

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

易裂变材料的操作中 临界安全

特定安全导则

第 SSG-27 (Rev.1)号



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准和相关出版物

国际原子能机构安全标准

根据《国际原子能机构规约》第三条的规定，国际原子能机构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：

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。

易裂变材料的操作中临界安全

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
荷兰王国
新西兰
尼加拉瓜
尼日尔
尼日利亚
北马其顿

挪威
阿曼
巴基斯坦
帕劳
巴拿马
巴布亚新几内亚
巴拉圭
秘鲁
菲律宾
波兰
葡萄牙
卡塔尔
摩尔多瓦共和国
罗马尼亚
俄罗斯联邦
卢旺达
圣基茨和尼维斯
圣卢西亚
圣文森特和格林纳丁斯
萨摩亚
圣马力诺
沙特阿拉伯
塞内加尔
塞尔维亚
塞舌尔
塞拉利昂
新加坡
斯洛伐克
斯洛文尼亚
南非
西班牙
斯里兰卡
苏丹
瑞典
瑞士
阿拉伯叙利亚共和国
塔吉克斯坦
泰国
多哥
汤加
特立尼达和多巴哥
突尼斯
土耳其
土库曼斯坦
乌干达
乌克兰
阿拉伯联合酋长国
大不列颠及北爱尔兰联合王国
坦桑尼亚联合共和国
美利坚合众国
乌拉圭
乌兹别克斯坦
瓦努阿图
委内瑞拉玻利瓦尔共和国
越南
也门
赞比亚
津巴布韦

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

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-27 (Rev.1) 号

易裂变材料的操作中临界安全

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 5 月·奥地利

易裂变材料的操作中临界安全

国际原子能机构，奥地利，2024 年 5 月
STI/PUB/1995
ISBN 978-92-0-523223-2（简装书：碱性纸）
978-92-0-523023-8（pdf 格式）
EPUB 978-92-0-523123-5
ISSN 1020-5853

前 言

拉斐尔·马里亚诺·格罗西总干事

国际原子能机构（原子能机构）《规约》授权原子能机构“制定……旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危險的安全标准”。这些是原子能机构必须适用于其自身业务而且各国可以通过其国家法规来适用的标准。

原子能机构于 1958 年开始实施其安全标准计划，此后有了许多发展。作为总干事，我致力于确保原子能机构维护和改进这套具有综合性、全面性和一致性的、与时俱进的、用户友好的和适合目的的高质量安全标准。在利用核科学和技术的过程中正确地适用这些标准将为全世界的人和 environment 提供高水平的保护，并为持续利用核技术造福于所有人提供必要的信心。

安全是得到许多国际公约支持的一项国家责任。原子能机构的安全标准奠定了这些法律文书的基础，而且是有助于各方履行各自义务的全球基准。虽然安全标准对成员国没有法律约束力，但它们被广泛适用。对已在国家法规中采用这些标准以加强核能发电、研究堆和燃料循环设施中以及医学、工业、农业和研究领域核应用中的安全的绝大多数成员国而言，它们已成为不可或缺的基准点和共同标准。

原子能机构的安全标准以原子能机构成员国的实际经验为基础，并通过国际协商一致产生。各安全标准分委员会、核安保导则委员会和安全标准委员会成员的参与尤其重要，我向所有为这项工作贡献自己的知识和专长的人表示感谢。

原子能机构在通过评审工作组访问和咨询服务向成员国提供援助时，也使用这些安全标准。这有助于成员国适用这些标准，并使得能够共享宝贵经验和真知灼见。在安全标准的定期修订过程中，会考虑到这些工作组访问和服务的反馈，以及从使用和适用安全标准的事件和经历中汲取的教训。

我相信，原子能机构安全标准及其适用将为确保在使用核技术时实现高水平安全作出宝贵的贡献。我鼓励所有成员国宣传和适用这些安全标准，并与原子能机构合作，在现在和将来维护其质量。

国际原子能机构安全标准

背景

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准

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

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

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

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



图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

原子能机构安全标准的适用

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准所依据的科学考虑因素为有关安全的决策提供了客观依据，但决策者还须做出明智的判断，并确定如何才能最好地权衡一项行动或活动所带来的好处与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。

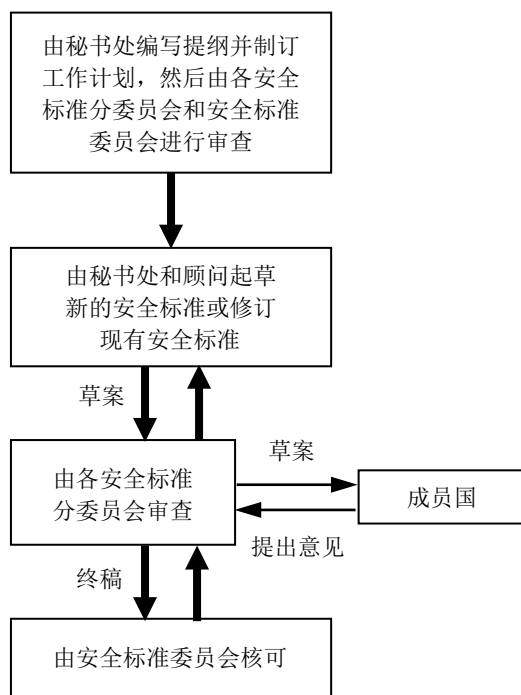


图2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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 (1.7-1.9).....	2
范围 (1.10-1.14).....	2
结构 (1.15, 1.16).....	3
2. 确保临界安全的方法	3
确保临界安全的一般考虑因素 (2.1-2.7).....	3
次临界限值和安全裕度 (2.8-2.12).....	5
易裂变材料豁免标准 (2.13-2.16).....	6
临界安全管理系统 (2.17-2.40).....	7
3. 确保临界安全的措施	11
确保临界安全的一般原则 (3.1-3.11).....	11
临界安全的功能和措施 (3.12-3.29).....	14
临界安全的工程安全措施 (3.30-3.35).....	18
临界安全管理安全措施 (3.36-3.47).....	20
临界安全措施的実施和可靠性 (3.48-3.53).....	23
4. 临界安全评定	24
临界安全评定的一般考虑 (4.1-4.4).....	24
临界安全评定的性能 (4.5-4.37).....	25
5. 特别实践的临界安全 (5.1-5.3)	32
铀转换浓缩中的临界安全 (5.4-5.11).....	32
燃料制造和再转换中的临界安全 (5.12-5.27).....	33
乏燃料后处理、长期贮存或处置前的临界安全 (5.28-5.48).....	36
燃料后处理中的临界安全 (5.49-5.68).....	41
放射性废物管理中的临界安全 (5.69-5.77).....	46
退役临界安全 (5.78-5.80).....	48
易裂变材料运输和易裂变材料现场移动过程中的临界安全 (5.81-5.86).....	49
研究和开发实验室的临界安全 (5.87-5.95).....	50
6. 应急事故的应急准备和响应 (6.1, 6.2)	52
应急事故应急准备和响应的一般考虑因素 (6.3-6.7).....	52
紧急情况下的功能考虑应急事故的准备和响应 (6.8-6.22).....	53
紧急情况下的基础设施考虑应急事故的准备和响应 (6.23-6.26).....	56

重大事故的原因及稳定 (6.27-6.32).....	56
临界探测和警报系统 (6.33-6.57).....	58
参考文献.....	63
附件 书目	69
参与起草和审订人员.....	77

1. 引言

背景

1.1. 大多数锕系元素的裂变核素在一定条件下都能达到临界。其中一些核素也是裂变的，这意味着它们能够支持与所有能量的中子，但主要是与慢中子的自持核链式反应[1]。本“安全导则”涉及易裂变材料的临界安全，并涵盖裂变核素和其他裂变核素的混合物。

1.2. 含有易裂变材料的核设施和操作易裂变材料活动的管理方式必须确保在操作状态和所谓“可信的非正常工况”或“设计基准中包括的工况”下有足够的次临界裕度（见原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-4 号《核燃料循环设施安全》[2]要求 38 和 66。这适用于在生产新的核燃料（包括浓缩和燃料制造）过程中操作易裂变材料的设施、操作辐照核燃料的设施以及操作易裂变材料的研究和开发设施。SSR-4[2]这些要求也适用于含有易裂变材料的核燃料循环设施产生的放射性废物。

1.3. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6 (Rev.1) 号《放射性物质安全运输条例》（2019 年版）[3]规定了运输装有易裂变材料货包的要求。

1.4. 系统的次临界取决于与易裂变材料相关的许多参数，包括其质量、浓度、慢化、几何构型、核素组成、化学形式、温度和密度。次临界还受到中子慢化剂、中子吸收剂和中子反射剂等其他材料的存在以及动力效应（尤其是流体）的影响。可以通过控制单一参数或参数组合来确保次临界，例如单一限制质量或同时限制质量和慢化。这些参数可以通过工程和/或管理措施来控制。

1.5. 在本“安全导则”中，“核素组成”术语包括“浓缩”“有效浓缩”“钚载体”和“同位素”等参数。本出版物中使用的其他术语在原子能机构《安全术语》[1]定义。

1.6. 本“安全导则”取代原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-27 号《易裂变材料的操作中临界安全》¹

¹ 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）。

目的

1.7. 本“安全导则”的目的是就以下方面满足 SSR-4[2]以及 SSR-6(Rev.1) [3]（见第 1.13 段）所规定的相关要求提出建议：

- (a) 确保并证明在操作状态和被称为“可信的异常工况”或“包括在设计基准中的工况”下的次临界；
- (b) 估计潜在临界事故的可信后果；
- (c) 如果发生临界事故，最大限度地缓解后果。

1.8. 本“安全导则”中关于临界安全的建议也适用于满足安全标准中规定的其他要求，包括原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号《设施和活动安全评定》[4]；第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[5]；第 GSR Part 5 号《放射性废物的处置前管理》[6]；第 GSR Part 6 号《设施退役》[7]；第 SSR-5 号《放射性废物的处置》[8]；和第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[9]。

1.9. 本“安全导则”旨在供参与确保核设施和活动临界安全的营运组织、监管机构和其他组织使用。

范围

1.10. 本“安全导则”适用于操作易裂变材料的所有设施和活动，但有意设计为堆芯的设施除外，例如核反应堆的堆芯或堆芯部件。在本出版物中，“操作易裂变材料”是指涉及易裂变材料的所有活动，包括易裂变材料的操作、使用、贮存、移动（即在场址内）和运输（即在场址外），以及含有易裂变材料放射性废物的管理。

1.11. 本“安全导则”中提供的建议涵盖了从初始设计、调试和操作到退役的操作状态和被称为“可信的非正常工况”临界安全工况。它也适用于废物处置设施的设计、操作和关闭后阶段。本“安全导则”还提供了对临界事故应急响应计划的建议。

1.12. 本“安全导则”中提供的建议涉及确保次临界的方法和标准；可信异常工况的认定；临界安全评定的执行情况；计算方法的核实、对标和验证；确保次临界的安全措施和临界安全管理。

1.13. 在条例停堆涉及临界安全的情况下一例如，根据 SSR-6 (Rev.1) [3] 运输易裂变材料 — 本“安全导则”补充但不取代相应安全导则中提供的建议和指导，例如，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-26 (Rev.1) 号《国际原子能机构〈放射性物质安全运输条例〉咨询材料》[10]。

1.14. 本“安全导则”中提供的建议可适用于核电厂和研究堆中打算保持次临界的操作，例如新燃料和辐照燃料操作。

结构

1.15. 本“安全导则”由六部分和一个附件组成。第 2 部分就影响临界安全的因素提出建议，并为临界安全专家提供指导。它还就应建立的管理系统、次临界限值和安全裕度以及确定某些临界安全措施豁免标准提出了建议；第 3 部分就确保临界安全所需的安全措施提出建议，特别是实施充分安全措施的重要性、影响这些安全措施的因素，以及这些措施的作用和参与实施安全措施人员的责任；第 4 部分提供了关于进行临界安全评定的建议、确定性方法和概率方法的作用以及进行临界安全评定的方法；第 5 部分就转换和浓缩、燃料制造、后处理或处置前的辐照燃料装卸、后处理、放射性废物管理（即处理、贮存和处置）、易裂变材料退役、运输和现场移动以及研究和开发实验室等各个领域的特定实践提出了临界安全建议；第 6 部分提出了关于计划对临界事故的响应和相关人员基本责任的建议。此外，它还提供了关于临界检测和警报系统的指导。

1.16. 附件提供了相关临界安全的有用背景资料的参考书目，包括临界安全评定方法、标准、手册、计算方法、培训和教育以及操作经验。

2. 确保临界安全的方法

确保临界安全的一般考虑因素

2.1. 根据 SSR-4[2]要求 38 和 66 确保次临界是临界安全的一个重要组成部分。安全措施，包括工程措施和行政措施（见 SSR-4[2]第 6.139 段），确保设施的操作和活动确保次临界的特定操作限值和条件下进行。应查明、

执行、维持和定期评审这些安全措施，以确保在操作状态和可信的异常工况下（见第 2.3 段），操作和活动保持在规定的限值内（见第 2.9 段）。

2.2. 一般通过控制一系列宏观参数来确保次临界，这些参数包括质量、浓度、慢化、几何构型、核素组成、化学形式、温度、密度以及中子反射、相互作用或吸收。这些参数限值的确定通常是在需要核数据系统的有效中子倍增因子² (k_{eff}) 的基础上进行。因为 k_{eff} 依赖于大量的变量，所以有许多明显的“反常”行为的示例，其中的变化是违反直觉的。

2.3. 可能导致临界工况的操作状态和可信的异常工况包括 SSR-4[2]附录所列的假想始发事件。可信的异常工况应在确定性分析的基础上确定，并在可行的情况下辅以概率安全评定。在识别可信的异常工况时，应考虑设备设计和活动特点以及操作经验反馈（另见参考文献[11、12]）。

2.4. 根据 SSR-4[2]要求 13，对临界安全重要物项必须根据其安全功能和安全性进行识别和分类。这包括提供工程或管理临界安全措施物项，例如用于预防临界事故和缓解此类事故后果的物项。

2.5. 在制定和实施确保涉及操作易裂变材料的设施或活动的临界安全的办法时，可采用分级方法（见 SSR-4[2]要求 11）。分级方法的适用应根据设施或活动的类型及其潜在风险确定。分级方法的应用不应损害安全。分级方法应适用于以下方面：

- (a) 临界安全评定的范围和详细程度；
- (b) 临界安全评定中的方法和临界事件包络；
- (c) 临界检测与警报系统的设计；
- (d) 参与临界安全人员的培训和资格水平；
- (e) 应急事故的应急准备和响应；
- (f) 临界控制管理方法。

在采用分级方法时需要考虑的特定设施属性列于 SSR-4[2]第 6.29 段。

² k_{eff} 是裂变链式反应产生的中子总数与吸收和泄漏损失的中子总数的比值。当 $k_{\text{eff}} = 1$ 时，系统是临界的；当 $k_{\text{eff}} < 1$ 时，系统是次临界的；当 $k_{\text{eff}} > 1$ 时，系统是超临界的。有效倍增因子也可以用不同的方法来定义，例如通过反应性的概念。

2.6. 安全措施和核安保措施应统筹计划和实施,并尽可能相辅相成,做到安保措施不损害安全,安全措施不损害安保。安全措施的影响,特别是出入控制,应根据其对临界安全的影响进行评定。临界安全培训计划应包括核安全以及核材料测算和控制的相关方面。同样,安保人员和负责核材料测算和控制的人员至少应接受临界安全方面的基本培训。

2.7. 操作经验的反馈,包括对以前异常和事故的认识,应用于确保临界安全。参考文献[12—14]和原子能机构的燃料事故通知和分析系统³提供了关于在临界安全中观察到重要事件的原因和后果的信息。应分析与临界安全相关的事件,并将其纳入操作经验计划。对所有设施和活动的操作经验反馈的要求见第 GSR Part 2[5]第 6.7 段,对于核燃料循环设施,SSR-4[2]要求 73。进一步的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号《核装置操作经验反馈》[15]。

次临界限值和安全裕度

2.8. 次临界限值应根据以下一项或两项得出:

- (a) 分析系统的 k_{eff} 次临界值;
- (b) 一组一个或多个宏观控制参数单一或组合值,对于被分析的系统,对应于小于 1 的 k_{eff} 。这类控制参数的示例有质量、浓度、慢化、几何构型、核素组成、化学形式,温度、密度和中子反射、相互作用或吸收。

2.9. 应应用安全裕度来确定临界安全限值。应界定验收标准,并应证明不会超过这些标准。此外, k_{eff} 计算的不确定度和灵敏度分析的上限(见第 2.10 段)不应超过验收标准。次临界意味着小于 1 的 k_{eff} 值和/或其值对应于小于 1 的 k_{eff} 的控制参数。SSR-4[2]第 6.21 段和要求 17 规定在设计中使用保守裕度。

2.10. 在对 k_{eff} 应用安全裕度时,应考虑与 k_{eff} 计算相关的不确定性。或者,在将安全裕度应用于相应的临界值时,应考虑其他控制参数计算中的不确定性。这应该包括,例如,计算方法中存在偏差或偏差不确定性的可能性,

³ <https://finas.iaea.org/>

以及参数值对控制参数或 k_{eff} 变化的敏感性。 k_{eff} 与其他参数之间的关系可能是显著非线性的。

2.11. 根据 SSR-4[2]要求 38, 要求在全面临界安全评定中证明设计的次临界⁴。临界安全评定应界定临界安全限值, 进而界定临界安全的操作限值和条件, 这些限值和条件应以影响系统反应性特征的加工参数表示。这些参数包括质量、浓度、慢化、几何构型、核素组成、化学形式、温度、密度以及中子反射、相互作用或吸收。在限值和条件中引用的参数应该用易于理解的术语来表示, 如浓缩、包装规则或水分或慢化剂材料的限值或约束。

2.12. 为设施或活动规定的操作限值和条件应低于或等于临界安全限值, 并应适合于监控和控制。在超过任何临界安全限值之前, 应采取充分和适当的安全措施来检测和应对偏离正常操作的情况。在评定安全措施适当性时, 还应考虑测量的不确定性、管理误差和传感器延迟。

