

国际原子能机构 安全标准

保护人类与环境

研究堆安全

特定安全要求 第 SSR-3 号



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准和相关出版物

国际原子能机构安全标准

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

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

有关国际原子能机构安全标准计划的资料可访问以下国际原子能机构因特网网站：

<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（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。

研究堆安全

下列国家是国际原子能机构的成员国：

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

《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”。

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-3 号

研究堆安全

特定安全要求

本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 2006 年版《基本安全原则》,并分别提供了阿拉伯文、中文、英文、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/books>。

国际原子能机构
2017 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 • 2017
国际原子能机构印制
2017 年 7 月 • 奥地利

研究堆安全

国际原子能机构，奥地利，2017 年 7 月
STI/PUB/1751
ISBN 978-92-0-506017-0
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。

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）。

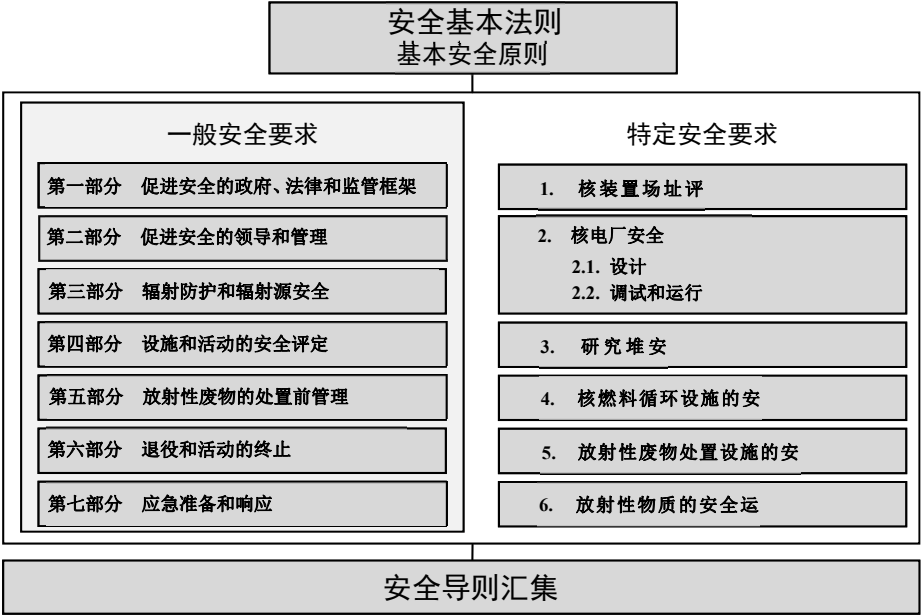


图 1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

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。

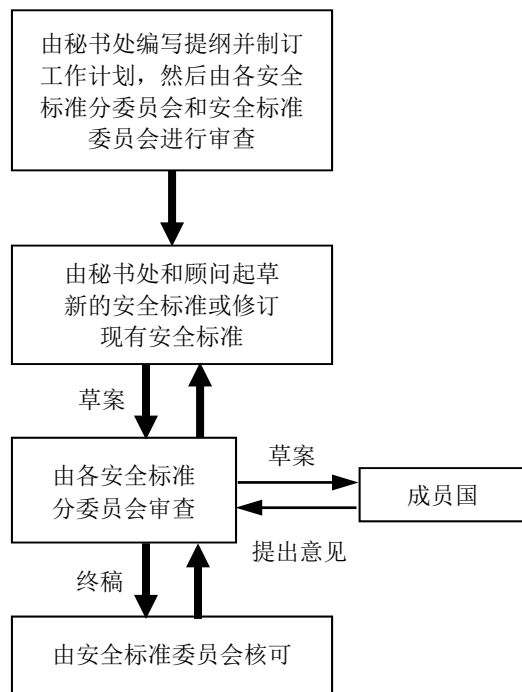


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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。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。

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 (1.4–1.5).....	2
范围 (1.6–1.11).....	2
结构 (1.12).....	3
2. 将安全目标、概念和原则适用于研究堆设施	4
一般要求 (2.1).....	4
基本安全目标 (2.2–2.3).....	4
基本安全原则 (2.4–2.5).....	5
辐射防护 (2.6–2.9).....	7
纵深防御概念 (2.10–2.14).....	7
分级方案 (2.15–2.17).....	9
3. 研究堆设施的监管性监督	10
法律基础结构和监管基础结构 (3.1–3.3).....	10
授权过程 (3.4–3.5).....	11
要求 1：安全分析报告 (3.6–3.12).....	12
检查和执法 (3.13–3.16).....	14
4. 研究堆设施的安全管理和安全检查	14
要求 2：对安全的管理责任 (4.1–4.3).....	14
要求 3：安全政策 (4.4–4.6).....	16
管理制度	16
要求 4：综合管理制度 (4.7–4.20).....	16
安全检查	19
要求 5：安全评价 (4.21–4.26).....	19
要求 6：安全委员会 (4.27).....	21
5. 研究堆设施的场址评价 (5.1–5.12).....	22

