裂变材料（包括退役产生的钚）污染的废物的临时贮存，包括手套箱及其内容物的拆除，必须确保临界安全。

参 考 文 献

- [1] 欧洲原子能联营、联合国粮食和农业组织、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、联合国环境规划署和世界卫生组织《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）。
- [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《安全丛书》第 GSR Part 5 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。
- [3] 联合国粮食和农业组织、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、联合国人道主义事务协调厅和世界卫生组织《核或放射紧急情况的应急准备与响应》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-R-2 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [4] 国际原子能机构《放射性物质安全运输条例》（2012 年版），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）。
- [5] 国际核安全咨询组《核安全纵深防御》，《国际核安全咨询组丛书》第 10 号，国际原子能机构，维也纳（1996 年）。
- [6] 国际核安全咨询组《核电厂基本安全原则》（第 75-INSAG-3 Rev.1 号），《国际核安全咨询组丛书》第 12 号，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。
- [7] 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 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

- [8] 国际原子能机构《核设施监管机构的组织和人员配备》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-1.1 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [9] 国际原子能机构《监管机构对核设施的审查和评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-1.2 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [10] 国际原子能机构《监管机构对核设施的监管检查和执法》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-1.3 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [11] 国际原子能机构《在核设施监管过程中使用的文件》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-1.4 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [12] 国际原子能机构《国际辐射防护和辐射源安全的基本安全标准》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号（暂行版），国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [13] 国际原子能机构《设施和活动的管理系统》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-R-3 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [14] 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）。
- [15] 国际核安全咨询组《安全文化》（第 75-INSAG-4 号），国际原子能机构，维也纳（1991 年）。
- [16] 国际原子能机构《核材料和核设施实物保护的核安保建议》，INFCIRC/225/Revision 5 号文件，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）。
- [17] 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 号，国际原子能机构，维也纳（2003 年）。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

- [18] 国际原子能机构《核电厂基于计算机的安全重要系统软件》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.1 号，国际原子能机构，维也纳（2000 年）。
- [19] 国际标准化组织《核能-易裂变材料-贮存、操作和加工过程中的临界安全原则》，国际标准化组织 ISO 1709:1995 号标准，国际标准化组织，日内瓦（1995 年）。
- [20] 国际标准化组织《核燃料技术 — 与核临界安全有关的行政管理标准》，国际标准化组织 ISO 14943:2004 号标准，国际标准化组织，日内瓦（2004 年）。
- [21] 国际原子能机构《易裂变材料操作中的临界安全》，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）。
- [22] 国际核安全咨询组《核电厂运行安全管理》，《国际核安全咨询组丛书》第 13 号，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。
- [23] 国际原子能机构《设施的退役》，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《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）。
- [25] 国际原子能机构《铀和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）。
- [26] 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）。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

附件 I

选定的假想始发事件

外部假想始发事件

自然现象

自然现象将包括：

- (a) 极端气候条件：降水，包括雨水、冰雹、雪、冰、水内冰；风，包括龙卷风、飓风、旋风、尘暴、沙暴；闪电；极高温或极低温；极端湿度。
- (b) 洪水。
- (c) 地震和火山喷发。
- (d) 自然火灾。
- (e) 陆生及水生植物群和动物群（导致堵塞入口和出口及对结构造成破坏）。

人为诱发现象

人为诱发现象将包括：

- (a) 火灾、爆炸或腐蚀性或危险性物质释放（来自周围工业装置或军事设施或运输基础设施）；
- (b) 飞机坠毁；
- (c) （周围装置的结构和（或）机械故障引起的）抛射物撞击；
- (d) 洪水（如水坝破裂和河流淤塞）；
- (e) 断电；
- (f) （导致基础设施故障、罢工和封锁的）内乱。

内部假想始发事件

内部事件将包括：

- (a) 丧失能源和失水（如断电、无空气和压缩空气、失真空、无过热水和蒸汽、冷却剂丧失、无化学试剂和通风）；
- (b) 电力或化学品使用故障；
- (c) 机械故障，包括甩负荷、（承压容器或管道）破裂、（因腐蚀引起的）泄漏和堵塞；
- (d) 仪器仪表和控制系统故障和人为失误；
- (e) （由于气体的产生和工艺危险所致）内部火灾和爆炸；
- (f) 液体溢流（如容器溢流）。