易裂变材料豁免标准

2.13. 在某些情况下, 易裂变材料的数量如此之低, 或核素成分如此之低, 以至于没有理由进行全面的临界安全评定。如果监管机构没有特定规定, 则应由营运组织制定豁免标准, 由营运组织的管理层评审, 然后酌情由监管机构商定。一个有用的起步点是 SSR-6 (Rev.1) [3]第 417 段和第 570 段一并提出对含有易裂变材料的运输货包分类适用的例外标准。

2.14. 寻求豁免的主要办法应该是证明易裂变材料的固有特点足以确保次临界。第二种办法应该是表明所涉裂变核素的最大数量迄今低于最低临界值, 因此没有必要采取特定安全措施来确保次临界。

2.15. 对设施或活动的改造在实施之前必须进行评价, 以确定豁免的依据是否仍然有效 (见 SSR-4[2]第 6.141 段和第 9.83 段)。

2.16. 符合豁免标准的依据应有据可查并证明是正当的。

⁴ 除非所涉易裂变材料的数量很低或同位素组成达到监管机构规定或商定的豁免标准 (见第 2.13—2.16 段)。

临界安全管理系统

2.17. 根据 SSR-4[2]要求 4, 必须建立一个文件化的管理系统, 整合营运组织的安全、健康、环境、安保、质量以及人力和组织因素, 并提供充足的资源。作为管理系统的一部分, 在设计阶段的早期, 营运组织应制定并实施临界安全计划, 以确保在整个设施寿期或活动期间规定、实施、监控、监查、记录和定期评审确保次临界的安全措施。

2.18. 对管理系统的要求见 GSR Part 2[5], 相关建议见原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理系统的适用》[16]; 第 GSG-16 号《促进放射性废物管理安全领导、管理和文化》[17]; 第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[18]; 和第 TS-G-1.4 号《放射性物质安全运输管理系统》[19]。

2.19. 管理系统(要求涵盖安全重要所有物项、服务和流程(见 SSR-4[2]第 4.8 段))应包括与临界安全相关的活动, 从而提供正确执行这些活动的信心。在确定如何应用临界安全管理系统时, 需要使用基于每个物项或过程对安全相对重要性的分级方法(见 GSR Part 2[5]要求 7)。管理系统必须支持发展和维护一个强大的安全文化, 包括在临界安全的所有方面(见 GSR Part 2[5]要求 12)。

2.20. 管理系统应确保设施或活动达到法规要求所规定的必要临界安全水平, 设计要求和假设, 安全分析报告, 以及操作限值和条件, 包括行政要求。

2.21. 根据 SSR-4[2]第 4.15—4.23 段, 管理系统应涉及以下功能领域:

- (a) 管理责任, 包括为实现营运组织目标所必需的管理层支持和承诺;
- (b) 资源管理, 包括确保确定和提供执行策略和实现营运组织目标所必需资源的必要措施;
- (c) 过程实施, 它包括实现组织目标所必需的活动和任务;
- (d) 测量、评定、评价和改进, 与目标或基准相比, 它提供了管理过程和工作绩效有效性的指示。正是通过测量和评定来确定改进的机会。

管理责任

2.22. 安全，包括临界安全的主要责任在于营运组织。根据 GSR Part 2[5] 第 4.11 段。临界安全管理系统文件必须包括以下内容：

- (a) 组织机构说明；
- (b) 职能责任；
- (c) 授权等级。

文件应描述管理、执行和评定临界安全计划和活动充分性的个人之间的相互作用。文件还应涵盖其他管理措施，包括计划、时间安排和资源分配（见 SSR-4[2]第 9.8(b)段）。

2.23. 应该有一个（或多个）指定的人员对临界安全负责和问责，酌情包括以下内容：

- (a) 制定和记录临界安全评定的各个方面；
- (b) 监视活动和过程的性能；
- (c) 确保人员得到充分的培训；
- (d) 操作一个保存记录的系统，以确保对性能的控制和对临界安全重要的活动的核实。记录保存制度应规定记录的识别、批准、评审、归档、检索和处置；

2.24. SSR-4[2]第 4.15 段指出：

“管理系统应包括确保有效沟通和明确分配责任的规定，其中明确地将责任分配给组织内的各个角色和供应商，以确保安全重要过程和活动得到控制，并以确保实现安全目标的方式进行。”

还应作出授权相关人员制止不安全操作的安排。

2.25. 营运组织必须确保进行、记录和更新临界安全评定和分析（见 GSR Part 4（Rev.1）[4]要求 24 和第 4.65 段以及 SSR-4[2]要求 5）。

2.26. 根据 SSR-4[2]第 4.2(d)段中要求营运组织安排对临界安全措施的监查。这应包括评审应急响应的安排，例如应急通信、疏散路线和标志。应由执行安全评定的临界安全工作人员进行检查，以确认所使用的数据和临界

安全措施的执行是正确的。监查应由独立于执行安全评定或进行临界安全活动的人员进行。应将监查数据记录在案，并提交给管理层评审和必要时采取行动。

资源管理

2.27. 营运组织必须为设施或活动的安全操作提供足够的资源（人力和财力）（见 GSR Part 2[5]要求 9），包括用于缓解临界事故后果的资源。营运组织的管理层，特别是临界安全负责人，应参与以下工作：

- (a) 确定临界安全工作人员的必要能力，必要时提供培训；
- (b) 制定和发布临界安全规范和程序；
- (c) 支持和执行临界安全评定；
- (d) 与员工有频繁的个人接触，包括观察正在进行的工作。

2.28. 营运组织应明确规定确保临界安全的职责、知识和培训。负有这些责任的个人应由营运组织正式任命。临界安全工作人员应了解核临界的物理（静态和动态）以及相关的国家和国际安全标准、守则和最佳实践，并应熟悉相关设施的设计和操作以及相关活动的开展。在必要的情况下，临界安全工作人员应独立于操作管理部门。

2.29. 所有可能影响临界安全的活动都必须由适当合格和称职的人员进行（见 SSR-4[2]第 9.83 段）。营运组织应确保这些人员在适当的时间间隔内接受与其职责水平相适应的培训和复训。特别是，参与易裂变材料活动的人员应了解易裂变材料所造成危害的性质，以及既定安全措施、操作限值和条件以及操作程序如何控制这些风险。临界安全工作人员应协助操作人员的培训，为操作程序的制定提供技术指导和专门知识，并检查和验证可能需要临界控制的所有操作。

2.30. 临界安全管理系统必须包括采购活动，并应扩大到包括供应商（见第 4.35 段和 GSR Part 2[5]要求 11）。营运组织应通过监查，确保供应商（如设计者、安全分析人员）有充分解决临界安全问题的管理系统。

2.31. 任何以硬件和软件为基础的流程物项和设备，以安全的方式进行工作所必需的，应该被识别、提供和维护。用于临界安全评定的计算工具（例如计算机程序）应根据 SSR-4[2]第 6.145 段进行识别并要求进行核实和验

证。用于临界安全监控、数据收集、核实和试验的设备和物项应符合操作环境条件，并应在必要时进行校准。

流程实施

2.32. 所有与临界安全相关的操作都必须按照核准的程序和指示进行，这些程序和指示规定了它们打算控制的所有参数和应达到的标准（见 SSR-4[2]第 9.83 段）。操作程序应涵盖操作状态和可信的异常工况。

2.33. 为便利执行用于确保次临界的操作程序，管理人员应确保参与操作易裂变材料的操作人员也参与操作程序的制定。

2.34. 需要对设施或活动的改造进行评定，或提出开展新活动的建议，以考虑对临界安全的影响（见 SSR-4[2]第 6.141 段和第 9.83 段）。对影响到具有安全意义的易裂变材料改造的安全评定应提供给监管机构，以便在实施改造之前进行评审。具有重大安全意义的改造要求须符合与适用于整个设施或活动的程序相当的设计、建造和调试程序（见 SSR-4[2]第 9.59 段）。设施或活动文件需要更新，以反映改造，包括主管在内的操作人员应接受关于改造的充分培训（见 SSR-4[2]要求 61）。

2.35. 临界危害的性质是，向不足次临界裕度的偏离可能不会立即明显，也就是说，可能没有明显迹象表明 k_{eff} 在增加。如果发生临界安全评定中没有预见到的操作偏差，操作人员应立即咨询临界安全工作人员，就如何将系统置于已知的安全状态提出建议。因此，操作易裂变材料的操作人员在发生任何不可预见的操作偏差时应通知其主管。

2.36. 在设施的整个寿期或一项活动的持续期间，与临界安全相关的操作涉及不同的类别和与其他领域的接口，例如与核安保和核材料测算和控制制度相关的领域（见 SSR-4[2]要求 75）。应确定、协调、计划和开展具有此类接口的行动，以确保有效沟通和明确分配责任。关于安全和安保的通信应确保信息保密。这包括核材料测算和控制制度，应以确保次临界不受损害的方式协调核材料的信息安保。

测量、评定、评价和改进

2.37. 营运组织对设施和活动进行的监查（见第 2.26 段）以及对设施和活动的改造进行的适当控制（见第 2.34 段）对于确保次临界特别重要。营运组织必须对结果进行评价，并在必要时采取纠正行动（见 SSR-4[2]第 4.2(d) 段）。

2.38. 大多数应急事故和未遂事件都有多种原因。在许多情况下，始发事件可以由操作人员和主管识别，并在临界事故发生前纠正不安全工况。这突出了分享操作经验（即在不违反任何信息安安排的情况下）、培训操作人员、促进牢固的安全文化和独立监查的重要性。

2.39. 营运组织必须报告操作程序的任何偏离以及操作或操作工况的意外变化，并迅速进行调查（见 SSR-4[2]第 9.34 段、第 9.35 段和第 9.84 段）。调查应分析偏差的原因，找出教训并确定和实施纠正措施，以防止再次发生。根据分级方法，调查的深度和范围应与事件的安全意义相称。调查应包括分析设施的操作或活动的进行，包括人因。它还应包括对以前进行的临界安全评定和分析的评审，包括最初制定的安全措施。

2.40. SSR-4[2]要求 73 指出：“营运组织应制定一项计划，从该设施的事件、其他核燃料循环设施和全世界核工业的事件中吸取教训。”关于操作经验计划的建议见 SSG-50[15]（另见第 2.7 段）。

3. 确保临界安全的措施

确保临界安全的一般原则

3.1. 对临界安全的考虑应用于确定以下内容：

- (a) 工程安全措施的设计和安排；
- (b) 有必要安装仪器仪表，以确保充分监控和控制操作限值 and 条件；
- (c) 有需要采取额外的行政措施，以确保操作限值和条件得到充分控制。

3.2. 在确定确保操作易裂变材料系统的临界安全措施时，需要考虑纵深防御的概念（见 SSR-4[2]第 6.141 段）。这一概念的两个重要部分是非能动

安全特性和容错性（即设计应使为实现每个安全功能而提供的系统中任何地方发生的故障不会导致系统达到临界）。

3.3. 关于容错，SSR-4[2]第 6.142 段指出：

“为了通过设计手段防止临界，双重应急原则应是首选方法。为了应用双重应急原则，加工设计应包括足够的安全因素，以要求在可能发生临界事故之前至少两次不太可能、独立的和同时发生的操作工况变化。”

纵深防御

3.4. 设施或活动的设计、操作或进行必须能够提供对可信的异常工况和事故的纵深防御（见 SSR-4[2]要求 10）。这是通过提供不同级别的保护来实现的，其目的是防止故障，或者如果预防失败，则确保发现故障并对其进行补偿或纠正。主要目标是采取安全措施，防止临界事故。然而，根据纵深防御的概念，还需要采取安全措施，以缓解此类事故的后果（见 SSR-4[2]第 6.19 段）。

3.5. 表 1 概述了与临界安全相关的纵深防御水平（见 SSR-4[2]第 2.12 段）。在应用纵深防御概念时，第 4 级防御的适用—它涉及确保限制放射性排放的密封功能—可能不适用于临界安全。然而，为了缓解临界事故的放射性后果，必须采用纵深第 5 级防御，同时考虑到 GSR Part 7[9]规定的应急准备和响应要求（另见本“安全导则”第 6 部分）。

非能动安全

3.6. 设施或活动的非能动安全应使系统在不需能动工程安全措施⁵或行政安全措施的情况下仍处于次临界状态（即除核实该设计特性涵盖了易裂变材料和反射、吸收和慢化方面的变化）例如，在设计设施或活动时，

⁵ 能动工程安全措施使用能动部件，如电气、机械或液压硬件，以确保次临界。能动部件通过响应对临界安全重要的过程变量（或通过仪器仪表和控制系统驱动）而起作用，并提供自动动作以使系统处于安全状态，而不需要人因干预。

可以假定易裂变材料始终限于具有有利几何构型的设备⁶。因此必须特别小心，以避免意外转移到不利的几何构型。

表 1. 与临界安全相关的纵深防御级别概述

水平	目的	保护手段
第 1 级	防止偏离正常操作和防止安全重要系统故障。	在设计中纳入双重应急原则（见第 3.3 段）；保证在正常和所有可信的异常工况下的次临界，并有适当的安全次临界裕度。
第 2 级	检测和控制与正常操作的偏差，以防止可信的异常工况升级为事故工况。	在操作工况发生不太可能变化的情况下，用于检测和纠正操作工况变化的管理或工程特征（或其组合），以限制同时发生的操作工况第二次变化的可能性。
第 3 级	将事故控制在设计基准内。	不直接适用的。在大多数情况下，当临界事故被触发时，它是无法控制的，因为它几乎是在瞬间发生的，而且没有警告信号。因此，如 SSR-4[2]第 2.12 段要求称控制事故不能直接转化为临界事故。
第 4 级	缓解可能超出系统设计基准（或同等基准）的意外后果，并确保在可行范围内将意外后果减至最低。	为安全疏散和事故管理提供临界检测和警报系统和程序。旨在终止临界事故的措施（例如注入中子吸收剂）。使用屏蔽和计算的剂量等值线来最大限度地减少照射。提供一个应急控制中心，并制定场内和场外应急响应计划。
第 5 级	缓解放射性排放的后果。	

⁶ 具有良好几何构型的设备，是指其尺寸、形状和结构材料即使在所有其他参数处于最可靠配置时也不会发生临界事件的设备。

容错性

3.7. 设计应考虑容错性，以便取代或补充非能动安全措施（如果有的话）。双重应急原则（见第 3.3 段）是通过设计确保容错的首选手段。通过应用这一原则，除非操作工况发生了至少两个不太可能的、独立的和同时发生的变化，否则不会发生临界事故（另见 SSR-4[2]要求 23）。

3.8. 根据双重偶然性原理，如果操作工况的两个变化同时发生而可能发生临界事故，则应表明 (a) 这两个变化是独立的（即不是由共因故障引起的）；和 (b) 每一个变化发生的概率足够低。

3.9. 一个系统的特征应符合第 2.11 段的建议，以便在允许采取必要的纠正措施的时间范围内，通过适当和可靠的手段检测（例如监控）操作工况的每一个变化。

3.10. 系统设计应遵循故障安全原则，使部件故障不会导致临界事故。在满足 SSR-4[2]要求 23 的情况下，安全措施的设计应确保任何单一故障或事件，如部件故障、功能控制故障或人因错误（如未遵守指示），都不会导致临界事故（单一故障标准）。

3.11. 当系统的故障或不正确操作或系统中的扰动或故障可能导致不安全状况时，系统的特性应使堆芯参数仅偏离其正常操作值的速率，以便检测、干预和恢复性能良好，足以防止临界事故。如果无法做到这一点，则应确保提供足够和适当的额外安全措施，以防止（在高度信任的情况下）始发事件发展为临界事故。

临界安全的功能和措施

3.12. 应确定确保次临界所需的安全功能，并界定履行这些功能的安全措施（另见 SSR-4[2]第 6.139 段）。安全功能的确定应基于对可信的异常工况（包括人因错误、内部和外部危害以及安全重要结构、系统和部件的丧失或故障）引起的与临界安全相关的所有始发事件及其组合的分析。

3.13. 根据 SSR-4[2]第 6.68 段，并应用临界事故的教训，预防性安全措施的选择应遵循以下等级：

(1) 流程的固有安全性，独立于任何安全措施；

- (2) 不依赖控制系统、能动工程安全措施或人因干预的非能动工程安全措施⁷；
- (3) 自动启动的能动工程安全措施（如自动启动的关闭或流程控制系统）；
- (4) 行政安全措施：
 - (i) 由操作人员手动启动的能动工程安全措施（例如，操作人员响应指示器或警报启动关闭系统）；
 - (ii) 由操作人员提供的安全措施（例如，由操作员称重容器并在将容器放入手套箱之前核实不会超过质量限值而实施的质量限值）。

3.14. 第 3.13 段中安全措施的等级。优先考虑固有安全设计和非能动安全。如果不能通过这些手段确保次临界，则应采取进一步的安全措施，以最大限度地减少临界事故的可能性，并缓解此类事故对工作人员、公众和环境的后果。这并不意味着对最高级别采取任何安全措施就排除了提供其他有助于纵深防御的安全措施。

3.15. 除了第 3.13 段预防性安全措施的等级之外。按照纵深防御的概念，根据 SSR-4[2]第 6.149—6.151 段，必须在实际可行的范围内采用缓解安全措施（例如屏蔽、临界事故探测系统、应急响应）。

3.16. 所应用的安全措施应与一个或多个参数或其组合的控制相关。第 3.17 段给出了控制参数的示例。

临界安全控制参数

3.17. SSR-4[2]第 6.143 段指出：

“临界安全应通过将系统的下列一个或多个参数保持在次临界限值内来实现……：

- 某一加工中存在的易裂变材料的大量和浓缩；
- 加工设备的几何构型（尺寸或形状的限制）；

⁷ 非能动工程安全措施使用非能动部件来确保次临界，这可能利用自然力，如重力，而不是依靠电力、机械或液压作用。这种措施是非常可取的，因为不需要人因干预，而且这些措施具有很高的可靠性，涵盖范围广泛的临界事故工况，只要老化方面得到充分管理，就不需要多少操作支持来保持其有效性。

- 易裂变材料在溶液中的浓度；
- 慢化程度；
- 反射剂的控制；
- 存在适当的中子吸收剂。”