6. 研究堆设施的设计	24
一般要求 (6.1–6.5).....	24
主要技术要求	25
要求 7: 主要安全功能 (6.6–6.7).....	25
要求 8: 辐射防护 (6.8).....	25
要求 9: 设计 (6.9–6.12).....	26
要求 10: 适用纵深防御概念 (6.13–6.17).....	26
要求 11: 安全与安保以及国家核材料衡算和控制系统之间的接口	27
要求 12: 采用分级方案 (6.18).....	28
要求 13: 得到证明的工程实践 (6.19–6.24).....	28
要求 14: 对建造作出规定 (6.25–6.26).....	29
要求 15: 便利放射性废物管理和退役的特性 (6.27–6.28).....	29
一般设计要求	30
要求 16: 结构、系统和部件的安全分级 (6.29–6.32).....	30
要求 17: 安全重要物项的设计基准 (6.33–6.34).....	30
要求 18: 假想始发事件 (6.35–6.44).....	31
要求 19: 内部危害和外部危害 (6.45–6.57).....	32
要求 20: 设计基准事故 (6.58–6.62).....	35
要求 21: 设计限值 (6.63).....	35
要求 22: 设计扩展工况 (6.64–6.69).....	36
要求 23: 专设安全设施 (6.70–6.72).....	38
要求 24: 安全重要物项的可靠性 (6.73–6.75).....	38
要求 25: 单一故障准则 (6.76–6.79).....	39
要求 26: 共因故障 (6.80).....	40
要求 27: 安全系统的实体分隔和独立性.....	40
要求 28: 故障安全设计 (6.81).....	40
要求 29: 安全重要物项的验证 (6.82–6.84).....	40
要求 30: 调试设计 (6.85).....	41
要求 31: 安全重要物项的校准、测试、维护、维修、更换、 检查和监测 (6.86–6.89).....	41
要求 32: 应急准备和响应设计 (6.90–6.91).....	42

要求 33: 退役设计 (6.92–6.93).....	42
要求 34: 辐射防护设计 (6.94–6.102).....	43
要求 35: 确保操纵员最优绩效的设计 (6.103–6.107).....	44
要求 36: 安全利用和改造的规定 (6.108–6.111).....	45
要求 37: 老化管理设计 (6.112–6.114).....	46
要求 38: 对长时间停堆作出规定 (6.115).....	47
要求 39: 防止未经授权接触或擅自使用安全重要物项 (6.116).....	47
要求 40: 防止安全重要系统之间的破坏性或不良相互 作用 (6.117–6.118).....	47
要求 41: 对设计的安全分析 (6.119–6.125).....	48
具体设计要求	49
要求 42: 建筑物和结构 (6.126–6.127).....	49
要求 43: 密封手段 (6.128–6.137).....	50
要求 44: 堆芯和燃料设计 (6.138–6.145).....	51
要求 45: 对反应性控制作出规定 (6.146–6.149).....	53
要求 46: 停堆系统 (6.150–6.155).....	53
要求 47: 冷却剂系统和相关系统的设计 (6.156–6.163).....	54
要求 48: 堆芯应急冷却 (6.164–6.166).....	55
要求 49: 提供仪器仪表和控制系统 (6.167–6.171).....	56
要求 50: 反应堆保护系统 (6.172–6.181).....	57
要求 51: 仪器仪表和控制系统的可靠性和可测试性 (6.182–6.183).....	58
要求 52: 在安全重要系统中使用基于计算机的系统 (6.184).....	59
要求 53: 主控室 (6.185–6.187).....	59
要求 54: 辅控室 (6.188).....	60
要求 55: 场址上的应急响应设施 (6.189).....	60
电力供应	61
要求 56: 供电系统 (6.190–6.192).....	61
要求 57: 辐射防护系统 (6.193–6.194).....	61
要求 58: 燃料和堆芯部件的装卸和贮存系统 (6.195–6.200).....	62
要求 59: 放射性废物系统 (6.201–6.203).....	63
要求 60: 支持系统和辅助系统的性能 (6.204).....	64

要求 61: 消防系统 (6.205–6.209).....	64
要求 62: 照明系统	65
要求 63: 起重系统 (6.210).....	65
要求 64: 空调系统和通风系统 (6.211).....	65
要求 65: 压缩空气系统	66
要求 66: 实验装置 (6.212–6.214).....	66
7. 研究堆设施的运行	67
组织措施	67
要求 67: 营运组织的责任 (7.1–7.9).....	67
要求 68: 营运组织的结构和职能 (7.10–7.12).....	69
要求 69: 运行人员 (7.13–7.27).....	70
要求 70: 工作人员的培训、再培训和资格认证 (7.28–7.31).....	72
要求 71: 运行限值和条件 (7.32–7.43).....	73
要求 72: 安全相关活动的开展 (7.44–7.46).....	75
调试	75
要求 73: 调试大纲 (7.47–7.56).....	75
要求 74: 运行程序 (7.57–7.62).....	78
要求 75: 主控室、辅控室和控制设备 (7.63–7.65).....	79
要求 76: 材料状况和内务管理 (7.66–7.67).....	80
要求 77: 维护、定期测试和检查 (7.68–7.76).....	80
要求 78: 堆芯管理和燃料装卸 (7.77–7.84).....	81
要求 79: 消防安全 (7.85–7.87).....	83
要求 80: 非辐射相关安全 (7.88).....	84
要求 81: 应急准备 (7.89–7.93).....	84
要求 82: 记录和报告 (7.94–7.97).....	85
要求 83: 研究堆的利用和改造 (7.98–7.106).....	86
要求 84: 辐射防护计划 (7.107–7.114).....	87
要求 85: 放射性废物管理 (7.115–7.119).....	89
要求 86: 老化管理 (7.120–7.122).....	90
要求 87: 延期关闭 (7.123–7.125).....	90
要求 88: 运行经验反馈 (7.126–7.129).....	91

8. 研究堆退役的准备92

 要求 89：退役计划 (8.1–8.8)..... 92

9. 研究堆安全和安保之间的接口93

 要求 90：核安全和核安保之间的接口 (9.1–9.8)..... 93

附录一 选定的研究堆假想始发事件97

附录二 需要特别予以考虑的研究堆运行问题101

参考文献103

附件一 研究堆的选定安全功能107

附件二 次临界装置适用安全要求概述109

定义111

参与起草和审订的人员113

1. 导 言

背景

1.1. 本出版物替代 2005 年作为国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-4 号印发的“安全要求”出版物《研究堆安全》¹，并已考虑 2006 年出版的原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号《基本安全原则》[1]。促进核安全的各种要求旨在确保达到可以合理实现的最高安全水平，以保护工作人员和其他现场人员和公众，以及保护环境免受核设施引起的电离辐射的有害影响。人们认识到，技术和科学知识都在向前发展，因此需要从目前的知识水平出发考虑核安全和辐射危险防护的充分性。安全要求需要与时俱进，本“安全要求”出版物所反映的是目前的国际共识。