附件 II

在燃料循环设施安全方面适用的可利用性和可靠性原则

冗余度

- II-1. 需要适用冗余度原则作为改进安全重要系统可靠性的一项设计原则。设计需要确保任何单一故障都不会导致安全重要结构、系统和部件丧失其执行预期安全功能的能力。不能单独测试的多套设备不能被认为是冗余。
- II-2. 所采用的冗余度还需要反映可能使可靠性降级的未探测故障的可能性。

独立性

- II-3. 需要酌情适用独立性原则（例如通过距离、屏障或工艺设备或部件的布置形成功能隔离或实体分离），以便特别在共因故障情况下增强系统的可靠性。

多样性

- II-4. 多样性原则能够加强可靠性和减少共因故障的可能性。需要在适当和实际可行的情况下对安全重要系统采用这种原则。

双偶然事件

- II-5. 工艺设计需要纳入足够的安全系数，以便在可能发生临界事故之前至少需要在工艺条件中出现两个不可能单独发生和同时发生的变化[II-1]。

故障安全设计

II-6. 在实际可行的情况下，需要对安全重要部件适用故障安全原则，即如果某一系统或部件发生故障，燃料循环设施将无需启动任何保护或缓解动作就可进入一种安全状态。

可检验性

II-7. 需要将所有安全重要结构、系统和部件设计和安排成能够根据其安全重要性在调试之前以及在调试后适当和定期地对其安全功能进行充分的检查和检验以及能够对安全重要结构、系统和部件进行维护。如果不能提供某一部件的充分可检验性，则安全分析将需要考虑这类部件存在未探测出故障的可能性。

附件 II 参考文献

[II-1] 美国核学会《反应堆外可裂变材料操作中的核临界安全》，美国国家标准协会/美国核学会-8.1-1998 号，美国核学会（1998 年）。

附件 III

燃料循环设施的设计安全

本附件概述燃料循环设施的设计安全方案。

步骤 1：输入数据

III-1. 输入数据包括：

- (a) 设施设计基准的数据技术要求系基于拟使用的产品、拟实施的工艺及生产能力等；
- (b) 设施的安全目标；
- (c) 确定设施拟履行的安全功能。

III-2. 就燃料循环设施而言，安全功能系指若丧失则可能导致对工作人员、公众或环境造成放射性后果或化学后果的功能：

- (a) 封闭以防止放射性物质和化学危害的扩散，以及相关二级安全功能：结构完整性、冷却（排出衰变热）和防止辐射分解。
- (b) 防止外照射。
- (c) 防止临界。

步骤 2：确定危害

III-3. 确定所有外部和内部危害（放射性和化学危害）：

- (a) 根据既定清单确定外部危害。
- (b) 内部放射性和化学危害（针对设施或根据既定清单如第 III-4 段）。化学危害只在其可能导致放射性后果时才予以考虑。

III.4. 非核内部危害

主要的非核内部危害清单如下：

- (a) 丧失能源和失水（如断电、无空气和压缩空气、失真空、无过热水和蒸汽、冷却剂丧失、无化学试剂和通风）；
- (b) 电气或化学品使用故障；
- (c) 机械故障，包括甩负荷、（承压容器或管道）破裂、（因腐蚀引起的）泄漏和堵塞；
- (d) 仪器仪表和控制系统的故障和人为错误；
- (e) （由于气体的产生和工艺危害所致）内部火灾和爆炸；
- (f) 液体溢流（如容器溢流）。

步骤 3：危害评价

步骤 3.A. 制定事件假想方案和确定假想始发事件

III-5. 在这一步骤中将确定危害步骤期间确定的危害与假想始发事件挂钩，以制定事件假想方案。可按事件和危害类型（如密封丧失、临界和火灾等）对这些事件假想方案进行分组。

III-6. 假想始发事件系指在设计时被确定为能够导致预期运行事件或事故工况的事件。假想始发事件可能导致显著量辐射和（或）显著量放射性物质和相关化学物质的释放，并取决于危害情况。