3.18. 为确保次临界应考虑的控制参数包括：

- (a) 对系统尺寸或形状的限制值，以确保良好的几何构型；
- (b) 在一个系统中易裂变材料的质量限值在一个次临界质量。例如，次临界质量限值可以被指定为小于最小临界质量（结合适当的安全系数），以便易裂变材料的无意“过度给料”不会导致临界。可能还需要考虑到易裂变材料多次过量给料的可能性，认为这是一种可信的异常工况（见 SSR-4[2]第 9.85 (a) 段）；
- (c) 裂变核素浓度的限值，例如在均相氢化混合物或固体中；
- (d) 中子慢化材料种类和数量的限值；
- (e) 对系统中存在的易裂变材料中元素同位素组成的限值；
- (f) 对易裂变材料密度的限值；
- (g) 对易裂变材料周围中子反射材料的数量、几何构型分布和形式的限值；
- (h) 中子吸收剂的存在、几何构型分布和完整性在系统中或在单一的次临界系统之间；
- (i) 对单一次临界的独立系统之间最小分离距离的限值。

3.19. 第 3.18 段中的控制参数限值。可以通过将为特定系统条件确定的临界参数值乘以安全系数来评价，或者通过计算允许系统在有足够裕度的情况下处于次临界的参数值来评价。在推导安全裕度时，应考虑系统条件的不确定性程度；这些条件的概率和变化率；计算中的不确定性（如果使用）；以及临界事故的后果。如 SSR-4[2]第 6.140 段：“临界评价和计算应在保守假设的基础上进行。”

影响次临界因素

3.20. 在许多情况下，限制易裂变材料的核素成分或限制易裂变材料的某种类型和化合物，或两者兼而有之，对于确保临界安全至关重要。应采取有效的安全措施，以确保以下各项：

- (a) 对易裂变材料中元素核素组成的限值得到遵守；
- (b) 要使用的化合物的化学和物理形式不能改变以使化合物更有反应性；
- (c) 不同化合物的混合物不会导致更高的 k_{eff} 。

(b) 和 (c) 中所述事件可能在特定情况下发生(例如,沉淀铀或硝酸铀溶液、改变球团矿直径);在临界安全评定中应考虑到这两个事件,并应证明次临界将被维持。

3.21. 应当考虑中子慢化材料的存在,因为这些材料可以大大降低易裂变材料的临界质量。水、油、石墨和聚乙烯等材料中所含的氢和碳是常见的慢化剂。低原子质量、低中子吸收材料(例如氘、铍、氧化铍)不太常见,但可以是非常有效的慢化剂。应考虑用一种在临界方面具有更有利性质的替代物质取代一种慢化剂和/或反射剂;例如,有可能用含氟或氯的油取代碳氢化合物油。

3.22. 应考虑中子反射材料的存在。存在于易裂变材料系统外的物质将起到中子反射剂的作用,可以增加系统的 k_{eff} 。临界安全评定通常考虑轻水反射剂(全密度水),其厚度足以达到最大 k_{eff} ,称为“全反射”或“全轻水反射”。但是,如果其他反射材料(例如聚乙烯、混凝土、钢、铅、铍、铝)或几种复合使用的反射材料可能导致 k_{eff} 的更大增加,则应考虑。

3.23. 中子吸收剂主要对热中子系统有效。因此,应考虑由操作工况或可信的异常工况引起的任何中子谱硬化(即高能中子分布的增加),因为这种硬化可能会降低中子吸收的有效性。因此,当考虑中子吸收特性时,应采取适当的安全措施,以确保中子吸收剂的有效性保持足够。还应考虑监控中子吸收剂(及其相关的慢化剂)的长期退化和可能导致这种退化的情况。

3.24. 应考虑中子吸收剂的几何构型分布及其分布的可靠变化。中子吸收剂几何构型分布的变化可能包括下降、蒸发和压缩。

3.25. 在热中子系统中均匀分布的中子吸收剂通常比非均匀分布的中子吸收剂更有效。然而,非均匀分布的吸收剂可能更容易通过行政手段加以控制。在由易裂变材料和固定中子吸收剂组成的热中子系统中(例如贮存燃料组件),中子吸收剂离易裂变材料越近,效果可能越好。位于吸收剂和易裂变材料之间的任何材料(如水、钢)都可以改变吸收剂的效率。固体固定中子吸收剂在首次使用前应进行试验和/或验证,以证明吸收剂核素(例如硼-

10)的存在和分布的均匀性。应当考虑中子吸收剂在整个使用寿命期间的持续存在和有效性的证明。

3.26. 位于易裂变材料之间或周围的材料(例如蒸汽、细水雾、聚乙烯、混凝土)可以起到反射剂、慢化剂和/或中子吸收剂的作用,因此可以增加或减少系统的 k_{eff} 。 k_{eff} 的任何变化都将取决于位于易裂变材料之间或周围材料的类型和密度。含有氢的材料和低密度的材料(如蒸汽或泡沫)可以引起 k_{eff} 的显著变化。从临界安全评定中包括或省略任何材料应通过评价其处理对 k_{eff} 的影响来证明其正当性。

3.27. 应考虑含有易裂变材料的单元或设备之间的中子相互作用,因为这种相互作用会影响系统的 k_{eff} 。这一控制参数可用于确保临界安全,例如规定最小分离距离(或在某些情况下规定最大距离,例如限制易裂变材料单元之间的间隙慢化),或引入中子吸收剂屏。在可行的情况下,应通过工程手段确保分离,例如用于贮存装有易裂变材料的桶阵列的固定贮存架。

3.28. 碎片(即切屑、切屑或金属屑)或燃料芯块等材料的不均匀性可能导致 k_{eff} 大于均匀混合物的系数,特别是对于低浓缩铀系统或铀和钚混合物。因此,临界安全评定中假设的异质性或同质性的程度应该是正当的。应采取安全措施,确保易裂变材料的不均匀性不会导致 k_{eff} 高于所考虑的水平。

3.29. 材料的温度可能引起密度和中子截面的变化,这可能影响 k_{eff} 。在临界安全评定中应考虑这一点。

临界安全的工程安全措施

用于临界安全的非能动工程安全措施

3.30. 非能动工程安全措施比能动工程安全措施具有更高的可靠性。与能动部件一样,非能动部件在安装和维护活动中也会发生退化和人因错误。无源元件应接受监视或定期核实,必要时应进行维护。应注意保持非能动措施有效所必需的边界条件。非能动部件的示例有几何构型有利的管道、容器和结构、固体中子吸收材料和易裂变材料形式。在考虑这些类型部件的可靠性时,应考虑管理故障模式。

3.31. 某些在不可逆的动作或变化的基础上以非常高的可靠性工作的部件可以被指定为非能动部件。

3.32. 某些部件，如破裂盘、止回阀、安全阀和喷射器，在指定为能动或非能动部件之前，其特征需要特别考虑。任何非非能动部件的工程组件都被指定为能动部件，尽管它可能是能动工程安全措施或管理安全措施的一部分。

临界安全的能动工程安全措施

3.33. 除非能动安全措施外，还应使用能动工程安全措施，并且在非能动工程安全措施不可行的情况下使用能动工程安全措施。在操作和维护活动中，能动部件可能发生故障和退化以及人因错误。因此，在所有情况下都应选择高质量和低故障率的部件。如果可能，应采用故障安全设计，故障应易于快速检测。

3.34. SSR-4[2]第 6.92 段指出：

“冗余和独立原则应作为提高安全重要功能的可靠性的重要设计原则加以应用。根据其安全分类，对安全重要物项应实物分隔，并应尽量减少共用系统的使用。”

此外，SSR-4[2]第 6.141 段指出：“对临界的安全控制应独立、多样和健稳。”能动工程部件必须接受监督、定期功能试验以及预防性和纠正性维护，以保持其有效性（见 SSR-4[2]要求 26 和要求 65）。

3.35. 能动部件的示例包括中子或 γ 监控器（见第 6.33—6.57 段）、用于易裂变材料移动的计算机控制系统、监控能够自动触发的基本加工参数（例如电导率、流量、压力、温度）的装置以及泵、阀、风扇、继电器和晶体管。具有需要人类响应的活动部件（例如对警报或秤重器上的值的响应）应被视为行政安全措施（见第 3.36—3.47 段）。在考虑这些类型部件的可靠性时，应考虑管理故障模式。

临界安全管理安全措施

临界安全管理安全措施的一般考虑

3.36. 当采用行政安全措施，特别是程序性控制时，应在临界安全评定中证明，对此类措施的可信偏离已经进行了详尽研究，并了解可能导致临界事故的各种偏离组合。在制定程序控制、评定程序控制的健稳性和确定适当的改进时，应咨询人力绩效和人力因素方面的专家。

3.37. 行政安全措施的使用应纳入营运组织的管理系统（见第 2.17 段），此类措施的使用应包括对以下方面的考虑：

- (a) 易裂变材料核素组成的规范和控制；裂变核素含量；易裂变材料的质量、密度、浓度、化学成分和慢化程度；以及易裂变材料系统之间的间距；
- (b) 确定和划定临界受控区域（即获准容纳大量易裂变材料的区域），并规定与这些区域相关的控制参数；材料（如易裂变材料；中子慢化、吸收或反射材料）的规范（并在适用时加上标签）。控制参数的规范（并在适用的情况下，标记）及其附属临界所依赖的相关限值。临界控制区应根据其内易裂变材料的特性和所使用的控制参数来界定；
- (c) 控制进入临界控制区；
- (d) 临界控制区之间的分离，以及临界控制区内材料的分离；
- (e) 临界控制区（包括含有不同易裂变材料和/或具有不同控制参数的区域）内和之间的材料移动和控制，以及所移动和贮存的材料之间的间隔（另见 SSR-4[2]第 6.147 段）；
- (f) 记录保存系统的程序控制（例如易裂变材料测算）；
- (g) 从没有临界安全控制的区域（如废水处理区域）向临界控制区或从临界控制区向临界控制区（如从受控过程向未受控过程的流出废物流流动）转移和控制材料（另见 SSR-4[2]要求 28）；
- (h) 中子吸收剂的使用，以及对其持续存在、分布和有效性的控制；
- (i) 辅助系统和设备的使用和控制程序（例如，临界控制区的真空吸尘器；废气和废气系统中过滤系统的控制）；
- (j) 质量管理、定期视察（例如控制持续良好的几何构型）、维护以及操作经验的收集和分析；

- (k) 在可信的异常工况下使用的程序（例如，偏离操作程序、流程或系统条件的可信变化）；
- (l) 防止、检测、阻止和控制泄漏以及清除泄漏材料的程序；
- (m) 消防程序（例如使用无氢或氢含量极低的灭火材料）；
- (n) 设计修改和操作程序变更的控制和分析程序；
- (o) 临界安全评定和分析程序；
- (p) 任命具有适当资格和经验的临界安全工作人员的程序；
- (q) 操作人员和临界安全工作人员培训程序；
- (r) 确保操作人员和在设施工作的承包商理解程序的方法；
- (s) 设备配置的控制；
- (t) 安全重要结构、系统和部件的安全功能和安全分类（例如与设计、采购和操作的行政监督相关，以及与维护、视察、试验和视察相关）。

操作程序

3.38. SSR-4[2]要求 63 有操作程序，要求 23 有与临界安全相关的批准程序。SSR-4[2]第 9.83 段。这些程序应该写得足够详细，以便合格的个人能够在不需要直接监督的情况下执行这些活动。操作程序的目的应如下：

- (a) 促进安全和有效地进行行动；
- (b) 包括对确保次临界重要的控制、限值和措施；
- (c) 包括针对可信的异常工况和事故工况的强制性操作、建议和指导；
- (d) 在程序之间建立适当的联系，以避免遗漏和重复，并在必要时明确规定进入和退出其他程序的条件；
- (e) 操作人员简单易懂。

3.39. 程序应按照管理系统进行评审。这种评审应纳入任何变化和从操作经验反馈中吸取的教训，并应得到定期培训的支持。适当时，这应包括主管和相关临界安全工作人员的评审。对操作程序的任何更改都应得到负责确保次临界经理的批准。

临界安全的职责和权限

3.40. 营运组织有责任监督临界安全措施的实施，并实施适当的质量管理计划。要求在管理系统中记录相关的职责和权限（见第 2.22 段和第 2.23 段）。

3.41. 营运组织可以将特定临界安全措施的实施授权给主管人员。允许授予主管的权力应在管理系统中明确规定并记录在案。安全的主要责任仍由营运组织承担（见 SSR-4[2]要求 2）。

3.42. 质量管理计划的实施权应分配给独立于操作人员的人。

3.43. GSR Part 2[5]要求 12 规定：“组织中的个人，从高级管理人员到以下，应培养强大的安全文化。”这应确保所有人员理解确保次临界的重要性和充分执行临界安全措施的必要性。为此目的，营运组织应提供以下内容：

- (a) 临界安全工作人员，独立于操作人员，并（与其他安全专家一起）向组织最高层负责安全的经理报告；
- (b) 确保临界安全工作人员定期向管理人员、主管和操作人员提供临界安全培训的组织手段，以提高他们的安全意识和行为（见 SSR-4[2]第 9.83 段）；
- (c) 确保临界安全工作人员定期接受与其角色、职责和操作相适应的临界安全培训的组织手段；
- (d) 确保对临界安全评定进行定期评审的组织手段（见第 4 部分）；
- (e) 确保临界安全计划及其有效性不断得到评审和改进的组织手段。

3.44. 应保存和使用临界安全培训的参与记录，以确保提供例行的复训。

3.45. 临界安全工作人员应负责以下工作：

- (a) 对含有易裂变材料的系统或区域进行临界安全评定并记录在案；
- (b) 只要可能，通过直接观察活动、过程或设备，确保临界安全评定的准确性，如适当，并鼓励操作人员提供操作经验反馈；
- (c) 为易裂变材料系统的设计、加工和操作程序的制定提供关于临界安全的书面指导；
- (d) 规定确保临界安全的操作范围和条件；
- (e) 规定必要的临界安全措施并支持其实施；

- (f) 确定临界控制区的位置和范围；
- (g) 协助确定临界探测和警报系统的位置，制定相关的应急安排，并对这些安排进行定期评审；
- (h) 协助和咨询操作人员、主管和管理人员，并与他们保持联系，以确保熟悉涉及易裂变材料的所有活动；
- (i) 定期巡视设施和视察活动；
- (j) 协助操作程序的建立、修改和评审；
- (k) 核实和记录与系统设计或过程中的修改或变更相关的临界安全；
- (l) 确保定期为操作人员、主管和管理人员提供临界安全培训。

3.46. 主管应负责以下工作：

- (a) 保持对与他们负责的系统相关的临界安全的控制参数和相关限值的意识；
- (b) 监控和记录控制参数限值的遵守情况；
- (c) 确保工程安全系统的视察、试验和维护计划得到执行；
- (d) 如果由于偏离正常操作，有可能发生不安全情况，以安全的方式停止工作，并在必要时报告事件；
- (e) 促进员工的提问态度，展示强大的安全文化，包括将安全置于生产需要之上。

3.47. 在临界安全方面，操作人员和其他人员的责任应包括以下内容：

- (a) 配合并遵守管理指示和程序；
- (b) 采取并促进质疑的态度和强大的安全文化；
- (c) 如果由于偏离正常操作而有可能发生不安全情况，必要时停止工作并报告事件。

临界安全措施的实施和可靠性

3.48. 综合实施不同的工程和行政安全措施对于保证次临界至关重要（见 SSR-4[2]第 6.139 段）。根据冗余、多样性和独立性原则（见 SSR-4[2]要求 23 和第 6.141 段），可以依赖设施或活动中已经实施的安全措施。任何此类现有措施都应在第 3.12—3.14 段所述的临界安全措施等级内加以考虑。

3.49. 安全措施包括质量管理措施、视察、试验和维护，以确保实现必要的安全功能和满足可靠性标准。如果作为安全措施的一部分，必须进行行政控制，则应定期对其进行核实。

3.50. 在实施临界安全措施之前，应考虑一系列因素，包括以下因素：

- (a) 实施安全措施的复杂性；
- (b) 安全措施常见原因故障的可能性；
- (c) 该套安全措施在临界安全评定中要求的可靠性；
- (d) 操作人员对安全措施异常或故障的识别能力；
- (e) 操作人员管理异常工况的能力；
- (f) 老化管理方面；
- (g) 操作经验反馈。

3.51. 应考虑因设施老化而影响临界安全的变化。老化管理计划必须与临界安全计划相协调（见 SSR-4[2]第 9.53 段和第 9.83 段）。

3.52. 应监控老化效应，并评定其对临界安全的潜在影响。如果老化使临界安全降低到可接受水平以下，则需要采取纠正措施（见 SSR-4[2]第 4.2 (d) 段）。已经批准的变更应及时实施。应定期试验用于确保次临界的物项，以确保临界安全分析对此类物项的任何实际或潜在退化仍然有效。

3.53. 在启动新的易裂变材料活动之前，必须评定临界安全水平（见 SSR-4[2]第 6.141 段），并由临界安全工作人员确定、拟订和独立评审必要的工程和行政安全措施。同样，在改变现有设施或活动之前，应独立评审并酌情修订设计和管理的的海安全措施。一项新活动的开展可经监管机构授权后方可启动。

4. 临界安全评定

临界安全评定的一般考虑

4.1. 临界安全评定应采用确定性方法，对涉及易裂变材料的设施或活动适用一套保守的规则。在这种方法中，应根据安全措施的冗余性、多样性和独立性，以及安全措施是设计的还是行政的、非能动的还是能动的，或者这

4 种类型的安全措施的组合等标准来判断安全措施是否足以成功地最大限度地减少、检测和拦截控制参数的偏差，以防止临界事故。应考虑这些安全措施故障的可能性。

4.2. 临界安全评定的范围和详细程度必须反映特定类型的设施或活动⁸ 并与该设施或活动可能产生的辐射风险的程度相一致，按照分级方法（见 GSR Part 4（Rev.1）[4]）要求 1。

4.3. 用概率方法补充确定性方法进行临界安全评定也是常见的。概率方法涉及关于操作工况和操作经验的现实假设，而不是确定性方法中通常使用的保守表示。概率方法需要估计 (a) 会触发偏离正常操作工况的每一始发事件的频率；以及 (b) 为最大限度地减少、探测或拦截该偏差而采用的任何安全措施失败的概率。可以将始发事件的频率和安全措施失败的概率结合起来，得出临界发生频率的值。通过使用该值和对后果的度量，可以对临界风险进行估计，并与设施或活动的风险目标或标准进行比较。