1.2. 本“安全要求”出版物确定关于研究堆安全所有重要领域的要求，并特别强调对设计和运行的要求²。

1.3. 核研究堆的一些安全要求与核动力堆的安全要求相同或类似。鉴于动力堆与研究堆³以及不同类型研究堆包括临界装置和次临界装置之间存在重要差异，因此，应采用分级方案（见第 2.15 段至第 2.17 段以及原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-22 号《研究堆安全要求适用中分级方案的使用》[2]）。

¹ 国际原子能机构《研究堆安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-4 号，原子能机构，维也纳（2005 年）。

² 研究堆安全重要领域包括为实现设计和建造或改造研究堆的目的而开展的所有活动。这些活动包括维护、试验和检查，燃料装卸和放射性物质处理（包括放射性同位素生产），实验装置的安装、试验和运行，中子束利用，利用研究堆系统的研究与发展工作和教育与培训以及其他相关活动。

³ 研究堆系指主要用于为研究和其他目的而产生和利用中子通量和电离辐射的核反应堆，包括与该反应堆有关的试验设施以及在同一场址上与该研究堆安全运行直接相关的放射性物质的贮存、操作和处理设施。包括通常称为临界装置和次临界装置的设施。

目的

1.4. 本“安全要求”出版物的主要目的是确定有关监管性监督、安全管理、场址⁴评价、设计、制造、建造、调试、运行（包括利用和改造）和退役规划等方面的要求，从而为研究堆安全奠定基础，并为研究堆寿期内所有阶段的安全评价提供依据。

1.5. 研究堆安全的技术要求和行政要求根据该目的确定。本出版物旨在供从事研究堆设计、制造、建造、运行、改造、维护和退役和开展安全分析、检查和评审及提供技术支持的组织以及监管机构使用。

范围

1.6. 本出版物中确定的安全要求适用于包括临界装置和次临界装置在内的研究堆的场址评价、设计、制造、建造、调试、运行（包括利用和改造）和退役。本出版物中确定的安全要求在实际可行的范围内也将适用于现有的研究堆。

1.7. 就本出版物而言，研究堆系指用于核研究和用于为研究和其他目的而产生和利用辐射的核反应堆（包括临界装置和次临界装置）。该定义不包括用于发电、船用推进、海水淡化或区域供热的核反应堆。该术语涵盖反应堆堆芯、所用辐射源、实验装置⁵、其运行所需的所有系统、含核材料（无论是否受过辐照）的设施所管理的装置、放射性废物管理设施以及与反应堆或位于反应堆场址的反应堆相关实验设施和装置有关的所有其他设施。

1.8. 功率水平超过几十兆瓦的研究堆、快堆和利用高压高温回路以及冷中子源或热中子源等实验装置的反应堆可能需要适用动力堆补充措施甚至要求以及（或）补充安全措施（例如用于检验有害物质的反应堆）。对于这

⁴ 在此范畴内，场址系指包含经批准设施、经批准活动或辐射源的地理区域，在此区域内，经批准设施或经批准活动的管理部门可以直接启动应急行动。场址边界系指场区的边界。

⁵ 就本安全标准而言，实验装置一词包括在反应堆内或反应堆周围安装的利用反应堆产生的中子通量和电离辐射进行研究、开发、同位素生产或任何其他目的的装置。

些设施，应当适用的要求（和工程标准）及其适用范围以及可能需要采取的任何补充安全措施均需由营运组织提出建议，并须经监管机构核准。均匀堆和加速器驱动系统不属于本出版物的范围。

1.9. 本出版物确定的所有要求均应予以适用，除非能够证明对于某一特定研究堆、临界装置和次临界装置可以分级适用某些要求。必须确定分级适用要求的每种情况，同时考虑到特定设施和所开展的活动造成的危害的性质和可能的程度。以下将只在特定要求对次临界装置无关或仅适用于次临界装置的情况下提及次临界装置。第 2.17 段提出了在决定是否可以分级适用本出版物所确定的某些要求时需要考虑的因素。

1.10. 本出版物不论及：

- (a) 其他原子能机构“安全要求”出版物（如参考文献[3—7]）特别涵盖的要求；
- (b) 与核安保（不包括第 9 部分涉及的核安全与核安保之间的接口）或国家核材料衡算和控制系统有关的事项；
- (c) 决不可能影响研究堆安全的传统工业安全事项；
- (d) 由研究堆设施的运行所引起的非放射性影响。

1.11. 本出版物中的术语将按原子能机构《安全术语》[8]中的定义和说明加以理解，除非另有说明（见“定义”）。

结构

1.12. 本“安全要求”出版物依据安全目标与安全原则之间以及对核安全功能的要求与安全设计准则和运行准则之间的关系进行叙述。本出版物包括 9 个部分，2 个附录和 2 个附件。以第 SF-1 号[1]为基础的第 2 部分介绍核装置安全的一般安全目标、概念和原则，重点是研究堆的辐射安全和核安全问题。以原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1（Rev.1）号《促进安全的政府、法律和监管框架》[3]为基础的第 3 部分论述凡与研究堆有关的对法律和监管基础结构的一般要求。第 4 部分论述关于安全管理和安全检查相关主题的要求。本部分以原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part

2 号《安全的领导和管理》[4]为基础。第 5 部分确定对研究堆场址评价和选择的要求，并论述对新场址和现有研究堆设施场址的评价。本部分以原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-3 (Rev.1) 号《核装置的厂址评价》[5]为基础。第 6 部分确定关于所有类型研究堆安全设计的要求，并虑及第 1.8 段和第 1.9 段中所述考虑事项。确保与关于核电厂同一主题的“安全要求”出版物即原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂安全：设计》[9]的连贯性。第 7 部分确定对研究堆安全运行（包括调试、维护、利用和改造）的要求。同样确保与关于核电厂同一主题的“安全要求”出版物即原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2 (Rev.1) 号《核电厂安全：调试和运行》[10]的连贯性。第 8 部分基于原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号《设施退役》[11]确定对研究堆安全调试准备工作的要求，而第 9 部分则确定对安全与安保之间接口的要求。附录一列出在研究堆安全分析中需要考虑的选定假想始发事件。附录二论述值得特别考虑的运行问题。附件一列出研究堆设计中通常包括的研究堆安全系统和其他安全相关物项的选定安全功能。附件二概述对次临界装置适用安全要求的问题。