步骤 3.B. 事件假想方案的后果评价

III-7. 对于每一事件假想方案或每组事件假想方案，要对工作人员、公众和环境造成的后果作出估计。

步骤 3.C. 确定安全重要结构、系统和部件及其安全要求

III-8. 对于那些可能导致不可接受后果的假想方案，要确定履行必要安全功能的安全重要结构、系统和部件。

III-9. 就燃料循环设施而言，专门用于防止始发事件发生和减轻事故后果的屏障是安全重要系统、结构或部件。

III-10. 就燃料循环设施而言，设计基准事故系指按照既定的设计准则设计设施时需要加以防范的事故，从而将有关后果保持在规定的限值以内。这些事故系指在设计设施时需要采取设计措施加以防范的事故。设计措施旨在防止事故或在一旦发生事故时减轻事故后果。如果一些事故与所确定的同一种危害有关，则可将这些事故连同包含事故工况的有代表性极端情况一道分组，从而使其拥有一套共同的安全重要结构、系统和部件。对于临界事故，要实施专门的防范措施（如双偶然事件原则）。国家法规将对临界事故的缓解措施和后果评定实施管理。因此，临界事故的缓解措施和后果评定不一定是设计基准事故方案的一部分。

III-11. 除设计基准事故外，还要确定预期运行事件和评定其可能的后果。安全设计是可以通过采取确保所有设计基准事故和预期运行事件的可能后果都可接受的办法来实现的。

III-12. 设施状态

运行状态		事故工况	
正常运行 ¹	预期运行事件 ²	设计基准事故	超设计基准事故

III-13. 制订紧急情况和应急准备与响应计划。这种计划规定了为确保任何可以接受的厂外后果而需要采取的缓解措施。

¹ “正常运行”系指在规定运行限值和条件下的运行。

² “预期运行事件”系指在设施的运行寿期内预计至少出现一次偏离正常运行的运行过程，但由于在设计中已采取适当措施，这类事件不致于引起安全重要物项的任何显著破坏，也不致于导致事故工况。

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

III-14. 为了进行安全分析，需要采取极端假设的办法推定设计基准事故。

步骤 3.D. 缓解后果和可能性评价

III-15. 如果在采取缓解措施后事件的后果和（或）事件发生的可能性仍不能接受（见本出版物正文图 2），就要重复进行评价（步骤 3.B）并需修改安全重要结构、系统和部件（步骤 3.C），直至结果可以接受。

步骤 4：确定运行限值和条件

III-16. 在这一步骤中应确定运行限值和条件。

III-17. 运行限值和条件系指监管机构为使经批准设施的安全运行而核准的一套确定设备参数限值、功能能力、性能指标和人员绩效水平的规则。

步骤 5：安全措施的合理性

III-18. 在这一步骤中应准备设施的许可证审批文件（见第 2.9 段）。

参与起草和审查的人员

P. Addison	健康和安全局（英国）
P. Bodenez	核安全和辐射防护总局（法国）
B. Carr	塞拉菲尔德有限公司（英国）
A. Coyle	英国核燃料公司（英国）
D. Ellis	塞拉菲尔德有限公司（英国）
Y. Faraz	核管理委员会（美利坚合众国）
G. Fraize	放射防护和核安全研究所（法国）
G. Jones	国际原子能机构
A. Marc	顾问（法国）
M. Nepeypivo	核安全和辐射安全科学和工程中心（俄罗斯联邦）
J.-P. Nicolet	顾问（瑞士）
P. Nocture	国际原子能机构
V. Ranguelova	国际原子能机构
A.M. Shokr	国际原子能机构
T. Suto	日本核燃料循环开发机构（日本）
G. Uchiyama	日本原子力开发机构（日本）
Y. Ueda	日本原子力安全组织（日本）
M. Weber	核管理委员会（美利坚合众国）
W. Weber	设施和反应堆安全公司（德国）

该出版物已被第 SSR-4 号取代。

通过国际标准促进安全

“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。国际原子能机构的安全标准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。”

总干事
天野之弥

国际原子能机构
维也纳
ISBN 978-92-0-500515-7
ISSN 1020-5853