4.4. 概率方法用于评价设施操作安全平衡的程度，并对设计或操作中可能存在的弱点提供额外的见解，这有助于确定进一步降低临界风险的方法。如果概率评定显示次临界保护对单一安全措施的依赖异常高，则应考虑加强或补充该措施。在临界安全评定中，如果一个或多个安全措施包括操作人员的行为作为重要组成部分，则应用概率方法有时会遇到困难。这类安全措施的可靠性很难量化。此外，在某些情况下，可能缺乏关于设备、硬件或软件可靠性的数据。应考虑到临界风险计算值中的不确定性，特别是如果将该值用作对设施或活动进行重大改造的基础。

临界安全评定的性能

4.5. 根据 SSR-4[2]第 6.138 段，要求在开始涉及易裂变材料的任何新的或经修改的活动之前进行临界安全评定。在设计阶段，以及在设施或活动的建造、调试和操作之前和期间，应进行临界安全评定。还应在易裂变材料的现

⁸ 研究设施的易裂变材料数量往往较少，工作程序灵活，因此人因错误可能更为普遍。燃料制造设施和燃料利用设施往往有大量的易裂变材料和高生产需求，并使用明确规定的流程，这既取决于人的表现，也取决于操作设备的适当操作。

场移动⁹之前、易裂变材料贮存之前和期间以及设施操作后的清理和退役之前进行临界安全评定。

4.6. 临界安全评定的目标应是确定是否可以合理地达到足够的安全水平，并记录防止临界事故所需的适当限值、条件和安全措施。临界安全评定应证明并记录设计和程序符合适当的安全标准和安全要求。

4.7. 临界安全评定应包括临界安全分析，对操作状态和可信的异常工况进行次临界评价。临界安全分析应用于识别内部和外部危害，并确定临界事故的放射性后果。

4.8. 在设定次临界限值、临界安全限值和操作限值（见第2.8—2.12段）时所采用的所有裕度都应说明正当并记录在案，而且应有足够的细节和明确性，以便对所作的判断和所选择的裕度进行独立评审。适当时，应参照国家法规、国家和国际标准或操作守则或符合这些法规和标准的指导说明来支持这一正当性。

4.9. 在临界安全评定中，应考虑操作人员在应对异常工况时采取不适当行动的可能性。例如，应考虑操作人员通过在几何构型上不利的设备中捕捉材料来应对裂变溶液泄漏的可能性。

4.10. 应采用系统的临界安全评定方法，例如，如下步骤所概述：

- (1) 界定参考裂变介质及其成分、化学和物理形式以及核和化学性质；
- (2) 界定涉及易裂变材料的加工和操作；
- (3) 确定进行临界安全评定的方法；
- (4) 表明操作状态和可信的异常工况下的设计和程序的次临界，包括酌情适用双重应急原则和纵深防御。识别正在控制的临界参数及其相关的限值；
- (5) 核实和验证计算方法（包括计算机程序）和核数据，以及使用这些方法、代码和数据的程序；
- (6) 进行临界安全分析，并记录计算方法和所用核数据的描述。

⁹ SSR-6 (Rev.1) [3]规定了放射性物质场外运输期间的临界安全要求。

4.11. 在可行的情况下,在进行临界安全评定期间,执行评定的人员应直接观察被评定的流程或活动的所有相关方面,包括(如果可能的话)任何相关设备、活动和过程。

4.12. 在启用新设施或开始新活动之前,或在以可能对临界安全产生影响的改造或改变现有设施或活动之前,应采取下列行动:

- (a) 应进行独立评审,以确认临界安全评定的充分性。评审人应具备临界安全评定能力,并了解相关设施或活动。评审至少应包括验证计算方法、进行临界安全评定的方法,以及在操作状态和可信的异常工况下证明设计和程序的次临界。评审人还应确认已查明所有可信的异常工况;
- (b) 主管应核实临界安全评定中描述的假想方案是否适当,并且临界安全评定充分识别了所有相关的操作状态和可信的异常工况。

定义参考裂变介质

4.13. 临界安全评定所需的基准裂变介质的特征(见 SSR-4[2]第 6.144 (a)段)应予以确定、说明正当性和记录。这些特征包括慢化剂核素组成(包括物理形式和化学形式(例如氧化物、硝酸盐)、吸收剂耗尽、核素衰变或转换的程度以及辐照(即裂变或可转换物质和裂变产物的嬗变)。对这些特征正常范围的估计,包括对这些特征的任何预期变化的保守或限定估计,应予以确定、说明正当性和记录。

界定涉及易裂变材料的流程和操作

4.14. 应提供对正在评定操作的描述,其中应包括所有相关的系统、过程和接口。这应包括行政系统,例如无损检测和材料测算和控制系统。说明应附有相关图纸、插图和/或图形,以及操作程序。

4.15. 应确定涉及易裂变材料的每项操作的限值和条件。对可能影响临界安全评定的操作以及任何相关系统、过程和接口所作的任何假设都应加以识别和证明。

4.16. 如果临界安全评定仅限于设施或活动的某一特定方面,则应描述和考虑与其他设施、系统、过程或活动相互作用的可能性。

确定进行临界安全评定的方法

4.17. 临界安全评定应确定所有可信的始发事件（即所有可能导致可信的异常工况的事件）。然后，应分析和记录这些始发事件，并考虑到可能的恶化事件。此外，需要说明将任何已查明的始发事件排除在评定之外的正当性（见 SSR-4[2]第 6.64 段）。在执行分析时应考虑以下因素：

- (a) 应该使用结构化和可监视的方法来确定可信的始发事件。这种方法还应包括回顾以往事件的教训，并考虑到任何物理试验的结果。

可用于帮助识别可信假想方案的技术包括：

- “假设”或因果方法；
- 定性事件树或故障树；
- 危害性和可操作性分析；
- 贝叶斯网络；
- 故障模式及影响分析。

- (b) 对临界安全评定的投入还应来自设施或活动的安全分析报告，以及完全熟悉操作和可能可信地发生的始发事件的操作人员和加工专家。

4.18. 临界安全评定提供了一个有文件记录的技术基础，表明根据双重应急原则或单一故障标准，在操作状态和可信的异常工况下可以保持次临界（见第 3.7—3.11 段）。临界安全评定的目的是确定确保次临界所需的安全措施。评定应特定说明这些安全措施的功能，以及这些措施的可靠性、冗余性、多样性和独立性的标准。还应规定这些安全措施的设备鉴定标准。

4.19. 临界安全评定应描述用于确定被评价活动的操作限值和条件的方法。可用于确定这些限值和条件的方法包括：

- (a) 参照国家和国际标准；
- (b) 参考关于临界安全的公认手册；
- (c) 参考实验，当考虑到与实验文件中报告的参数相关的不确定性时，适当调整限值以确保次临界；
- (d) 使用经验证的计算模式和技术。

4.20. 临界安全评定中使用的参考数据对正在评价的易裂变材料系统的适用性应得到判断。应特定说明所使用的计算方法、计算机程序和核数据（包括其发布版本），以及评定员使用的任何横截面预处理代码。

4.21. 还应评审对设施或活动的全面安全评定，并利用其确定和提供关于应被视为临界事故可信的始发事件信息，例如喷头启动、手套箱破裂、通风过滤器中的材料累积、机架倒塌、易裂变材料移动和自然现象。

核实和验证计算方法

4.22. 在临界安全分析中使用计算机程序和相关的核数据库来计算 k_{eff} 的计算方法必须经过核实和验证，以确保其导出值的可靠性（见 GSR Part 4 (Rev.1) [4]要求 18 和 SSR-4[2]第 6.145 段）。这包括建立适用性的限值以及代码偏差和不确定性的可接受水平。

4.23. 对计算方法的核实应在核实之前进行，并在核实之后定期进行，验证是确定一种计算方法是否正确实现预期的概念模式或数学模式的过程。核实应试验模式和计算机程序中使用的的方法，同时确保操作环境（即操作系统、软件和硬件）的变化不会对代码的执行产生不利影响。

4.24. 在计算方法核实完成后，在用于进行临界安全分析之前，应对该方法进行验证。验证涉及确定总体计算方法是否充分反映了正在模拟的真实系统的过程，并通过将模式预测与易裂变材料真实系统的观测结果或与评价的实验数据进行比较，从而能够量化偏差和不确定性。

4.25. 从实验数据中得出的基准在核实临界安全分析中的相关性，应通过将基准的特性与所评价的易裂变材料系统的特性进行比较来确定。在参考文献[20]可以找到基准数据的有用来源。

4.26. 在选择基准时，应考虑以下因素：

- (a) 应评审基准，以确保信息完整，并充分解决所述偏见和不确定性，然后再将其用作基准。与任何任意的或行政强制的安全裕度相比，基准应该具有已知的和相对较小的不确定性；
- (b) 基准应该从多个独立的集合中选择，以减少共享基准不确定性的影响（例如，导致系统影响不确定性的相关性）；

- (c) 应评审基准，以确保其中子、几何构型、物理和化学特征包括待评价易裂变材料系统的特征。中子、几何构型、物理和化学特征是根据包括以下内容的系统规范确定的：
- (i) 化合物、混合物、合金及其组成或配方；
 - (ii) 同位素组成；
 - (iii) 材料密度；
 - (iv) 物质的相对比例或浓度，如慢化剂与裂变核素的比例。有效的慢化剂通常是低原子质量的材料。可作为有效慢化剂的常见材料包括水（即氢、氘和氧）、铍、氧化铍和石墨（即碳）。在缺乏吸收良好的核素的情况下，另一种元素（如镁中的氧）可以是一种有效的慢化剂；
 - (v) 易裂变材料和非易裂变材料的均质或不均质程度，包括梯度（例如，废易裂变材料在辐照燃料棒中的沉降）；
 - (vii) 易裂变材料相对于中子反射剂和有助于吸收中子的材料等非易裂变材料的几何构型排列和组成（通常使用镉、硼、铪和钆，但铁等其他材料也充当慢中子吸收剂）；
 - (vii) 系统的温度；
 - (viii) 相关中子反射剂；
 - (ix) 中子能谱；
 - (x) 核数据不确定性引起的有效中子倍增因子之间的关联；
- (d) 应定期评审计算方法，以确定是否有相关的新基准数据可供进一步验证；
- (e) 在计算机程序系统发生变化后，应重新核实计算方法，并在此之后定期进行核实。

4.27. 如果不存在代表被评价系统的基准（例如，对于低慢化粉末和废物），则可以内插或通过利用偏差中的趋势从其他现有基准数据中推断出来。在涉及将基准数据扩展到正在评价的系统的情况下，考虑到验证的不确定性，可能需要额外的裕度。灵敏度分析和不确定度分析可用于评定基准数据对被分析系统的适用性，并确保可接受的安全裕度。这一进程的一个重要方面是核数据和基准的质量。一个计算机程序的结果与另一个计算机程序的结

果的比较可以用来补充计算方法的验证；然而，这本身并不构成充分的验证。

4.28. 用于评价基准适用性的计算方法、分析技术和核数据应与用于分析验证所适用的系统或过程的计算方法、分析技术和核数据相同；否则，应该为使用不同的技术提供正当性。

4.29. 在验证过程中应使用适当的统计方法来建立偏差和偏差不确定度。对于涉及非正态分布数据的情况，非参数方法可能是适当的。

执行并记录临界安全分析

4.30. 在临界安全分析中，计算方法只能在其验证的适用范围内使用；或者，在计算方法适用范围以外的任何使用都应记录在案并说明正当性。

4.31. 应使用一个额外的次临界差值（即行政差值）将任何未知（或难以量化）的不确定性限值在验证中确定的不确定性之外，而且该额外差值应是正当的。

4.32. k_{eff} 次临界限值（有时称为“上次临界限值”）应根据计算方法的偏差和偏差不确定性、管理裕度、系统的特征和任何相关问题（例如在其适用范围之外使用计算方法、实验不确定性的程度）以及考虑计算模式假设的保守性来确定。在将计算出的 k_{eff} 值与这一次临界限值进行比较时，需要考虑计算出 k_{eff} 值的其余不确定性（例如蒙特卡罗计算中的统计不确定性）（见 SSR-4[2]第 6.144 (j) 段）。

4.33. 当在分析中使用计算机程序时，应记录计算平台的类型（即硬件和软件），以及关于代码配置控制的相关信息，特别是计算方案。

4.34. 对输入数据和计算结果进行质量管理是临界安全分析的重要组成部分。例如，这包括核实蒙特卡罗计算已经适当收敛。计算中使用的所有输入数据和核数据；用于准备输入数据的假设、近似和简化；相关的不确定性；所产生的结果及其不确定性（见第 4.31 段）应作为管理系统的一部分记录在案（见第 2.17—2.21 段）。

4.35. 一旦计算方法得到核实和验证，应作为管理系统的一部分加以控制和记录，以确保采用系统的方法。

4.36. 应使用独立的核数据或可用的不同计算机程序对计算结果进行交叉检查。

4.37. 应该对执行验证的组织以外的组织执行的基准建模进行比较,以确认结果是一致的。

5. 特别实践的临界安全

5.1. 临界安全关系到核燃料循环的许多部分,例如浓缩、燃料制造、燃料操作、运输和贮存、乏燃料的后处理以及放射性废物的处理和处置。

5.2. 核燃料循环的设施和活动可分为两类:不存在临界可能性的设施和活动以及存在临界可能性的设施和活动,例如:

(a) 天然铀和钍矿石的开采设施及其加工、运输和转换不存在潜在危害;

(b) 铀浓缩设施、铀和混合氧化物燃料制造设施、新燃料贮存设施、辐照燃料贮存设施、后处理设施、废物处理设施和处置设施,以及易裂变材料运输。

5.3. 本部分就应考虑到的特定问题提出建议,以确保核燃料循环不同实践中的临界安全。在所有这些实践中,预计将严格控制易裂变材料的实物库存。因此,应消除过度给料或向被认为是空的容器加水等错误造成的潜在危害(见 SSR-4[2]第 9.85 (a) 段)。

铀转换浓缩中的临界安全

5.4. 关于铀转换和浓缩设施操作中临界安全的特定要求见 SSR-4[2]第 9.88 段。

5.5. 在转换设施中,铀浓缩物被提纯并转换为适合于进一步生产核燃料的化学形式—通常是四氟化铀或六氟化铀—如果需要浓缩的话。由于天然铀的同位素组成(即按重量计大约 0.7%的铀-235)在均相转换过程中,在没有浓缩铀或比水更有效慢化剂的情况下,天然铀或贫化铀的转换不会遇到临界安全危害。

5.6. 铀浓缩设施有可能发生临界事故;因此,应采用第 2 部分和第 3 部分所述的临界安全措施。

5.7. 在对设备或钢瓶进行任何湿法清洗之前，应确定铀含率的操作限值，并应核实铀含率是否低于该限值。

5.8. 应特别考虑用于转换浓缩铀或后处理铀的转换设施的临界安全，这些铀的浓缩度高于天然铀，在某些条件下可达到临界。

5.9. 与铀浓缩设施相关的一个特别问题是过度浓缩的可能性以及与不同程度的浓缩相关的危害。

5.10. 在满足第 SSR-4[2]第 6.146 段指出的要求方面。在考虑采取措施缓解火灾或六氟化铀排放的后果时，应考虑使用硼酸水和/或收集水的有利几何构型。

5.11. 关于转换设施和铀浓缩设施临界安全的进一步建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-5 号《转换设施和铀浓缩设施的安全》[21]。

燃料制造和再转换中的临界安全

5.12. 在混合氧化物燃料制造设施的设计中，对临界安全的特定要求见 SSR-4[2]第 6.152 段、SSR-4[2]第 9.86 段（浓缩铀）和第 9.87 段（混合氧化物）规定了燃料制造设施操作中临界安全的特定要求。

5.13. 燃料制造设施加工铀和/或钚的粉末、溶液、气体和固体，这些物质可能含有易裂变材料（例如铀-233 或铀-235 浓缩）或吸收材料（例如钆）的不同含量。这类设施的特征可以通过其裂变铀含量（用于铀燃料制造）或—对于混合氧化物燃料制造设施—通过混合物中钚的同位素组成（主要是钚-239、钚-240 和钚-241）、钚的裂变分数（即（钚-239+钚-241）/（总钚）作为钚质量的衡量标准）以及铀的裂变含量和二氧化钚在氧化物总量中的质量分数来确定。

5.14. 燃料制造中使用的一个典型的控制参数是慢化。如果采用慢化剂控制，在临界安全评定中应考虑以下因素：

- (a) 应保护含有易裂变材料的厂房免受内部水源（例如消防系统、管道泄漏或故障）的水淹或外部水源（例如降雨、洪水）的水进入；
- (b) 为防止水泄漏到易裂变材料中，或易裂变材料泄漏到水中，以及临界安全控制条件的意外变化，应避免水作为设施中的加热和冷却介质易

裂变材料贮存或加工。如果这不可行，则应考虑采取措施限制可能泄漏的水量；

- (c) 对于消防，应提供程序以确保安全使用灭火介质（例如控制材料和使用材料的密度，如水、泡沫、干粉和沙子）。在慢化剂控制区域应尽量减少可燃材料，以减少因消防而引入慢化剂材料的可能性。慢化剂控制要求应在消防程序中规定。另见 SSR6[2]第 6.146(c)段；
- (d) 易裂变材料的贮存应设计成防止在高压喷水灭火等事件中不小心重新排列；
- (e) 粉末可能会吸收水分。在临界安全分析中应考虑接触潮湿空气所能达到的最大粉末含水量。必要时，应保持惰性和干燥的手套箱气氛，以确保包装粉末的临界安全。此外，应使用氢化材料（例如制造球团矿时的添加剂），安全系数应符合双重应急原则。由于可用于核实计算机程序的实验基准数量有限，因此很难对这些类型的材料进行临界安全分析。因此，在推断这类材料的现有基准数据时应谨慎（另见第 4.27 段）；
- (f) 在操作状态和可信的异常工况下（例如，在慢化剂控制区域内的设备或清洁材料，例如在手套箱、包装区或临界控制区域）引入和移走慢化剂材料，应加以监控（例如，通过称重慢化剂材料）和控制，以避免慢化剂易裂变材料的不安全累积；
- (g) 应评定可能影响慢化剂含量的所有现有材料的性能（例如，氢化、吸湿、吸附、吸收和辐射溶解性能）；
- (h) 应考虑易裂变材料单元内慢化剂的空间分布，以及由于化学、热或机械（例如混合）过程而可能出现的不均匀分布；
- (i) 应评定对慢化剂物理和化学特性变化的耐受性；
- (j) 应评定用于在慢化剂控制区域贮存和转移慢化剂材料容器的完整性。
- (k) 应考虑在维护、去污、建造和其他活动中可能遇到的慢化材料。