2. 将安全目标、概念和原则适用于研究堆设施

一般要求

2.1. 第 SF-1 号[1]规定了一项基本安全目标和 10 项基本安全原则，从而为保护人类和环境免于电离辐射有害危险的要求和措施以及为引起辐射危险的设施和活动的安全奠定了基础。

基本安全目标

2.2. 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。必须在不对引起辐射危险的设施的运行或活动的开展施加不适当限制的情况下实现该基本安全目标和实施这 10 项安全原则。为确保研究堆的运行和活动的开展能够达到合理可行的最高安全标准，必须采取措施以实现以下目标（见第 SF-1 号[1]第 2.1 段）：

- “(a) 控制对人类的辐射照射和放射性物质向环境的释放；
- (b) 限制可能导致核反应堆堆芯、核链式反应、放射源或任何其他辐射源失控事件发生的可能性；
- (c) 在发生这类事件的情况下减轻其后果。”

2.3. 第 SF-1 号[1]第 2.2 段规定：

“基本安全目标适用于所有设施和活动以及设施或辐射源寿期中的所有阶段，包括规划、选址、设计、制造、建造、调试和运行[和利用]以及退役和关闭。这其中包括放射性物质的相关运输和放射性废物管理。”

基本安全原则

2.4. 第 SF-1 号[1]第 2.3 段规定：

“为了实现这一基本安全目标，制订了 10 项安全原则，在此基础上制订了安全要求，并将执行安全措施。安全原则是一套整体适用的原则，尽管在实践中针对具体情况各项原则的重要性可能有所不同，但所有相关原则均需适当地加以适用。”

2.5. 本出版物所述要求都产生于保护人和环境这一基本安全目标和相关的安全原则[1]，它们是：

原则 1：安全责任

对引起辐射危险的设施和活动负有责任的人或组织⁶必须对安全承担主要责任。

原则 2：政府职责

必须建立和保持有效的法律和政府安全框架，包括独立的监管机构。

⁶ 就研究堆设施而言，这指的是营运组织。

原则 3：对安全的领导和管理

在与辐射危险有关的组织内以及在引起辐射危险的设施和活动中，必须确立和保持对安全的有效领导和管理。

原则 4：设施和活动的合理性

引起辐射危险的设施和活动必须能够产生总体效益。

原则 5：防护的最优化

必须实现防护的最优化，以提供合理可行的最高安全水平。

原则 6：限制对个人造成的危险

控制辐射危险的措施必须确保任何个人都不会承受无法接受的伤害危险。

原则 7：保护当代和后代

必须保护当前和今后的人和环境免于辐射危险。

原则 8：防止事故

必须做出一切实际努力防止和减轻核事故或辐射事故。

原则 9：应急准备和响应

必须为核事件或辐射事件的应急准备和响应做出安排。

原则 10：采取防护行动减少现有的或未受监管控制的辐射危险

必须证明为减少现有的或未受监管控制的辐射危险而采取的防护行动的合理性并对这些行动实施优化。

必须实施从上述原则中导出的要求，以最大程度减少和控制工作人员和其他人员、公众和环境受到的辐射危险。

辐射防护

2.6. 为了履行安全原则，对于研究堆的所有运行状态和对任何相关活动包括试验，都必须将来自研究堆范围内的辐射照射剂量或由于设施放射性物质的任何已计划的放射性释放所引起的照射剂量保持在剂量限值之下，并且保持在可合理达到的尽量低的水平（防护和安全必须最优化[7]）。

2.7. 为了实施安全原则，还必须将研究堆设计和运行得使一切辐射源处于严格的技术和行政管理控制之下。但是，该原则不排除来自处于运行状态研究堆设施的有限照射或规定数量放射性物质向环境的释放。这种照射和放射性释放必须按照监管和运行限值以及辐射防护要求受到严格控制、做好记录并保持在合理可行尽量低的水平。

2.8. 虽然采取了措施以便将所有运行状态下的辐射照射限制在合理可行尽量低的水平，并将可能导致对辐射源失去正常控制的事件的可能性减至最低程度，但仍会存在可能发生事故的的概率，尽管这种概率非常低。因此，必须采取应急安排，以确保所发生的任何事故的后果能够得到缓解。这种措施和安排包括：专设安全设施；设计扩展工况安全特性；营运组织确立的现场应急计划和程序；以及在可能的情况下由适当主管部门按照原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急的准备与响应》[6]实施的场外应急干预措施。

2.9. 为实现第 SF-1 号[1]所述原则而遵循的安全理念依托于纵深防御概念和在研究堆设施整个寿期内采取安全管理和安全检查措施。这种安全理念涉及组织对个人和团体安全执行任务提供支持的手段，同时考虑到人员、技术和组织方面之间的相互作用。

纵深防御概念

2.10. 防止研究堆设施事故和减轻事故一旦发生的后果之主要手段是适用纵深防御概念。该概念适用于所有运行状态下的所有安全相关活动，而不论是组织的、行为的还是与设计有关的活动。

2.11. 在设计和运行中自始至终适用纵深防御概念可以防范预期运行事件和事故，包括由装置内设备故障或不适当的人的行为引起的事故，以及外部危害诱发的事件。

2.12. 在研究堆设计中适用纵深防御概念能够提供（基于固有特性、设备和程序的）系列防御，这些防御旨在防止事故，并确保一旦发生事故适当防止人和环境免于辐射的有害影响和减轻事故后果。第 SF-1 号[1]第 3.31 段规定，“不同防护层的独立效能是纵深防御的一个必要组成部分”。但是，纵深防御的适用必须考虑分级方案。防御分为五级：

- (1) 第一级防御的目的是防止偏离正常运行和安全重要物项出现故障。这导致要求必须按照管理体系和得到证明的工程实践，例如适用冗余性、独立性和多样性，完善而谨慎地选址、设计、建造、运行和维护研究堆设施。为了实现这一目标，应认真注意选择适当的设计程序和材料，并要认真注意控制部件的制造以及控制研究堆的建造、调试、运行和维护。
- (2) 第二级防御的目的是探测和控制对正常运行状态的偏离，以防止预期运行事件上升为事故工况。这是出于以下认识，即尽管已采取了预防措施来防止假想始发事件，但在研究堆运行寿期内的某个时候仍然可能发生一些假想始发事件。这一级防御需要如安全分析中所确定的那样在设计中提供特定的系统和功能，并确定能防止或尽量减小此类假想始发事件所造成的损害的运行程序。
- (3) 就第三级防御而言，设想上一级防御或许未能控制住某些预期运行事件或假想始发事件的升级，并由此可能酿成更严重的事件，尽管这是非常不可能的。在研究堆的设计基准中应预先考虑这些不大可能的事件，并提供固有安全特性、故障时仍能安全运行的设计、附加设备和程序，以便控制事件的后果，并在此类事件之后实现稳定和可接受的研究堆设施工况。这导致要求专设安全设施能够首先把研究堆转变为可控状态，然后转变为安全状态。辐射防护目标是没有或者只有少量场外放射性影响。

- (4) 第四级防御的目的是减轻第三级防御失灵所引起的事故后果。这一级防御的最重要目的是确保发挥密封功能，从而确保将放射性释放保持在合理可行尽量低的水平。
- (5) 第五级也是最后一级防御的目的是缓解事故可能产生的放射性释放的放射后果。这就需要提供装备齐全的应急控制设施以及适用于场内和必要时的场外应急响应的应急计划和程序。

2.13. 将纵深防御概念适用于研究堆的一个相关方面是在设计中纳入系列实体屏障以及将能动、非能动和固有安全设施结合起来，以促进发挥实体屏障在特定场所密封放射性物质的有效性。所需屏障的数量将取决于放射性核素数量和同位素组成的潜在源项、单个屏障的有效性、可能的内部和外部危害以及各种屏障故障的潜在后果。

2.14. 纵深防御概念主要通过安全分析和利用基于研究和运行经验的完善工程实践加以适用。在设计中应当进行这种分析，以确保安全目标能够得到满足。它包括系统地严格审查研究堆结构、系统和部件可能发生故障的方式，并确定这类故障的后果。这种安全分析审查如下内容：已计划的所有研究堆设施的正常运行模式；及其在预期运行事件、设计基准事故工况和必要时可能导致设计扩展工况的一连串事件中的表现（见“要求 22”和第 6.64 段至第 6.68 段）。第 6.119 段至第 6.125 段提出了关于在设计中进行安全分析的要求。这些分析应由营运组织和监管机构独立进行评审（见第 3.1 段至第 3.3 段）。

分级方案

2.15. 研究堆用于特定和其他各种目的，例如研究、培训、教育、放射性同位素生产、中子放射治疗和材料试验。这些目的要求研究堆具有不同的设计特点和不同的运行方式。研究堆的设计和运行特征可能差别很大，因为实验装置的使用会影响反应堆的性能。此外，在研究堆使用方面的灵活性要求还需要采用不同的方案来实现和管理安全。

2.16. 与核电厂相比，大多数研究堆对公众造成的潜在危害较少，但它们可能对运行人员、研究人员和其他使用者造成较大的潜在危害，因为这些

人员相对较易接近辐射或放射性材料。对设施的定性分类必须在与研究堆有关的潜在危害的基础上进行（见第 SSG-22 号[2]）。

2.17. 在决定是否可以分级适用本出版物所确定的某些要求时需要考虑的因素包括：

- (a) 反应堆功率；
- (b) 潜在源项；
- (c) 易裂变和可裂变材料的数量和富集度；
- (d) 乏燃料元件、高压系统、加热系统以及可能影响反应堆安全的易燃材料的贮存；
- (e) 燃料元件的类型；
- (f) 慢化剂、反射层和冷却剂的类型和质量；
- (g) 可以引入的反应性量及其引入速率，反应性控制，以及固有安全特性和附加安全特性（包括防止误临界特性）；
- (h) 包容结构或其他密封手段的质量；
- (i) 反应堆的利用（实验装置、试验和反应堆物理实验）；
- (j) 场址评价，包括与场址有关的外部危害和与人群的接近程度；
- (k) 改变整体构形的难易程度。

3. 研究堆设施的监管性监督

法律基础结构和监管基础结构

3.1. 第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]要求政府确保为研究堆设施建立充分的法律基础结构。这必须规定对核活动进行监管，并明确分配对设施寿期所有阶段的安全责任。政府负责通过立法，将对安全的主要责任分配给营运组织，并建立监管机构。监管机构负责制定法规，以建立对核活动监管控

制和法规执行的授权体系⁷。在第 SF-1 号[1]第 3 部分（原则 1 和原则 2）中确立了这些原则。

3.2. 在第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]中确立了遵守这些原则的一般安全要求。第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]涵盖了政府和法律框架的基本内容，其目的是促进建立监管机构和采取必要的行动，以确保对用于和平目的的无论现有还是新的设施和活动实行有效的监管控制。还论述了其他职责和职能，如在全球安全体制范围内的联络以及为安全（包括辐射防护）、应急准备和响应、核安保⁸和国家核材料衡算和控制系统的目的提供必要支助服务而开展的联络。这些一般安全要求适用于促进研究堆场址评价、设计、建造、调试、运行（包括利用和改造）和退役期间安全的法律和政府基础结构。实施与设施的潜在危害相当的分级方案至关重要，并且必须用于确定和适用适当的安全要求（见第 2.15 段至第 2.17 段）。