5.15. 厂房和设备（如手套箱）的设计应确保在发生可信的地震或其他外部事件时安全保留易裂变材料。同样，依靠距离或中子吸收剂的多个分离系统应适当地固定在适当的位置，以确保保持适当的分离，并确保中子屏蔽的完整性。

5.16. 应查明和评价整个燃料制造过程中废物的产生和收集情况，以确保任何废物中的裂变核素数量保持在规定的限值内。

5.17. 慢化剂控制的区域应清楚地标识给人员。

5.18. 应尽量减少对慢化剂控制区域的渗透。应仔细考虑通常含有慢化材料的系统，以及通常不含有慢化材料但贯穿慢化控制区域的系统。

易裂变材料交叉

5.19. 燃料生产操作可能是断断续续的。为确保在燃料生产活动期间和之间进行适当控制，应监控的参数包括每个容器中易裂变材料的质量，包括对容器的识别（例如，用于处理的粉末或颗粒）和/或对燃料棒和燃料棒组件的识别。这些标识应确保这些物项的移动和贮存是可追踪的，防止批次之间未被注意到的转移，并确保容器和 workstation 保持次临界状态。

易裂变材料的加工、研磨和切割

5.20. 燃料制造过程中的不同步骤可能会造成易裂变材料的累积，而这些累积可能并不容易看到。根据 SSR-4[2]第 9.84 段，需要制定和执行一项监控计划，以确保发现易裂变材料不受控制的累积，并防止进一步累积。应确定一种在设施和 workstation 对易裂变材料进行定期清理、测算和控制的方法，以便能够识别和回收易裂变材料。对于不易察觉的易裂变材料的可信累积，应制定一种估计和跟踪这些残留物的方法，以确保 workstation 和辅助系统保持次临界状态。这些方法可能包括使用光谱测量进行量化，如 γ 光谱测量，或采用一种结构化评价，估计累积的易裂变材料的体积，同时考虑到材料的含量和密度。这些方法应考虑到内部和外部的操作经验。应考虑到由于运输介质的速度，易裂变材料有可能夹带在加工设备或辅助系统中，包括通风系统中。应考虑定期视察可能累积易裂变材料的设备的必要性。

5.21. 易裂变材料的加工、研磨和切割最好在不使用冷却剂的情况下进行。然而，可能不可能完全从加工中消除冷却剂或用非慢化冷却剂取代它们。收集累积的残留物和/或冷却剂可能需要控制其他参数，特别是控制有利的几何构型。

5.22. 关于燃料制造设施临界安全的进一步建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-6 号《铀燃料制造设施的安全》[22]和第 SSG-7 号《铀钚混合氧化物燃料制造设施的安全》[23]。

新燃料的搬运和贮存

5.23. 新燃料的贮存区域应符合临界安全评定中规定的条件，并使贮存的新燃料在操作状态和可信的异常工况下保持次临界状态。应采取设计和/或行政措施，确保燃料只在授权地点操作和贮存，以防止发生堆芯配置。应核实易裂变材料核素组成符合贮存区的临界限值。

5.24. 对于使用固定固体中子吸收剂的干式贮存系统，应建立一个监控计划，以确保吸收剂已经安装，监控其有效性，并确保它们没有发生移位。

5.25. 贮存新燃料的干燥地方的排水渠应保持畅通，以确保有效地清除任何可能进入的水，使这些排水渠不会构成水淹的可能原因。

5.26. 应通过防止可燃物在燃料贮存区累积，将燃料贮存区的火灾风险降至最低。说明应随时备有适合在涉及燃料的火灾时使用灭火和消防设备，并提供培训。

5.27. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-73 号《核电厂堆芯管理和燃料装卸》[24]和第 NS-G-4.3 号《研究堆堆芯管理和燃料装卸》[25]分别提出了确保核电厂和研究堆操作新燃料临界安全的进一步建议。

乏燃料后处理、长期贮存或处置前的临界安全

5.28. 乏燃料处理的一般表征是需要处理大量的吞吐量，并在设施中保留大量的易裂变材料库存。对乏燃料（即最终从反应堆堆芯移出之后）提出的一些建议也可适用于在反应堆场址处理和贮存的任何辐照燃料（即在反应堆堆芯最终辐照之前）。在确定临界安全措施时，应考虑以下因素：

- (a) 核素的总体组成（包括特定元素的同位素组成）以及易裂变材料的物理和化学形式在反应堆内的辐照和随后的放射性衰变过程中将发生变化。应考虑这些变化对临界安全的影响（例如，在潜在后果、次临界裕度以及应急准备和响应方面）；
- (b) 在乏燃料处理期间确保次临界的首选方法应该是通过燃料的几何构型有利的配置。在仅靠有利的几何构型不能充分或可靠地维持次临界的情况下，可以应用附加手段，如中子吸收剂和/或使用燃耗信用。辐照的影响不会改变对几何构型安全燃料贮存的偏好；

- (c) 乏燃料具有高放射性，需要在屏蔽设施或屏蔽包装中远程处理。尽管能量排放可能会增加污染量，但这会减少直接辐射照射，从而影响临界事故的潜在后果；
- (d) 乏燃料从反应堆移出后需要冷却几年（例如在乏燃料水池中）。燃料成分的变化率在此冷却期间可能显著，次临界裕度受到这种成分变化的影响；
- (e) 燃料组件在辐照过程中会发生物理变化；
- (f) 反应堆堆芯内辐照燃料的反应性最强的成分和几何构型往往不是反应堆堆芯外操作时燃料的反应性最强的成分和几何构型。辐照后的放射性衰变可导致 k_{eff} 比辐照结束时由核素组成得到的 k_{eff} 显著增加。

操作乏燃料期间的事件

5.29. 由于需要远距离操作和存在用于辐射防护的重型屏蔽，因此有必要考虑一系列可信的异常工况，在这些工况下，有可能损坏燃料组件（例如导致丧失几何构型控制）或损坏其他结构（例如导致丧失固定吸收剂）。与此种情况相关的安全措施包括支撑结构的稳健设计、对燃料组件和燃料组件附近物体的移动范围的工程和/或行政限值，以及对操作设备的定期试验和维护。关于操作设备的进一步建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-15（Rev.1）号《乏燃料贮存》[26]。

5.30. 操作乏燃料期间的事件可能不会直接导致临界；然而，应考虑后续行动中潜在的临界（例如，从干燥环境转移到适当的环境）。应作出安排、检查和记录任何潜在的损害（例如对易裂变材料或吸收剂材料的损害），例如在乏燃料从干处理转移到湿处理之前。

维护乏燃料几何构型

5.31. 在贮存和操作操作期间，只要有必要保持辐照燃料的几何构型，就应当对操作状态和可信的异常工况进行临界安全评定。这包括操作和贮存任何已贮存在罐中的降解燃料（例如包壳故障的燃料）。应考虑从水中取出后，在这些储罐内保持水分（即使是暂时的）。临界安全评定应包括由于燃料包壳退化或由于燃料包壳或燃料组件结构故障而导致燃料扩散的可能性。对燃料几何构型的控制也可能受到结构材料腐蚀或辐照引起的燃料脆化和蠕

变的影响，以及还应评定这些影响的可能性。在某些操作中—例如，在干燥的环境中—几何构型对于确保次临界并不是必不可少的。

5.32. 对于贮存的燃料，有时需要移出或修理燃料棒，这可能会改变燃料组件的慢速比，从而可能增加其 k_{eff} 中子倍增系数值。应进行临界安全评定，以考虑此类操作的影响。

可溶性或固定吸收剂丧失

5.33. 在一些乏燃料贮存水池中，一种可能的临界安全措施是在贮存水池水中加入可溶性中子吸收剂（例如硼）。在这种情况下，在临界安全评定中应考虑到由于计划外添加不含吸收剂（或吸收剂浓度较低）的水而意外稀释可溶性中子吸收剂的可能性。

5.34. 乏燃料水池中使用的固定吸收剂材料的设计应使高放射性水平不会导致其物理和化学形式的有害变化。在中子吸收剂已经老化的现有设施中，为某些可信的异常工况，例如燃料组件的退化，提供固体中子吸收剂只应给予有限的信用。根据 SSR-4[2]要求 32，应考虑中子吸收剂在整个设施寿期内的老化退化，以确保其物理完整性与安全分析中使用的假设保持一致。

5.35. 在临界安全评定中应考虑涉及可溶性或固定吸收剂的临界安全措施退化的可能性。与这类事件相关的安全措施包括限制可能导致意外稀释的可用水量、定期取样和测量可溶性中子吸收剂的含量，以及定期视察和/或监督固定吸收剂材料。池水中可溶性硼的取样应以核实整个池水中硼的水平均匀的方式进行。当使用可溶性硼作为临界安全措施时，应实施操作控制，以根据规定的温度、pH、氧化还原、活性和其他适用的化学和物理特性保持水条件，以防止硼稀释。此外，适当的措施，以确保硼的混合，例如，热对流引起的衰变热在贮存水池应该被考虑在内。如果硼溶液贮存在室外寒冷的气候中，则应考虑由于冻结和解冻而导致硼分离的可能性。

乏燃料设施内贮存安排的变化

5.36. 乏燃料从反应堆堆芯移出后，通常在水池设施中贮存数年。在此期间，可能需要对贮存配置进行更改。例如，在一些核电厂，发现有必要将乏燃料重新放置在贮存水池中（即重新放置乏燃料水池），以增加贮存容量。增加燃料贮存密度可能会对确保次临界所需的中子吸收水平产生重大影

响。贮存架中乏燃料组件之间的间隙水的减少也可能导致固定吸收剂的有效性降低（见参考文献[13]）。在对此类变化进行临界安全评定时，应考虑到这些影响。

5.37. 还应考虑到由于涉及燃料移动或重型设备移动的可信的异常工况（例如一个容器掉到贮存结构上）而可能改变贮存安排的可能性。

涉及乏燃料的误装事件

5.38. 一些贮存设施接受来自一系列反应堆场址的乏燃料。为了适应不同类型的燃料，设施通常被划分为具有不同设计特点和不同程度的临界安全措施的区域。在这些情况下，在临界安全评定中应考虑将乏燃料误装到错误贮存地点的可能性。

5.39. 防止误装事件的安全措施应包括防止误装的工程特点（例如，由于燃料组件设计的物理差异而可能发生的误装），以及对燃料组件标记的行政控制和核实。

考虑到辐照后乏燃料成分的变化

5.40. 在涉及辐照燃料的某些临界安全评定中，保守地假定乏燃料具有最大 k_{eff} （有时称为“峰值反应性”）的成分。对于许多类型的燃料，峰值反应性是由新燃料实现的。对于其他类型的燃料，在较高的辐照水平（燃耗）下会出现反应性峰值，至少有以下两个原因：

- (a) 从可转换核素中生成新的裂变核素比初始裂变核素的耗尽更重要；
- (b) 燃料组成中整体可燃吸收剂核素（通常是钐同位素）耗尽的影响比裂变核素耗尽的影响更强，导致 k_{eff} 净增加。考虑到可燃吸收剂被称为“可燃吸收剂信用”（当涉及吸收剂时，或“钐信用”）。

5.41. 除下列任何一种情况外，应考虑辐照引起的最大 k_{eff} ：

- (a) 燃料可以证明没有受到辐照；
- (b) 可以充分证明，燃料已经达到最低辐照水平（燃耗），这种燃耗的影响可以安全地计算，因为辐照引起乏燃料成分变化导致 k_{eff} 减少。这种更现实的方法通常被称为“燃耗信用”（见第 5.45—5.48 段）。

5.42. 对可能受到辐照的燃料中的可燃吸收剂进行信用并不涉及对燃料的核实，但涉及对燃料设计和初始浓缩的核实。

燃耗信用

5.43. 辐照过程中燃料成分的变化最终会导致 k_{eff} 的减少。燃耗信用在临界安全评定中的应用可能具有以下几个优点：

- (a) 提高操作的灵活性（例如，接受范围更广的乏燃料类型）；
- (b) 经核实的充分辐照燃料的性质，可能导致一种内在的次临界材料；
- (c) 增加乏燃料贮存区的装载密度；
- (d) 更大容量的运输货包。

燃耗信用也可用于评定紧急情况，从而制定更适当的响应计划。

5.44. SSR-4[2]第 6.148 段指出：“如果设施的设计考虑到燃耗信用，其使用应在临界安全分析中有适当的正当性。

5.45. 应用燃耗信用可能会大大增加证明足够的次临界裕度的复杂性、不确定性和困难。临界、安全性评定和辅助分析应通过考虑辐照期间燃料成分的变化和辐照后放射性衰变引起的变化，可靠地确定系统的 k_{eff} 最大值。在计算乏燃料相关几何构型的 k_{eff} 时，应考虑乏燃料成分的空间变化。复杂性的增加给临界安全评定提出了若干挑战。在基于燃耗信用度进行的临界安全评定中，应处理以下问题：

- (a) 验证用于预测乏燃料组成的计算方法（见第 4.22—4.29 段）；
- (b) 验证用于预测乏燃料几何构型 k_{eff} 的计算方法（见第 4.22—4.29 段）。乏燃料燃耗信用的计算包括比新燃料计算更多的核素；因此，核数据的额外不确定性和保守性应用应该是正当的；
- (c) 说明和演示辐照条件的适当保守表示，例如燃耗量、可溶性吸收剂的存在、可燃吸收剂的存在、冷却剂温度和密度、燃料温度、功率历史和冷却时间；
- (d) 任何模式假设的正当性，例如，在计算模式中将成分的平滑变化（即由于燃耗的径向和轴向变化）表示为材料的离散区域；

(e) 包括或排除裂变产物等特定核素、裂变核素的生长和中子吸收剂丧失的正当性。

5.46. 一般而言，在燃耗信用评定的基础上确保乏燃料贮存次临界的操作限值和条件涉及每种燃料类型的燃料初始浓缩和累积燃耗（其中考虑到可信的燃料历史变化）的保守组合。这种方法通常被称为“安全负载曲线”。方法¹⁰（见 SSG-15（Rev.1）[26]）。在这种情况下，临界安全评定应确定必要的操作措施，以确保在操作期间符合这一曲线，例如，核实初始浓缩和燃耗所需的测量。

5.47. 如果不应用燃耗信用，可能会有大量不同的燃料设计，需要单一的行政控制。对于个别燃料组件燃耗的情况，应在操作不同燃耗水平的燃料，包括新燃料的反应堆场址特定考虑涉及燃料误装的顺序。对收到的燃料组件进行筛选，可以减少在应用燃耗信用的情况下发生误装事件的可能性（很小一部分燃料组件通常在允许范围之外，可以通过特殊措施单独加以说明）。如第 5.38 段和第 5.39 段所述，防止误装事件的保护应成为乏燃料处理临界安全评定的堆芯考虑因素之一。

5.48. 关于使用燃耗信用的进一步信息和指导可见参考文献[27]。

燃料后处理中的临界安全

5.49. 后处理设施从乏燃料中回收铀和钚，方法是清除燃料辐照后的废物（如包壳、裂变产物、微量锕系元素）。后处理操作还可包括操作新燃料、转换材料或低燃耗燃料。应特别考虑溶解阶段，因为新燃料或低燃耗燃料可能比乏燃料更难溶解。此外，铀和钚混合氧化物燃料往往比二氧化铀燃料更难溶解，含钍燃料表现出复杂的溶解行为。

5.50. 在处理铀和钚混合液体的设施设计中，对临界安全的特定要求见 SSR-4[2]第 6.153 段，以及对燃料后处理设施运行的特定要求见 SSR-4[2]第 9.89 段。安全负载曲线将已证明安全次临界的初始浓缩值和燃耗值对连接在一起。

¹⁰ 安全负载曲线将已证明安全次临界的初始浓缩值和燃耗值对连接在一起。

5.51. 下列问题特别重要，应考虑后处理设施的临界安全：

- (a) 后处理所涉及的易裂变材料种类繁多，可能需要使用多种控制参数；
- (b) 铀和钚以外的锕系元素引起的中子通量和光谱的变化；
- (c) 含裂变核素溶液的迁移率及其误导的可能性；
- (d) 需要进行化学控制以防止以下情况：
 - (i) 沉淀、胶体形成和溶液浓度增加；
 - (ii) 易裂变核素的无计划分离和提取；
- (e) 由于材料未完全溶解、易裂变材料在加工设备（如空调和真空容器）或通风系统中的累积、或长期泄漏（包括高活性酒精泄漏到热表面），易裂变材料有可能滞留和累积；
- (f) 在炉子操作过程中需要控制慢化剂，导致粉末凝结；
- (g) 在高放射性水平操作中监控连续过程的困难。

燃料后处理设施中各种形式的易裂变材料

5.52. 后处理设施的临界安全考虑应酌情包括下列形式的易裂变材料：

- (a) 燃料组件；
- (b) 燃料棒；
- (c) 剪切燃料；
- (d) 细粒或切屑；
- (e) 铀和/或钚的溶液；
- (f) 铀或钚的氧化物，或铀和钚的混合氧化物；
- (g) 草酸钚或草酸铀与草酸钚的混合；
- (h) 铀或钚金属；
- (i) 其他成分（如含微量锕系元素的材料）。

燃料后处理设施中溶液的流动性及其误导的可能性

5.53. 许多易裂变材料是液态形式的，由于设备物项之间有许多联系，在临界安全评定中应考虑易裂变材料被误导的可能性。易裂变材料的误导可能导致不受控制的化学现象（例如钚的浓缩或沉淀、溶液中中子吸收剂的稀

释)或易裂变材料在几何构型不利系统中的存在。临界安全评定必须考虑到误导的可能性(见 SSR-4[2]第 6.146(a)段)。临界安全评定应确定避免误导所必需的安全措施,例如使用溢流管和虹吸断口。

5.54. 临界安全评定应特别考虑中断对正常操作的影响(例如,由于纠正性维护工作),这种中断有可能对易裂变材料的流动造成计划外的变化。还应考虑在批准的管道和容器上以非系统的方式增加外部连接的可能性。