3.3. 第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]要求政府建立并保持对设施和活动进行监管控制的一个有效独立的监管机构（第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]中的“要求 3”和“要求 4”）。为了有效起见，必须为监管机构提供确保其能够履行职责和行使职能所需的法定合法授权和资源。这包括在授权过程中审查和评定营运组织提交的安全相关资料，以及实施相关法规（例如通过颁发、修订或撤回授权或其条件），包括酌情进行遵章检查和审核、采取执法行动和向其他主管部门或公众提供信息。

授权过程

3.4. 授权过程是不断进行的，从场址评价阶段开始并持续到包括设施被解除监管控制。成员国的授权过程可能各不相同，但核研究堆授权过程的主要阶段均须包括以下方面：

⁷ 监管机构或另一政府机构可以向营运组织或个人提供运行设施或开展活动的授权。“授权”包括批准、书面许可、颁发许可证、证书或注册。见参考文献[8]和第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]中的“要求 23”。

⁸ 原子能机构印发隶属原子能机构《核安保丛书》出版物的核安保导则。

- (a) 场址评价；
- (b) 设计；
- (c) 建造；
- (d) 调试；
- (e) 运行，包括利用和改造⁹；
- (f) 退役；
- (g) 解除监管控制。

3.5. 在某些情况下，可以通过单个许可证对几个阶段进行授权，但对该许可证附加一些条件，以对后续阶段进行控制。尽管国家实践之间有着这些不同，但营运组织必须向监管机构提交安全分析报告形式的详细安全论证，其中包括充分的安全分析，以便进行作为授权过程一部分的审查和评定。

要求 1：安全分析报告

安全分析报告必须由研究堆设施营运组织编写。安全分析报告必须提供场址和设计的合理性，并须构成研究堆安全运行的基础。监管机构必须对安全分析报告进行审查和评定，然后才能授权研究堆项目进展到下一阶段。安全分析报告必须在研究堆运行寿期内定期更新，以反映在经验的基础上按照监管要求对设施所作的改造。

3.6. 安全分析报告是研究堆设施授权的主要文件之一，也是营运组织和监管机构之间的一项重要联系。安全分析报告必须就反应堆场址、反应堆设施和实验装置作出详细说明，并且必须包括具有安全意义的所有其他设施和活动。该报告必须详细说明促进反应堆安全、保护运行人员¹⁰和公众

⁹ 尽管研究堆的利用和改造是通常纳入运行范畴的活动，但也可将其视为授权过程中的独立阶段，因为其安全影响会引起在反应堆设施寿期内重复多次的大量审查和评定活动（见第 7.98 段至第 7.106 段）。

¹⁰ 运行人员包括反应堆管理者、值班长、操纵员、维护人员和辐射防护人员。

以及保护环境的设计所适用的一般安全原则和标准。安全分析报告必须载有对来自反应堆运行的潜在危害的分析。安全分析报告必须包括事故序列的安全分析，并须说明设计中为按照纵深防御概念避免事故或将事故发生的可能性降至最低程度或减轻事故后果而纳入的安全特性。

3.7. 安全分析报告中的安全分析必须构成反应堆运行限值和条件的基础。安全分析报告必须提供关于研究堆设施整个寿期内营运组织、营运行为和管理体系的详细情况。安全分析报告还必须提供有关研究堆应急安排的资料，但是这并不排除对“要求 81”所规定的详细应急安排的需要。

3.8. 安全分析报告必须包括证明遵守了监管机构颁布的国家法律和要求的资料。必须采用分级方案来确定安全分析报告中应提供资料的详细程度。就高功率水平的反应堆而言，安全分析报告通常会需要反应堆设计和事故假想情况等讨论中的更多细节。就一些反应堆（如潜在危害低的研究堆、临界或次临界装置）而言，对安全分析报告内容的要求可能远不如那么广泛。然而，在所有情况下，安全分析报告都必须包括第 3.6 段至第 3.7 段中的每一主题。

3.9. 安全分析报告必须列出对其进行全面审查和评定可能需要的参考文献。这种参考资料必须随时提供给监管机构，并且不得将这些资料确定为任何保密资料或施加任何限制，以免将妨碍进行充分的审查和评定。

监管机构的审查和评定

3.10. 监管机构必须对营运组织为支持其授权申请所提交的资料（通常是安全分析报告形式的资料）实施审查和评定。第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]中规定了这种监管审查和评定的具体目的。审查和评定必须与符合分级方案的研究堆设施相关潜在辐射危险程度相称。在必要时，监管机构可以根据国家实践要求提供补充资料。

3.11. 供授权过程各阶段审查和评定之用文件的提交时间表必须在研究堆项目之初确定，并提供给营运组织。

验收标准

3.12. 各国必须根据其特定的法律和监管基础结构制订其本国的验收标准方案。基于安全设计和运行原则的验收标准必须提供给营运组织。

检查和执法

3.13. 第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]第 2.5(10)段规定,“促进安全的有效政府、法律和监管框架……必须阐明……根据分级方案对设施和活动进行检查并执行条例的规定”。

3.14. 第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]第 4.50 段规定:

“监管机构必须制订和实施设施和活动的检查计划,以确认遵守监管要求和批准书中规定的任何条件。在这种计划中,监管机构必须详细说明监管检查的类型,包括预定检查和不通知的检查,并须按照分级方案规定检查的频度以及将要检查的领域和计划。”

3.15. 第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]“要求 30”规定:

“监管机构必须在法律框架范围内制订和实施执法政策,以应对受权方不遵守监管要求或批准书中规定的任何条件的行为。”

3.16. 如果有证据表明安全水平恶化,或在严重违规的情况下监管机构判定这种情况可能对工作人员和其他人员、公众或环境构成紧迫的放射性危害,则监管机构必须要求营运组织限制其活动并采取任何必要的进一步行动,以恢复适当的安全水平。在连续、持久或极严重的违规情况下,监管机构必须指令营运组织停止其活动,并且可以中止或撤销授权。