5.55. 操作经验表明,由于系统中意外的压差(例如,由于清理过程中的喷射操作)可导致易裂变材料的误导。临界安全评定应包括对这些影响的考虑。

5.56. 在任何采用化学加工的设施中,泄漏是一种持续的危害。泄漏可能是由于焊接、接头或密封缺陷造成的。设施老化也可能通过腐蚀、振动和侵蚀影响导致泄漏。临界安全评定必须考虑到泄漏以及腐蚀、侵蚀和振动的影响(见 SSR-4[2]第 6.146(b)和(d)段)。一般而言,应提供具有良好几何构型的排水沟、滴水盘、回收锅和容器,以确保安全地容纳任何可能泄漏的易裂变材料。还应考虑提供几何构型良好的监控水池,以检测泄漏。不应假定在集水池中会发现泄漏,因为这种泄漏可能随着时间的推移而蒸发并形成固体累积。应考虑进行视察,以防止易裂变材料的任何长期累积,特别是在没有人员在场的区域(见参考文献[28])。

维持燃料后处理设施中的化学控制

5.57. 在后处理过程中应特别考虑化学控制。可能影响临界安全措施的一些最重要的加工参数包括添加剂的酸度、浓度、密度、纯度、温度、接触面积(即在材料混合期间)、流速和试剂数量。丧失对这些加工参数的控制可能会导致一系列不利的变化,例如:

- (a) 易裂变核素的浓度增加(例如通过沉淀、胶体形成或萃取);
- (b) 钷和铀的计划外分离;
- (c) 将铀和钷转移到抽余液流中¹¹;
- (d) 易裂变材料的不完全溶解。

¹¹ 抽余液流是指通过与不混溶的液体接触,从原始液体中除去溶质后残留下来的液体流。

5.58. 第 5.57 段所述变化的可能性。在临界安全评定中应考虑影响临界安全的因素。适当的安全措施的选择将取决于加工的细节，包括以下内容：

- (a) 监控裂变核素的浓度（例如中子在线监控、化学取样）；
- (b) 监控流量和温度；
- (c) 酸度的试验和添加剂的质量控制。

5.59. 应用的安全措施的有效性和可靠性应作为临界安全评定的一部分加以考虑。SSR-4[2]第 6.153 段所要求的参考流程¹²有助于确定设备对加工参数、控制参数和安全参数变化的响应和敏感性。此信息应用于确保所采用的安全措施能够足够迅速地作出响应，以检测、纠正或终止不安全状况，并防止临界事故的发生。在保持化学控制时应考虑过程控制的时间滞后。

5.60. 应特别考虑在正常操作中中断后重新启动操作的控制。在任何关闭期间，化学特征都可能发生某些变化（例如，钚价态的变化导致酸度降低，这可能导致胶体的形成），这些影响应在安全地恢复正常操作时加以考虑。

燃料后处理设施中易裂变材料的滞留和累积

5.61. SSR-4[2]第 9.84 段指出：

“应视易裂变材料、包括废料和残留物的累积可能产生的危害程度，制定和实施一项监控计划，以确保发现易裂变材料不受控制的累积，并防止进一步累积。”

在后处理设施中，易裂变材料可能在许多地点累积，易裂变材料可通过许多机制（物理和化学机制）从预定的加工流程中转移。此外，由于材料处理量大，仅根据材料核算可能难以发现这些损失。

5.62. 后处理操作的开始通常涉及机械操作，例如剪切和/或锯切燃料以促进其溶解。这类操作通常在干燥的环境中进行。应特别考虑到，在该加工具有湿化学条件的随后部分中，裂变核素在碎屑、细屑和其他碎片中的累积有

¹² 参考流程描述化学或操作工程过程，并且描述达到预期结果或产品所需的材料、流速、体积、浓度、浓度值和质量。

可能通过夹带而变得慢化。因此，作为监控计划的一部分，应进行定期视察和内务管理。（另见第 3.21 段和第 3.22 段）

5.63. 发生累积的下一个过程是溶解。不完全溶解可能是由于一系列可信的异常工况而发生的，例如低酸度、低温、溶解时间短、燃料超载和酸量低。应考虑以下临界安全措施：

- (a) 酸的预溶解控制；
- (b) 温度和溶解时间的监控；
- (c) γ 辐射溶解后监控（例如，检测容器中残留的未溶解燃料）；
- (d) 物料平衡控制；
- (e) 密度测量。

5.64. 第 5.63 段所述安全措施的有效性、可靠性和准确性。应作为临界安全评定的一部分。应特别考虑抽样可能不具代表性的可能性。同样，还应考虑易裂变材料细颗粒在随后整个加工过程中沉降在容器底部的可能性。在这些情况下，应考虑对容器下部进行中子监控，并定期清空和冲洗容器。

5.65. 应考虑裂变核素在溶解后仍附着在包壳上的可能性。例如，在某些情况下，由于聚合的结果，残留的钚可以结合到包壳的内表面。

5.66. 关于捕获和监控设备泄漏的建议见第 5.56 段。然而，可能会发生非常缓慢的泄漏或泄漏到热表面（即材料在到达测量点之前结晶的地方）。这种材料损失很难发现。此类泄漏的安全措施应包括定期视察容器和管道下面的区域，并评审操作记录，以查明易裂变材料的任何长期损失。临界安全评定应考虑易裂变材料可能发生不安全累积的时间尺度，以便确定适当的视察频率。

燃料后处理装置炉膛操作中慢化剂的控制

5.67. 对于作为转换过程一部分的大多数加热炉操作（如沉淀、干燥、氧化），应考虑使用具有良好几何构型的容器。确保炉膛的内部容积具有有利的几何构型也是可行的。然而，在后续操作中产生的氧化物粉末可能需要慢化控制，以实现可行的贮存安排。转换过程的设计应使其不会导致产生含有过多的慢化剂材料。因此，临界安全评定应考虑慢化剂可能被转移（例如不完全干燥）或引入（例如冷却过程中的冷凝）的机制。

5.68. 关于后处理设施临界安全的进一步建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-42 号《核燃料后处理设施的安全》[29]。

放射性废物管理中的临界安全

5.69. 废物管理操作涵盖范围广泛的设施、流程和材料。第 5.70—5.77 段的建议适用于涉及易裂变材料的包装、贮存和处置操作。这些建议还旨在适用于残留废物。废物管理操作，特别是处置设施的操作，可能涉及来自广泛来源的大量易裂变材料库存。就残留废物而言，废物的性质（例如废物的非裂变成分和裂变成分的物理形式和化学成分）也可能存在相当大的差异和不确定性。相比之下，退役行动通常涉及少量易裂变材料库存。

5.70. 在临界安全评定中，放射性废物在处理之前的收集和贮存应受到与产生废物过程相同的考虑（另见 SSR-4[2]第 9.84 段和第 9.85 段）。此外，如果这类废物流与不同来源的其他放射性废物流混合，或者如果废物被压实，则可能需要特别考虑。即使加工前易裂变材料的单独库存一般很少，但在随后的废物收集和废物处理步骤中可能会大量累积此类材料。

5.71. 废物通常被包裹在比水更有效的慢化剂材料中（如聚乙烯），在临界安全评定中应考虑到这一点。

5.72. 废物操作的临界安全应根据对废物货包内容物适用的适当限值来确定。临界安全措施包括货包的设计（见 SSR-4[2]第 9.85(c)段）以及在设施内处理、贮存和处置货包的安排。在可行的情况下，包装限值应适用于废物管理链中的所有操作，包括随后处置设施的操作，以避免随后的重新包装及其相关的危害。还应考虑废物货包的运输（见第 5.81—5.86 段），以避免需要重新包装废物，以确保符合 SSR-6 (Rev.1) [3]规定的临界安全要求。

5.73. 对于含有裂变核素的废物的贮存，应考虑到由于可信的内部或外部事件（例如废物的移动、沉淀）而可能发生的废物结构变化、引入慢化剂或移出材料（例如中子吸收剂）原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-6.1 号《放射性废物的贮存》[30]提供了进一步的建议。当有必要防止易裂变材料沉降以保持次临界几何构型时，所使用的方法应该是非能动的。这种情况可能发生在长期贮存或例如在将裂变固体从含水混合物中分离的过程中。

5.74. 处置设施关闭后的临界安全评定是一项特别的挑战。这些挑战包括需要在很长时间内考虑地球化学和地球物理过程对处置设施的影响。在处置设施关闭后,包装设计和废物形式所提供的工程屏障将趋于降解,从而有可能分离、重新安置和累积裂变核素,并有可能从易裂变材料中移出吸收剂。此外,以前干燥的环境可能会被水饱和的环境所取代。在处置设施关闭后,对临界后果的考虑将不同于对燃料贮存库或后处理厂的考虑,在这些情况下,临界事故可能会立即产生可识别的影响。就处置设施而言,防护屏障的破坏和对放射性核素运输机制的影响可能比临界事件直接辐射的影响更为严重,因为这种事件产生的辐射会被周围的宿主岩层和/或回填材料屏蔽。

5.75. 在废物操作管理的临界安全评定中,应考虑以下因素:

- (a) 废物的核、辐射、物理和化学性质;
- (b) 废物形式和成分的变化和不确定性(见第 5.76 段);
- (c) 需要解决工程屏障的退化和废物货包在长期放置后的演变问题(见第 5.77 段);
- (d) 为便利今后废物运输而提出的临界安全要求和其他要求(见第 5.81—5.86 段)。

废物形态的变化和不确定性

5.76. 废物形式的变化和不确定性对某些类型的残留废物来说是一个特别的挑战,因为历史记录准确性和完整性可能受到限制。因此,应全面、详细地对待处置的残留废物进行临界安全评定。如果应用保守的确定性方法,其中边界值应用于每个材料参数,结果对货包限值可能会被证明是非常严格的。然后,这可能导致生产的货包数量增加,导致更多的货包处理、更多的货包运输和更大的贮存量,每一个都与一定程度的额外风险相关(例如,由于职业照射、公路或铁路事故或建筑事故)。因此,在临界安全评定中,应特别考虑最优化裕度。如果采用综合风险方法,则应考虑临界危害与其他危害之间的风险平衡。

工程屏障在长时间内的退化

5.77. 关于乏燃料的处置,易裂变材料库存主要包括任何残留的铀-233 和/或铀-235 以及钚同位素钚-239 和钚-241。在关闭后临界安全评定所考虑的

长时间内，由于放射性衰变，核废料的裂变库存将会有所减少和变化。临界安全评定还应考虑到废物货包的工程屏障的可信退化，从而导致裂变和非裂变成分的迁移和累积。

退役临界安全

5.78. 在评定退役的临界安全时，应采用分级方法，考虑到设施的类型和现有的易裂变材料库存。关于核燃料循环设施退役的建议见原子能机构《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的退役》[31]。

5.79. 在开始退役之前，应查明易裂变材料的任何累积，以评定回收这种材料的可能性。应考虑到易裂变材料累积不明的可能性（例如，车床的活动贮槽）。应制定一种估计和跟踪不易发现的易裂变材料累积的方法，以确保工作站在退役操作期间保持次临界状态（另见 SSR-4[2]第 9.84 段）。这一方法应考虑到操作经验、以前为移出易裂变材料而采取的任何干预措施，以及实物库存差异、加工损失和/或实测滞留量的任何记录。的可根据测量（例如 γ 能谱法）或对材料体积进行结构化评价，同时考虑到材料的含量和密度，对易裂变材料的这种累积进行估计。

5.80. 为确保退役过程中的次临界而采用的方法可能类似于研究实验室设施所采用的方法（见第 5.87—5.95 段），即对易裂变材料允许质量设定一个较低限值为允许其他参数（例如几何构型、浓度、慢化、吸收剂）取任何值提供了基础。根据 GSR Part 6[7]第 7.4 段，要求制定一项设施的初始退役计划，并连同经营该设施的授权申请一并提交监管机构。根据 GSR Part 6[7]要求 10，在设施操作期间必须维护和更新这一初始退役计划。当一个设施接近永久关闭时，需要准备一个最终的退役计划（见 GSR Part 6[7]要求 11）。在操作大量易裂变材料的设施中，所有退役计划都应得到临界安全评定的支持，以确保在设施操作期间进行的活动不会在以后的退役过程中造成可避免的问题。

易裂变材料运输和易裂变材料现场移动过程中的临界安全

5.81. 安全运输放射性物质的要求，包括对临界危害的考虑，见 SSR-6 (Rev.1) [3]。支持这些要求的建议见 SSG-26 (Rev.1) [10]、TS-G-1.4[19]和原子能机构《安全标准丛书》第 TS-G-1.5 号《放射性物质安全运输的遵章保证》[32]。

5.82. SSR-6 (Rev.1) [3]要求为货包次临界设计评定提供了一个预定系统；然而，工程判断仍然是必要的，特别是在运输事故工况下估计货包的潜在行为，这需要大量的工程专业知识。因此，这项评定只应由具有适当知识和经验的人员进行。

5.83. 第 5.82 段中提到的次临界评定。为软件包设计提供了依据。根据 SSR-6 (Rev.1) [3]第 673 段，必须对此类货包的运输进行临界安全评定。其中规定：

“易裂变材料的运输应做到：

- (a) 在常规、正常和事故运输工况下保持次临界；应特别考虑下列或有事项：
 - (i) 水渗入或渗出货包；
 - (ii) 内置中子吸收剂或慢化剂的效率损失；
 - (iii) 重新安排货包内的物项或由于货包丢失而造成的物项；
 - (iv) 减少货包内或之间的空间；
 - (v) 货包浸入水中或埋在雪中；
 - (vi) 温度变化。”¹³

5.84. 运输货包在 SSR-6 (Rev.1) [3]规定的试验之前、期间和之后的状态（如喷水 and 浸没试验、跌落试验和热试验），并用第 5.82 段中所列的任何一种方法确定。SSR-6 (Rev.1) [3]第 701 段，可以证实为设计的临界评定和分析所做的假设。由于试验应该核实临界安全性分析中使用的假设，因此需

¹³ SSR-6 (Rev.1) [3]第 222 段所界定的易裂变材料只包括铀-233、铀-235、钚-239 和钚-241，但有一些例外。在临界安全评定中可能需要考虑到其他裂变核素。

要考虑许多试验来覆盖每个假想方案（例如，单一货包和数组配置中的货包）。

5.85. 如果运输货包的临界安全评定确定该货包符合根据 SSR-6 (Rev.1) [3]要求批准用于场外运输的货包设计，则可依赖该批准在设施内使用该货包。在这种情况下，应该证明设施中的所有操作状态和可信的异常工况都受到现有运输货包设计安全评定的约束。此外，货包应与异地运输时的配置相同（例如配备减震器）。

5.86. 关于易裂变材料的现场移动，应考虑以下方面：

- (a) 确保易裂变材料货包可靠地固定在车辆上的措施；
- (b) 车辆速度和道路状况；
- (c) 现场移动事故的可能性（例如与其他车辆的碰撞）；
- (d) 易裂变材料从货包中排放出来的可能性和后果（例如进入雨水渠）；
- (e) 在现场移动期间与其他易裂变材料的相互作用。

研究和开发实验室的临界安全

5.87. 一些研究和开发实验室处理的易裂变材料数量足够，有可能造成严重后果。这些设施的一般特点是其操作和加工需要高度灵活性，但易裂变材料库存通常较少，可以包括直接操作和/或远程操作。关于只有少量易裂变材料库存的一般假设可能不适用于用于燃料检查或实验的实验室或其各自的废物处理设施。

5.88. SSR-4[2]第 6.154—6.156 段指出了对处理含有易裂变材料的粉末或液态混合物设施的设计要求 — 可能是研究和开发实验室的情况。

研究和开发实验室的裂变和非易裂变材料范围

5.89. 研究和开发实验室可以使用广泛的裂变和非易裂变材料以及分离的元素和核素，通常包括低浓缩铀、中浓缩铀和高浓缩铀；钚-241 含量高的钚（例如 > 15 wt %）；钚-240 含量低的钚（例如 < 5 wt %）；石墨；硼；钷；

铪；重水；铅；造孔剂¹⁴；铝；以及各种金属合金。有时遇到的特殊裂变（包括裂变）和非裂变核素的示例包括铀-233、镎-237、钷-242、镅-241、镅-242m、富集硼（如硼-10）和富集锂（如锂-6）。这些核素具有不同的依赖于能量的核反应性质（例如中子裂变、中子吸收、中子散射、 γ 中子反应和 γ 裂变性质），这可能导致临界质量的非线性和似乎不一致的变化。

5.90. 含有大量和浓度的第 5.89 段所述核素的材料。应在临界安全评定和分析中得到特定考虑。用于确定其中一些核素性质的有用参考文献包括参考文献[33、34]。在确定含有大量特殊核素（例如镅-243、镅-245）的特殊材料的临界质量时遇到了特别的挑战，因为通常很少有临界实验基准可以验证这些核素和材料的 k_{eff} 计算。

研究和开发实验室中材料之间临界受控区域和界面的重叠

5.91. 由于操作具有很大的灵活性，适用于实验室内易裂变材料的位置和移动的临界安全措施对于确保次临界至关重要。临界安全评定应界定临界控制区，并应特定说明其边界和易裂变材料的最大含量，以及任何其他相关限值和条件。

5.92. 应特别考虑临界受控区域的任何重叠和这种重叠中材料之间的任何界面的可能性。管理系统（见第 2.17—2.40 段）应确保限值来自不同临界受控区域材料的合并和慢化剂进入临界受控区域的移动，并确保任何此类合并或移动在进行之前都要经过临界安全评定。

研究和开发实验室易裂变材料的无意重叠

5.93. 通常，特定实验室区域的活动可能会被中断以执行不同的操作。在这种情况下，实验室人员在允许更多的易裂变和非易裂变材料进入实验室区域之前，应特别小心，避免因内务管理或材料重叠而无意中累积易裂变材料。

¹⁴ 造孔剂是一种添加剂，用于核燃料氧化物的混合，其目的是在造粒和烧结前在混合氧化物中产生随机分布的闭合孔，以生产无缺陷和强度提高的预烧结燃料芯块。造孔器具有中子慢化作用。

研究和开发实验室人员的专门教育和培训

5.94. 由于材料和实验室操作的不同特征，应适当教育实验室人员和管理人员，并对他们进行关于典型和特殊易裂变材料和非易裂变材料在不同中子慢化程度下的特征的特定培训。

次临界程序组

5.95. 次临界组件一般用于研究和教育目的。次临界组件有可能发生临界事故；因此，应采取临界安全措施。原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-3 号《研究堆安全》[35]附件 II 概述了安全要求对次临界组件的适用情况。