4. 研究堆设施的安全管理和安全检查

要求 2: 对安全的管理责任

研究堆设施营运组织必须对研究堆从场址评价项目伊始、设计、建造、调试、运行(包括利用和改造)和退役直至其被解除监管控制的整个寿期的安全承担主要责任。

4.1. 为了确保各级工作人员在实现和维护安全方面的严格性和充分性，营运组织必须：

- (a) 制订和实施安全政策，并确保将安全事项放在最优先地位；
- (b) 明确确定职责和问责制以及相应的权限范围与通讯渠道；
- (c) 确保在所有层次上都拥有具备适当资格和受过适当培训的工作人员；
- (d) 制订和严格遵守针对所有可能影响安全的活动所建立的可靠程序，确保管理者和督导者促进并支持良好的安全实践，同时纠正不良的安全实践；
- (e) 定期审查、监测和审核¹¹一切安全相关事项，必要时实施适当的纠正行动；
- (f) 建立和保持牢固的安全文化，并编制向所有工作人员散发并为其所理解的安全政策和安全目标文件。

4.2. 每当营运组织着手对研究堆寿期某一阶段做出变更时，它都必须提交详细安全论证，以供监管机构审查和评定，其中必须包括充分的安全分析，在此之后项目才能获准进展到下一阶段。

4.3. 营运组织必须及时向监管机构提交所要求的任何资料。营运组织必须负责与制造商和供应商作出安排，以确保得到监管机构所要求的任何资料。营运组织还必须负责向监管机构通报研究堆方面任何新的补充资料以及对先前提交的资料作出的任何变更。营运组织提供给监管机构的所有资料都必须完整和准确。营运组织向监管机构提交的用以支持授权的文件的格式和内容必须以第 3.6 段至第 3.9 段中提出的要求为基础。第 3 部分（见“要求 1”）和第 4 部分中的要求以及第 5 部分至第 9 部分的相关段落提出了营运组织确保研究堆寿期各阶段安全的职能和责任。

¹¹ 进行审核或监督等独立评定是为了确定满足管理制度要求的程度、评价管理制度的有效性和确定改进的机会。可由有关组织本身或为内部目的代表该组织，由有关方如客户和监管者（或由代表他们的其他人员），或由外部独立组织开展这些评定活动。

要求 3：安全政策

研究堆设施营运组织必须制订和执行赋予安全最高优先地位的安全政策。

4.4. 营运组织制订和执行的安全政策必须赋予安全以最高优先地位，从而超越所有其他要求，包括对生产和反应堆用户的要求。这种安全政策必须促进牢固的安全文化，其中包括提出质疑的态度和致力于在所有安全重要活动中都做出优异的实绩。

4.5. 安全政策必须明确规定最高管理层在安全事项上的领导作用。高管层¹²必须负责在组织内部宣传和执行这种安全政策的各项规定。组织内的所有人员都必须了解这种安全政策及各自确保安全的职责。管理层对安全实绩的期望必须清楚地传达给所有人员，而且必须确保这些期望在组织内得到理解和遵循。

4.6. 营运组织的安全政策必须包括承诺实现运行安全升级。就营运组织促进加强安全和找到更有效实施并在可行的情况下改进现有标准的方式的战略而言，必须通过有明确规定并设定了明确目标和指标的计划对其持续进行监测、定期进行修订和提供支持。

管理制度

要求 4：综合管理制度

研究堆设施营运组织必须建立、实施、评定和不断改进综合管理制度。

¹² 高管层系指对履行许可证规定条款负有责任的在最高层级对一个组织进行指导、控制和评定的一个或一组人。目前使用很多不同的称谓，包括例如：董事会、首席执行官、总经理、执行团队、厂长、高级经理、首席监管员、现场副总经理、总裁、实验室主任。

4.7. 第 GSR Part 2 号[4]确定了对设施和活动综合管理制度¹³的各项要求。在建立和实施研究堆管理制度的过程中，必须通过分级方案以每一物项、服务和过程为基础考虑这些要求及相关的目标和原则。特定研究堆或实验所需管理制度的详细程度必须取决于研究堆和实验的潜在危害（见关于分级方案的第 2.15 段至第 2.17 段以及第 SSG-22 号[2]）。

4.8. 营运组织必须通过建立和使用综合管理制度确保研究堆的选址、设计、建造、调试、运行和利用（包括相关活动，如附录二中提到的相关活动）以及退役以安全的方式进行，而且符合运行限值和条件中规定的和授权中确定的限值和条件。

4.9. 该管理制度的制订和建立必须按研究堆寿期所有阶段活动完成时间表规定的时间进行。特别是，该管理制度必须涵盖通常在制订项目之前很久就已着手进行的场址调查活动。

4.10. 该管理制度必须包括所有管理要素，以便按照相关要求建立和进行安全重要过程和活动，这些要求包括有关领导、健康保护、人力绩效、应急准备和响应、保护环境、安保和质量的要求。

4.11. 该管理制度必须确定并包括以下要求：

- (a) 国家的法定要求和监管要求；
- (b) 相关的原子能机构安全标准；
- (c) 与利益相关者正式商定的任何要求。

4.12. 必须对该管理制度的文件进行审查，并规定需经营运组织中适当管理层批准，而且必须按照要求提交监管机构审查和评定。

¹³ 综合管理制度是一种协调一致的单一管理制度。在该制度中，一个组织的所有组成部分结为一体，以使该组织的目标得以实现。这些组成部分包括组织结构、资源和组织过程。该制度综合了包括安全、健康、环境、安保、质量、人和组织因素、社会和经济要素在内的所有管理要素，以使安全不受损害。

4.13. 管理制度的规定必须基于四个功能类别：

- (a) 管理责任；
- (b) 资源管理；
- (c) 过程和活动管理；
- (d) 管理制度的衡量、评定和改进。

管理责任

4.14. 管理层必须负责提供实现组织目标所需的手段和支持。在这方面，管理制度必须包括对有效的沟通和明确的责任分配作出规定，从而确保安全重要过程和活动以确保安全目标得以实现的方式得到控制和进行。