6. 应急事故的应急准备和响应

6.1. 对核或辐射紧急情况的准备和响应的要求见 GSR Part 7[9]。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]提供了相关建议和指导；GS-G-2.1《核或辐射应急准备的安排》[37]；GSG-11《终止核或辐射应急的安排》[38]；和第 SSG-65 号《涉及放射性物质运输的核或辐射紧急情况准备和响应》[39]。

6.2. 应始终优先预防临界事故，然而，事件总是有可能导致临界事故。这种事故可能导致人员直接辐射照射（中子和 γ ）和/或设施内和/或环境中的放射性物质排放，这两种情况都可能需要采取应急响应行动。临界事故排放的动能也可能导致相当大的非放射性危害。

应急事故应急准备和响应的一般考虑因素

6.3. GSR Part 7[9]要求 1 规定：“政府应确保建立和维持一个综合和协调的应急管理系統，以备核或辐射紧急情况和对。”这一管理系统还应酌情涵盖临界事故。政府还必须作出规定，确保明确分配对这种紧急情况的准备和响应的作用和责任（见 GSR Part 7[9]要求 2）。

6.4. 根据 GSR Part 7[9]要求 4，政府必须进行危害评定。这种危害评定需要考虑临界事故，包括设计中未考虑的极低概率事件，以及事件和紧急情况的组合（见 GSR Part 7[9]第 4.20 段）。

6.5. 根据 GSR Part 7[9]要求 5, 在危害评定和事故潜在后果的基础上制定防护策略, 应考虑可能的确定性影响(根据相对生物有效性加权吸收剂量进行评定)以及可能的随机影响(根据当量剂量进行评价)。

6.6. 对于每一个操作易裂变材料并需要建立临界探测和警报系统的设施(见 SSR-4[2]第 6.149(a)段), 还需要应急计划和应急程序以及应对可预见的临界事故的能力(见 SSR-4[2]要求 72)。在没有安装临界探测和警报系统的某些情况下(例如屏蔽设施(见第 6.36(b)段), 仍应进行分析, 以确定是否有必要为该设施制定应急计划。

6.7. 为了证明应急安排的充分性, 应估计潜在的的职业风险, 并在相关情况下估计公众风险(见 SSR-4[2]第 6.150 段)。对临界事故潜在后果的分析应考虑在其他地方类似设施发生的临界事件(见 GSR Part 7[9]表 1)。

紧急情况下的功能考虑应急事故的准备和响应

6.8. 根据 GSR Part 7[9]第 5.17 段, 政府须确保就下列事项作出适当安排:

- (a) 对临界事故引起的紧急情况及时进行识别和分类。分类的操作标准必须包括应急行动级别和其他可观察到的工况和指标(见 GSR Part 7[9]第 5.16 段);
- (b) 及时宣布进入应急状态, 并启动协调和预先计划的现场响应;
- (c) 通知适当的通知点, 并提供足够的信息, 以便在必要时启动有效、协调和预先计划的场外响应。

6.9. 必须有适当的安排来缓解临界事故的后果(见 GSR Part 7[9]要求 8)。可能的办法包括安装隔离阀、远程控制系统(例如确保中子吸收剂的可用性以及在发生临界事件时将其引入系统的手段)、便携式屏蔽或其他安全地改变操作工况以达到安全状态的手段。

6.10. 在发生临界事故时, 应考虑通过关闭设施通风系统来限制或终止放射性排放。如果实施这些措施, 还应考虑到由于辐解而导致氢气浓度增加的可能性。

6.11. 在一些事故中, 操作人员的不正确操作无意中引发了始发事件后的进一步临界事件。应确保操作人员意识到, 在最初的裂变尖峰之后, 系统可

能会回到非常接近临界但裂变率持续较低的状态。这通常发生在含有溶液的系统，其中固有的负反应性反馈效应抵消了过剩的反应性注入到事件的初始阶段。在这种情况下，很小的反应性增加就足以引发进一步的裂变尖峰。

6.12. 临界事故中的主要风险是对事故附近的操作人员造成的。对几十米以外的操作人员的辐射剂量通常不足以造成严重的确定性影响；然而，这些辐射剂量仍然很大，需要提供适当的逃生路线和集合点（见 SSR-4[2]第 6.149(b)段）。某些类型的系统，特别是溶液中的裂变核素，可以显示振荡行为，多次爆发的辐射持续数小时甚至数天。因此，应急计划的一个堆芯因素应该是确保迅速发出警报并将人员疏散到安全距离。在此之后，应收集足够的信息，以便有计划地重返该设施（见第 6.29—6.32 段）。

6.13. 提供额外的屏蔽也应被认为是最大限度地缓解临界事故辐射后果的一种手段。应评价任何穿透屏蔽层的影响。在计划临界事故的附加屏蔽时，应优先考虑操作人员的逃生路线。

6.14. 应急程序应为现场人员指定逃生路线。这些路线应该清楚地标明。疏散应遵循可行的最快和最直接的路线，并考虑到必须尽量减少辐射照射。对设施的任何改变都不应妨碍疏散或以其他方式延长疏散时间。应急程序应强调迅速疏散的重要性。关于重返设施的见第 6.29—6.32 段。

6.15. 人员集合点应指定在待撤离地区以外，并适当考虑到核安全（见第 2.6 段）和尽量减少辐射照射的需要。应提供确认所有人员已从发生应急事件地区撤离的手段。

6.16. GSR Part 7[9]第 5.52 段指出：

“营运组织和响应组织应确保作出安排，在紧急情况下保护应急工作人员和帮助者，以应对他们可能不得不执行响应功能的预期危害工况的范围。”

限制急救人员照射的指导值在 GSR Part 7[9]附录 I 中提供。应向应急救援人员提供适当的设备，包括个人防护设备（在适当情况下）和辐射监控设备（例如个人剂量计），以测量临界事故期间发出的辐射。关于使用临界剂量计的进一步指导见第 II.50 段，原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号《职业辐射防护》[40]。

应急事故中的医疗响应管理

6.17. 根据 GSR Part 7[9]要求 12，在发生临界事故时，必须有管理医疗响应的安排。这包括预先指定医疗设施，配备训练有素的多学科保健小组，为暴露在应急事件中的个人提供专门治疗。关于医疗后续行动的建议见 GSG-11[38]。

6.18. 为对受影响个人进行医疗管理而收集的数据和信息应包括基本联系方式、关于发生临界事故的情况的信息以及任何相关病史（例如以前的疾病、合并症、习惯）。

6.19. 重建人体内的剂量分布对医疗响应至关重要。GSR Part 7[9]第 5.102 段指出：“应作出安排，在应急响应中，在切实可行的范围内记录、保护和保存对分析核或辐射紧急情况 and 应急响应重要的数据和信息。”这些安排应包括就临界事故的情况与相关人员进行全面面谈，以帮助指导应急响应。

临界事故的剂量估计

6.20. 临界事故辐射剂量的估算过程受到各种不确定性的影响。可接受的不确定程度（或剂量不大于预测的置信度）将是决定使用的方法和产生估计假设的决定性因素。

6.21. 对临界事故剂量的初步估计至少应考虑以下因素：

- (a) 临界事故发生地点；
- (b) 临界事故的功率历史（即已发生的裂变数随时间的变化）；
- (c) 临界系统所在地点与可能受影响者（即操作人员）之间的任何屏蔽（包括临界源本身）的影响；
- (d) 可能受影响的个人（即操作人员），以及他们的身体在临界事故中的方向；
- (e) 受影响人员接触的中子能谱；
- (f) 对单一器官的等效剂量，以确定适当的医疗干预措施。

6.22. 事故发生的地点和原因可能在几个小时内都无法清楚地显示出来。其他资料可能来自几个来源（例如辐射监控器、目击者的叙述、设施记录）。应使用以下信息来细化剂量重建：

- (a) 所涉设备物项的详细情况；
- (b) 易裂变材料的放射性、物理和化学性质，包括数量；
- (c) 导致系统达到临界的反应性注入机制；
- (d) 存在反馈和淬灭机制¹⁵（如排气）；
- (e) 对任何放射性排放的估计（见参考文献[41]）。

紧急情况下的基础设施考虑应急事的准备和响应

6.23. GSR Part 7[9]要求 20 规定：“政府应确保明确设立核或辐射紧急情况的准备和响应当局。”此外，GSR Part 7[9]要求 24 规定：“政府应确保提供充分的后勤支助和设施，以便能够履行应急响应功能在核或辐射紧急情况下有效执行。”应急事的准备和响应当局可以与为其他类型的核或辐射紧急情况设立的当局相似或相同。

6.24. 每个应急组织都必须制定一个或多个特定应急计划，以协调和履行其指定的功能（见 GSR Part 7[9]第 6.17 段）。此外，要求适当的负责当局确保在准备阶段就制定出对应急事作出响应的“行动概念”（见 GSR Part 7[9]第 6.18 段）。

6.25. 根据 GSR Part 7[9]要求 25 规定，必须为参与应急事应急响应的人员提供培训、演习和演练，以确保这些人员能够有效地履行其指定的响应功能。

6.26. 对临界事故的响应可能涉及其他核和辐射紧急情况所需的知识、技能和能力之外的知识、技能和能力，在准备阶段应考虑到这一点。参考文献 [14、42、43]详细描述了已发生临界事故的动态行为。临界事故演习（见第 6.25 段）可根据这些参考文献中对事故的描述制定。

重大事故的原因及稳定

6.27. 在参考文献[14]报告的 22 起核燃料循环设施临界事故中。21 起涉及溶液或浆液中的易裂变材料（即浓缩铀或钷化合物与水或有机化学品的混

¹⁵ 淬灭机制是一种物理过程，而不是机械损伤，在核临界漂移期间限制裂变尖峰，例如溶液中的热膨胀或微泡形成[14]。

合物)。大多数事故是由于易裂变材料在重力作用下移动或通过管道流动而导致裂变核素浓度增加造成的。在这些事故中，影响裂变产额的堆芯物理参数（即核临界漂移中的裂变总数）如下：

- (a) 裂变区的质量（尤其是在溶液中含有裂变核素的系统中）；
- (b) 反应性注入机理和反应性注入率；
- (c) 与反应性反馈机制相关的参数，例如：
 - 多普勒反馈¹⁶；
 - 反应持续时间和时间常数；
 - 易裂变材料的限值程度；
 - 中子光谱位移；
 - 空隙度；
 - 温度变化；
 - 密度变化。

应特别考虑钡溶液，因为可能发生正的温度反应性反馈[44、45]。关于估算裂变产额大小的指导见参考文献[46、47]。

6.28. 通常，溶液系统中临界事故的特征是一个或几个裂变漂移尖峰¹⁷，特别是在瞬变开始时，随后是裂变速率波动更慢的“准稳态”或平台阶段。

重返、救援和稳定

6.29. 只有受过应急响应和复训的人员，在发生严重事故的紧急情况下，才允许返回设施。重新进入的人应配备个人剂量计，监控 γ 和中子辐射。

6.30. 只有在放射学调查表明放射性水平可以接受的情况下才应重返。在重返期间应使用具有警报能力的监控器进行辐射监控。

¹⁶ 多普勒反馈是一种现象，即易裂变和非易裂变处理原子核的热运动改变了原子核与相互作用中子之间的“相对”能量，从而导致材料中子反应截面的有效展宽。根据材料的富集或组成，这种现象可以增加或减少一个系统的 k_{eff} 。

¹⁷ 核裂变漂移尖峰是核临界事件的初始功率脉冲，是有限的通过淬灭机制和机械损伤[13]。

6.31. 应急程序应说明重返程序和重返小组的成员。营运组织应承担主要责任，以满足条件、标准和目标，从而能够终止由于临界事故引起的紧急情况（见根据 GSR Part 7[9]要求 18 和 GSG-11[38]提出的建议）。应急程序应包括终止紧急情况的权限和沟通。

6.32. 如果应急计划规定使用特殊材料，如中子吸收剂，以关闭或稳定系统，应提供足够数量的材料。在尝试纠正行动之前，应评定纠正行动可能使情况变得更糟（见第 6.11 段）和对应急救援人员的危害。

临界探测和警报系统

6.33. 必须对涉及或可能涉及应急风险的所有设施和活动评定是否需要建立应急检测和警报系统（见 SSR-4[2]第 6.149(a)段）。

6.34. 在确定对临界探测和警报系统的需要时，如果边界是这样的，在区域之间不会有无意的材料交换，如果中子耦合可以忽略不计，设施的各个区域可以被认为是无关的。

6.35. 在已安装的情况下，临界检测和警报系统应提供有效信息，以最大限度地减少人员从临界事故中接受的剂量，并启动缓解行动。

6.36. 对于提供临界探测和警报系统的需要，应提供任何例外的正当性，并可基于以下情况：

- (a) 有文件记录的评定得出结论认为，任何可预见的情况都不可能引发临界事故（见 SSR-4[2]第 6.173 段），或提供临界探测和警报系统不会减少临界事故的风险，或会导致操作人员面临的所有危害（包括工业危害）的总体风险增加；
- (b) 可预见可能发生临界事故，但事故发生单位外表面的辐射剂量可接受的屏蔽设施（见 SSR-4[2]第 6.173 段）。这类设施的示例可能包括热室和封闭的地下贮存库；
- (c) 待运输、运输过程中或待开箱的易裂变材料货包。

6.37. 如果存在潜在危害，但没有使用危害警报系统，则应提供另一种方法来检测危害事件的发生。

6.38. 设施人员应接受培训，以正确应对临界检测和警报系统的启动和停用。

临界检测和警报系统的性能和试验

6.39. 临界探测和警报系统是探测中子和/或 γ 辐射所必需的（见 SSR-4[2] 第 6.173 段）。因此，应考虑部署对中子辐射和 γ 辐射都敏感的探测器。如果适用，还可以采用其他可靠和实用的方法。

6.40. SSR-4[2]第 6.172 段指出：“用于确保次临界的仪器仪表和控制系统应是高质量的，并应根据已知标准进行校准。对计算机程序和数据的更改应通过管理系统以高标准加以控制。”

临界检测

6.41. 在有必要覆盖临界警报的地区，应提供检测过量辐射剂量和/或剂量率并触发人员疏散警报的手段。

临界警报

6.42. 警报信号应符合下列标准：

- (a) 它应该是唯一的（即，它应该被人员立即识别为危急警报）；
- (b) 即使放射性水平低于警报点，也应在检测到临界事故后立即启动，并继续工作，直到手动复位；
- (c) 应在需要疏散的区域外提供手动重置警报信号的系統（限制进入）；
- (d) 警报信号应在所有需要疏散的区域都能听到，警报应持续足够的时间以允许完全疏散；
- (e) 在背景噪声较高的区域，警报应辅以可视信号。

临界探测和警报系统的可靠性

6.43. 应考虑避免假报警的需要，例如通过使用两个或多个探测器通道的并发响应来触发警报。在评定临界探测和警报系统时，应考虑触发假报警可能导致的其他危害。

6.44. 对于有迹象表明可以采取缓解措施自动将系统恢复到安全状态并减少对人员辐射剂量的特殊情况，应考虑使用没有立即疏散警报的临界探测系统。

6.45. 还应提供指示故障但不启动警报的警告信号。

临界检测和警报系统的设计标准

6.46. 临界检测和警报系统的设计应该是单一故障容忍的，并且应该尽可能简单，以确保可靠地启动警报和避免错误警报的目标为一致。

6.47. 应仔细考虑探测器的性能，以避免遗漏警报信号或信号饱和等问题。

6.48. 临界检测和警报系统应提供不间断电源。

临界探测和警报系统的触发点

6.49. 临界检测和警报系统的触发点应设置得足够低，以检测最小的关注事件，但应设置得足够高，以最大限度地减少假报警。应提供指示，以显示哪些探测器通道已触发。

临界检测警报系统中探测器的定位

6.50. 探测器的位置和间距应尽量减少设备或材料屏蔽的影响。探测器的间距应与选定的警报触发点一致。

6.51. 在设施退役过程中，通常的实践是为废物桶等物项建立临时贮存区，或在需要缩小尺寸或拆除的设备周围放置模块化安全壳系统。在确定这些临时贮存区的位置时，应确保临界检测器能够继续检测出最小的事故。

临界检测和警报系统的试验

6.52. 整个临界检测和警报系统应定期进行试验。试验周期应根据操作经验确定，并应不断评审。临界探测和警报系统的性能试验应包括对临界探测和警报系统中使用的辐射探测器的定期校准。

6.53. 每个可听信号发生器应定期试验。应进行试验，以核实信号在所有待疏散区域的背景噪声之上都能听到。警报试验应提前通知受影响地区的所有人员。

6.54. 如果试验表明临界检测和警报系统的性能不足，应立即通知管理层，并应立即同意和采取纠正措施。可能需要提供临时措施（例如移动探测系统），以补偿缺陷的临界探测和警报系统。

6.55. 警报系统各子系统的试验和系统停用的任何时间，应事先通知相关人员。操作程序应规定系统停用时应采取的补偿措施。

6.56. 作为管理系统的一部分（见第 2.17—2.40 段），应根据批准的质量保证计划保存试验记录（例如仪器仪表的响应和整个警报系统的响应）。

6.57. 关于临界检测和警报系统的进一步指导见参考文献[48]。

参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《国际原子能机构核安全和辐射防护安全术语》(2018年版), 国际原子能机构, 维也纳(2019年)。
- [2] 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 SSR-4 号, 国际原子能机构, 维也纳(2017年)。
- [3] 国际原子能机构《放射性物质安全运输条例》(2018年版), 国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6 (Rev.1) 号, 国际原子能机构, 维也纳(2018年)。
- [4] 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)。
- [5] 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)。
- [6] 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)。
- [7] 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)。
- [8] 国际原子能机构《放射性废物处置》, 国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-5 号, 国际原子能机构, 维也纳(2011年)。
- [9] 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)。
- [10] 国际原子能机构《国际原子能机构〈放射性物质安全运输条例〉咨询材料》(2018年版), 国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-26 (Rev.1) 号, 国际原子能机构, 维也纳(编写中)。

- [11] 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 1709:2018), 国际标准化组织, 日内瓦(2018年)。
- [12] 美国核学会《反应堆外可裂变材料运行中的核临界安全》, 第ANSI/ANS-8.1-2014(R2018)号报告, 美国核学会, 伊利诺伊州拉格兰奇帕克(2014年)。
- [13] CLAYTON, E.D., “核临界异常”, 太平洋西北国家实验室第19176号报告第6版, 太平洋西北国家实验室, 华盛顿州里奇兰(2010年)。
- [14] McLaughlin, T.P., 等,《临界事故审查》(2000年修订版), 第LA-13638号报告, 新墨西哥州洛斯阿拉莫斯国家实验室, 新墨西哥州洛斯阿拉莫斯(2000年)。
- [15] 国际原子能机构《核装置运行经验反馈》, 国际原子能机构《安全标准丛书》第SSG-50号, 国际原子能机构, 维也纳(2018年)。
- [16] 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)。
- [17] 国际原子能机构《放射性废物管理中安全领导、管理和文化》, 国际原子能机构《安全标准丛书》第GSG-16号, 国际原子能机构, 维也纳(2022年)。
- [18] 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)。
- [19] 国际原子能机构《放射性物质安全运输管理系统》, 国际原子能机构《安全标准丛书》第TS-G-1.4号, 国际原子能机构, 维也纳(2008年)。
- [20] 经济合作与发展组织核能机构《国际临界安全基准评价物项(ICSBEP)手册》(2018年版), 经济合作与发展组织核能机构, 巴黎(2018年)。
- [21] 国际原子能机构《转换设施和铀浓缩设施的安全》, 国际原子能机构《安全标准丛书》第SSG-5号, 国际原子能机构, 维也纳(2010年)。
- [22] 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)。

- [23] 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）。
- [24] 国际原子能机构《核电厂堆芯管理和燃料装卸》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-73 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [25] 国际原子能机构《研究堆堆芯管理和燃料装卸》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-4.3 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。（修订版编写中）
- [26] 国际原子能机构《乏燃料的贮存》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-15（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2020 年）。
- [27] 国际标准化组织《核临界安全—含压水堆 UOX 燃料系统的评价—边界燃耗信用法》（ISO 27468:2011），国际标准化组织，日内瓦（2011 年）。
- [28] 健康与安全处《塞拉菲尔德 B205 钚蒸发室泄漏：HSE 调查 B205 化学分离厂钚蒸发室内硝酸钚泄漏》，1992 年 9 月 8 日，健康与安全手册，萨福克郡萨德伯里（1994 年）。
- [29] 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）。
- [30] 国际原子能机构《放射性废物的贮存》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-6.1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [31] 国际原子能机构《核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-47 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [32] 国际原子能机构《放射性物质安全运输的遵章保证》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 TS-G-1.5 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。（修订版编写中）
- [33] LAVARENNE, C., MENNERDAHL, D., DEAN, C., “运输中锕系元素核临界安全数据和限值的评价”，第 C4/TMR2001/200-1 号报告，放射性防护与测量研究所，巴黎（2003 年）。

- [34] 美国核学会《选定铀系核素的核临界安全控制》，第 ANSI/ANS-8.15 - 2014 (R2019) 号报告，美国核学会，伊利诺伊州拉格兰奇帕克（2014 年）。
- [35] 国际原子能机构《研究堆的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-3 号，国际原子能机构，维也纳（2016 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] 联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、泛美卫生组织、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织，《核或辐射应急准备的安排》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-2.1 号，国际原子能机构，维也纳（2007 年）。（修订版编写中）
- [38] 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、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织、世界气象组织，《终止核或辐射应急的安排》国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-11 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [39] 国际原子能机构、国际民航组织、国际海事组织，《涉及放射性物质运输的核或辐射紧急情况准备和响应》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-65 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [40] 国际原子能机构、国际劳工组织，《职业辐射防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [41] 科学应用国际公司，《核燃料循环设施事故分析手册》，第 NUREG/CR-6410 号报告，核管会，核材料安全与保障办公室，华盛顿特区（1998 年）。
- [42] HOPPER, C.M., BROADHEAD, B.L., “核临界滑动规则升版：功能滑动规则”，第 NUREG/CR6504 号报告第二卷（ORNL/TM13322/V2），田纳西州橡树岭国家实验室橡树岭（1998 年）。

- [43] McLAUGHLIN, T.P., “分解临界事故的预判、规模和应急计划 — 解决事故的重点”, 《面对全球核临界安全的挑战》(茨城东海村国际会议论文集, 2003 年), 日本原子能研究所, 茨城东海村 (2003 年)。
- [44] YAMAMOTO, T., MIYOSHI, Y., “稀释钚溶液正温度反应系数的机制”, 《核科学与工程》第 142 期 (2002 年) 第 305—314 页。
- [45] HAECK, W., LECLAIRE, N., LETANG, E., GIRAULT, E., Fouilaud, P., “钚温度效应实验程序”, 反应堆物理的国际会议论文集 — 核能: 可持续资源, 因特拉根, 2008 年。
- [46] 国际标准化组织《核临界安全 — 假想临界事故分析报告》(ISO 27467:2009), 国际标准化组织, 日内瓦 (2009 年)。
- [47] 国际标准化组织《核临界安全 — 假想临界事故裂变数的估计》(ISO 16117:2013), 国际标准化组织, 日内瓦 (2013 年)。
- [48] 国际标准化组织《核临界探测和警报系统的性能和试验要求》(ISO 7753:1987), 国际标准化组织, 日内瓦 (1987 年)。

附 件

书 目

评定方法

HANLON, D. 等, “在临界风险评定中使用燃耗信用”, 独立监管支持, 英国默西塞德郡 (2017 年),

<http://www.onr.org.UK/documents/2017/onr-rrr-026.pdf>

辐射防护与核安全研究所, “分析导则: 电厂和实验室的核临界风险及其预防”, 报告第 DSU/Sec/T/2010-334 号, 辐射防护与核安全研究所, 巴黎 (2011 年),

https://www.IRSN.fr/en/publications/technical-publications/documents/irsn_report_nuclear_criticality_risks.pdf

核监管办公室, 《核设施安全评定原则》(2014 年版) 第 1 版, 核监管办公室, 英国默西塞德郡 (2020 年),

<https://www.ONR.org.UK/saps/saps2014.pdf>

— 临界安全, NS-TAST-GD-041 第 6 版, 核安全技术评定导则, 核监管办公室, 英国默西塞德郡 (2019 年),

https://www.ONR.org.UK/operational/tech_asst_guides/NS-TAST-GD-041.pdf

— 临界警报系统, NS-TAST-GD-018 第 7 版, 核安全技术评定导则, 核监管办公室, 英国默西塞德郡 (2019 年),

http://www.ONR.org.UK/operational/teck_asst_guides/NS-TAST-GD-018.pdf

科学应用国际公司, “核临界安全计算方法验证导则”, NUREG/CR-6698, 核监管委员会, 核材料安全和保障办公室, 华盛顿特区 (2001 年)。

WARE, T., HANLON, D. “温度对安全系统的影响研究”, 报告第 ONR352 号, RSD 独立监管支持, 英国伯奇伍德 (2019 年),

<http://www.onr.org.UK/documents/2019/onr-rrr-077.pdf>

标准

国际标准

国际电工委员会《临界事故警报设备》，IEC 60860，国际电工委员会，日内瓦（2014年）。

国际标准化组织（瑞士日内瓦）

《核能 — 临界检测和警报系统的性能和试验要求》，ISO 7753（1987年）。

《核燃料技术 — 与核临界安全相关的管理标准》，ISO 14943（2004年）。

《核临界安全 — 假想临界事故的分析》，ISO 27467（2009年）。

《核临界安全 — 反应堆外均质钚铀氧化物燃料混合物的临界价值》，ISO 11311（2011年）。

《核临界安全 — 应急准备和响应》，ISO 11320（2011年）。

《核临界安全 — 包含压水堆 UOX 燃料的系统评价 — 边界燃耗信用法》，ISO 27468（2011年）。

《核临界安全 — 假设临界事故裂变数量的估算》，ISO 16117（2013年）。

《核能 — 易裂变材料贮存、搬运和加工的临界安全原则》，ISO 1709（2018年）。

《核临界安全 — 次临界控制的几何构型—设备和布局》，ISO 21391（2019年）。

《核临界安全 — 不包括辐照和非辐照核燃料的固体废物》，ISO 22946（2020年）。

《核临界安全 — 操作用核临界安全培训》，ISO/23133（2021年）。

美国国家标准学会/美国核学会标准

美国核学会（伊利诺伊州拉格兰奇公园）。

《屏蔽和包容操作中的核临界安全控制标准》, ANSI/ANS-8.10-2015 (R2020) (2015 年)。

《现场进行次临界中子倍增测量的安全性》, ANSI/ANS-8.6-1983 (R1988、R1995、R2001、R2010、R2017) (1983 年)。

《反应堆外钚铀燃料混合物的核临界控制和安全》, ANSI/ANS-8.12-1987 (R2002、R2011、R2016、R2021) (1987 年)。

《核临界安全培训》, ANSI/ANS-8.20-1991 (R1999、R2005、R2015、R2020) (1991 年)。

《反应堆外核设施中固定中子吸收剂的使用》, ANSI/ANS-8.21-1995 (R2001、R2011、R2019) (1995 年)。

《硼硅酸盐玻璃拉西环作为易裂变材料溶液中中子吸收剂的使用》, ANSI/ANS-8.5-1996 (R2002、R2007、R2017) (1996 年)。

《临界事故警报系统》, ANSI/ANS-8.3-1997 (R2003、R2017) (1997 年)。

《基于包容和控制慢化剂的核临界安全》, ANSI/ANS-8.22-1997 (R2006、R2011、R2016、R2021) (1997 年)。

《易裂变材料贮存中的核临界安全》, ANSI/ANS-8.7-1998 (R2007, R2017) (1998 年)。

《反应堆外轻水堆燃料的操作、贮存和运输临界安全标准》, ANSI/ANS-8.17-2004 (R2009、R2014、R2019) (2004 年)。

《反应堆外核设施中可溶性中子吸收剂的使用》, ANSI/ANS-8.14-2004 (R2011、R2016、R2021) (2004 年)。

《核临界安全管理惯例》, 美国国家标准协会, ANSI/ANS-8.19-2014 (R2019) (2014 年)。

《临界安全工程师培训和资格认证计划》, 美国国家标准协会/ANS-8.26-2007 (R2012、R2016) (2007 年)。

《核临界事故应急计划和响应》, ANSI/ANS-8.23-2019 (2019 年)。

《轻水堆燃料燃耗信用》，ANSI/ANS-8.27-2015 (R2020) (2015 年)。

加拿大标准

加拿大核安全委员会《核临界安全》，REGDOC-2.4.3 第 1.1 版，加拿大核安全委员会，渥太华 (2020 年)。

手册和导则

ANNO, J., LECLAIRE, N., ROUYER, V., “使用新的同位素稀释法的硝酸铀酰和硝酸钚最低临界值”，第 IRSN SEC/T/2003-41 号，辐射防护与核安全研究所，巴黎 (2003 年)。

大西洋里奇菲尔德汉福德公司，《临界手册》，报告第 ARH-600 号，阿赫科，里奇兰，华盛顿州：

- 第一卷 (1968 年), https://ncsp.llnl.gov/docs/ARH600_Vol_I.pdf
- 第二卷 (1969 年), https://ncsp.llnl.gov/docs/ARH600_Vol_II.pdf
- 第三卷 (1971 年), https://ncsp.llnl.gov/docs/ARH600_Vol_III.pdf

BOWMAN, S.M., Keno-VI, “初级读本：使用 GeeWiz 和使用 Scale/Keno-VI 进行临界计算的入门”，报告第 ORNL/TM-2008/069 号，橡树岭国家实验室，田纳西州橡树岭 (2008 年)。

EVO, S., “均质混合钚—铀氧化物燃料 (MOX) 的临界值-克里斯塔尔 V1 结果”，报告第 IRSN Sec/T/2005-299 号，放射防护和核安全研究所，巴黎 (2005 年)。

辐射防护和核安全研究所，“分析导则：电厂和实验室的核临界风险及其预防”，报告第 DSU/Sec/T/2010-334-Index A 号，放射防护和核安全研究所，巴黎 (2011 年)，

https://www.irsn.fr/en/publications/technical-publications/documents/irsn_report_nuclear_criticality_risks.pdf

国际原子能机构，“《国际原子能机构放射性物质安全运输条例》中易裂变材料运输修正规定的适用”，国际原子能机构技术文件第 1768 号，国际原子能机构，维也纳 (2015 年)。

LICHTENWALTER, J.J., BOWMAN, S.M., DEHART, M.D., HOPPER, C.M., “运输和贮存货包中的轻水反应堆燃料临界基准导则”，报告第 Nureg/CR-6361 号，橡树岭国家实验室，田纳西州橡树岭（1997 年）。

美国洛斯阿拉莫斯国家实验室，“含铀-235、钚-239 和铀-233 系统的临界尺寸”，报告第 LA-10860-MS 号，洛斯阿拉莫斯国家实验室，新墨西哥州洛斯阿拉莫斯（1986 年）。

MENNERDAHL, D., “核临界安全参考值—均匀和同一的 UO_2 、 UNH 、 PuO_2 和 PuNH ，由水慢化和反射”，经济合作与发展组织核能机构，巴黎（2005 年），

<http://www.oecd-nea.org/science/wpncs/min-crit-val/report/MCV-1.pdf>

经济合作与发展组织核能机构，《国际评定临界安全基准实验手册》，报告第 NEA/NSC/DOC(95)03/I-IX 号，经济合作与发展组织/核能机构，巴黎（2009 年）。

REARDEN, B.T.等，“海啸初级读本：SCALE 灵敏度/不确定性计算的初级读本”，报告第 ORNL/TM-2009/027 号，橡树岭国家实验室，田纳西州橡树岭（2009 年）。

科学应用国际公司，“核燃料循环设施事故分析手册”，报告第 Nureg/CR-6410 号，核管理委员会，核材料安全和保障办公室，华盛顿特区（1998 年）。

联合碳化物公司，“核安全导则”，报告第 TID-7016 号第 2 版（NUREG/CR-0095），核管制委员会，核监管研究办公室，华盛顿特区（1978 年）。

计算方法

手工计算方法

BOWEN, D.G., BUSCH, R.D., “临界值安全的手工计算方法入门”，报告第 LA-14244-M 号，洛斯阿拉莫斯国家实验室，美国新墨西哥州洛斯阿拉莫斯（2006 年）。

计算方法

JACOBS, MONK: “蒙特卡洛程序核临界安全和反应堆物理分析”, 雅各布斯, 英国,

<http://www.answerssoftware.com/monk>

经济合作与发展组织核能机构, “CRISTAL: 临界计算包”, 经济合作与发展组织核能机构, 巴黎,

<http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1903>

辐射安全信息计算中心, “COG: 屏蔽和临界使用的多粒子蒙特卡罗代码系统”, RSICC 代码包 C00-724, 辐射安全信息计算中心, 橡树岭, 田纳西州, <https://RSICC.ornl.gov/default.aspx>

— “MCNP: Monte Carlo N-粒子, 包括 MCNP5 1.51 和 MCNPX 2.6.0 的传输代码系统和数据库”, RSICC 代码包 C00-740, 辐射安全信息计算中心, 橡树岭, 田纳西州,

<http://mcnp.lanl.gov>

— “SCALE: 许可证评定的标准化计算机分析代码系统”, RSICC 代码包 C00-834, 辐射安全信息计算中心, 橡树岭, 田纳西州,

<https://www.ornl.gov/scale>

— “Vim: 连续能量中子和光子输运编码系统”, RSICC 代码包 C00-754, 辐射安全信息计算中心, 橡树岭, 田纳西州,

<https://rsicc.ornl.gov/Default.aspx>

培训和教育

美国能源部核临界安全计划, “核临界安全工程师培训”,

<https://ncsp.llnl.gov/Training-education>

核临界安全工程师培训模块:

- 模块 1: 核临界物理学入门
- 模块 2: 中子相互作用
- 模块 3: 裂变链式反应

- 模块 4：中子散射和慢化
- 模块 5：临界安全限值
- 模块 6：扩散理论导论
- 模块 7：蒙特卡洛方法简介
- 模块 8：手工计算方法 — 第 1 部分
- 模块 9：手工计算方法 — 第 2 部分
- 模块 10：材料加工操作中的临界安全 — 第 1 部分
- 模块 11：材料加工操作中的临界安全 — 第 2 部分
- 模块 12：核临界安全评价的准备
- 模块 13：横断面测量和开发
- 模块 14：托马斯·麦克劳林对临界事故的回顾
- 模块 15：非材料操作人员临界安全基础
- 模块 16：商用乏燃料临界安全分析的燃耗信用

美国能源部核临界安全计划，橡树岭堆芯实验设施遗产视频，

<https://ncsp.llnl.gov/training-education>

- 第 1 章：临界实验的早期历史
- 第 2 章：早期临界实验运动的目的
- 第 3 章：早期 ORCEF 线组织和设施
- 第 4 章：设施说明
- 第 5 章：实验计划特征
- 第 6 章：钋-铍中子源经验
- 第 7 章：操作安全试验与分析
- 第 8 章：额外的 ORCEF 实验者
- 第 9 章：溶液球实验
- 第 10 章：保荐人和信用

操作经验、事故和事件

McLAUGHLIN, T.P., FROLOV, V.V.等,《临界事故评审》(2000年修订版),第 LA-13638 号报告,洛斯阿拉莫斯国家实验室,新墨西哥州洛斯阿拉莫斯(2000年),

<https://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13638>

STRATTON, W.R., SMITH, D.R.修订,《临界事故综述》,报告第 DOE/NCT-04 号,劳伦斯利弗莫尔国家实验室,加利福尼亚州利弗莫尔(1989年),

<https://www.osti.gov/biblio/6629170>

参与起草和审订人员

Caplin, G.	法国辐射防护与核安全研究院
Darby, S.	英国核监管办公室
Gater, R.	国际原子能机构
Geupel, S.	国际原子能机构
Khotylev, V.	加拿大核安全委员会
Kyriazidis, G.	法国替代能源与原子能委员会
Mennerdahl, D. E	瑞典门纳达尔系统公司
Michaelson, T.	国际原子能机构
Munson, J.	美国核管制委员会
Nepeypivo, M.	国际原子能机构
Rovny, J.	国际原子能机构
Shokr, A.M.	国际原子能机构
Visser, T.	荷兰 Urenco Nederland BV 公司
Welter, P.V.	国际原子能机构
Yamane, Y.	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