资源管理

4.15. 资源管理必须确保对组织战略的实施和组织目标的实现必不可少的资源¹⁴得到确定和提供。管理制度必须确保：

- (a) 安全重要结构、系统和部件的供应商、制造商和设计者建立有效的综合管理制度，并通过审核确认其有效性；
- (b) 外部人员（包括供应商和实验者）得到充分的培训和资格认证，并与反应堆人员一样在相同的控制下和按同一标准开展活动；
- (c) 安全开展工作所需的设备、工具、材料、硬件和软件得到确定、供应、检查以及检验和维护。

过程的实施

4.16. 管理制度必须包括对过程的实施作出规定，以确保反应堆的设计（包括后续修改、改动或安全改进）、建造、调试、运行和利用以及退役都按照

¹⁴ “资源”包括人员、基础设施、工作环境、信息和知识、供应商以及材料和财政资源。

既定的法规、标准、技术规格、程序和行政管理办法进行。必须详细说明安全重要物项和服务并加以控制，以确保正确使用、维护和配置。

4.17. 在研究堆结构、系统和部件包括其相关实验设施和装置以及改造项目的制造和建设过程中，必须建立各种过程，以确保相关法规和安全要求得到满足和建设工作妥善进行。这样的过程必须使营运组织能够确保安全重要物项的制造和建设按照设计要求和监管要求执行。

4.18. 作为管理制度的一部分，必须建立利用和改造过程并以其安全重要性为依据对其进行分级。这样的过程必须包括利用和改造项目的设计、审查、评定和批准、制造、测试和实施。对过程进行描述的相关程序必须由营运组织在反应堆运行阶段之初便付诸实施。

4.19. 管理制度必须确保采购的物项和服务满足既定要求并按规定执行。必须根据规定的标准评价并选择供应商。在采购文件中必须对偏离采购技术规格的报告要求作出规定。在使用采购物项或提供采购服务之前，必须提供这种物项和服务满足采购技术规格的证据，以供核实。

评定和改进

4.20. 必须通过独立评定和自评定对管理制度的有效性定期测量和评定。过程漏洞必须查明并予以纠正。营运组织必须对这种评定的结果进行评价，而且必须确定并采取促进不断改进的必要行动。

安全检查

要求 5：安全评价

研究堆设计的充分性必须按照管理制度通过全面的确定性安全分析和酌情使用的补充性概率分析的方式进行检查核实，并由独立于设计工作最初实施人的个人或团体通过独立检查核实的方式进行验证。安全评价必须贯穿于反应堆寿期的所有阶段（定期安全审查过程），并须根据与特定设施或活动有关的危害的潜在规模和性质进行。

4.21. 反应堆设计的核实、验证和批准工作必须在设计和建造过程中尽实际可能尽快完成，而且无论如何必须在设施开始调试之前完成。

4.22. 安全评价¹⁵必须成为设计过程的一部分，并在设计活动和确认性分析活动之间进行迭代，同时随着设计的进展不断增加安全评价的范围和详细程度。

4.23. 在设计过程的早期阶段就必须开始安全评价。确定性安全分析必须成为研究堆安全评价的主要工具。概率安全分析可以用作检测潜在漏洞和改进安全评价的补充工具。

4.24. 安全评价（和定期安全审查）必须记录在案，以方便对其进行评价。

4.25. 在研究堆的整个运行寿期内，必须按照监管要求对其进行系统的定期安全审查，并须同时考虑运行经验、累积老化效应、适用的安全标准和所有相关来源的安全资料。营运组织必须通过分析、监视、检测和检查的方式核实：反应堆设施（包括实验设备和设施）的物理状态符合安全分析报告和其他安全文件的描述，以及该设施的调试和运行是按照安全要求和安全分析以及运行限值和条件进行的。

4.26. 系统的定期安全再评价活动除其他外，还包括定期安全评审，如自评定和同行评审¹⁶，以确认设施的安全分析报告和其他选定文件（如有关运行限值和条件、维护、培训和资格认证的文件）就当前的监管要求而言仍然有效；或在必要时尽实际可能进行更新或作出改进。在这种评审中，必须考虑场址特性的变化、利用计划的变化、累积老化效应、运行经验反馈的利用和技术发展。必须核实所选结构、系统和部件以及软件是否符合设计要求。第 6 部分确定了具体设计要求；第 7 部分确定了功能要求。

¹⁵ 国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号《设施和活动的安全评定》[12]确定了对设施和活动的安全评价要求。

¹⁶ 同行评审是由在评价领域具有技术能力和经验的独立专家小组进行的评审。将根据小组成员的综合专门知识作出评判。评审小组的目的、范围和规模与将要进行的评审相适应。评审既不是检查，也不是对照具体标准进行审核。相反，它包括对具有国际公认良好实践的组织所实施的实践进行全面比较，以及交流专家的评判意见。

要求 6：安全委员会

必须设立独立于反应堆管理者的安全委员会（或咨询组），以便就研究堆所有安全问题向营运组织提供咨询。

4.27. 安全委员会（或咨询组）必须就以下事项向营运组织提供咨询：

(1) 设计、调试和运行问题的安全评价，以及 (2) 反应堆安全及其利用安全的相关方面。¹⁷ 安全委员会的成员必须是与研究堆运行和设计有关的各领域的专家。安全委员会必须在研究堆设计开始前充分履行职能。还必须建立要求安全委员会审议、提供咨询或建议批准的项目清单。这种清单除其他外，必须特别包括以下事项：

- (a) 结构、系统和部件的设计，尤其是核燃料元件¹⁸和反应性控制元件的设计和认证；
- (b) 安全文件及其修改；
- (c) 对安全有重要意义的建议的新试验、实验、设备、系统或程序；
- (d) 安全重要物项的建议改造和对安全有影响的实验方面的变更；
- (e) 违反对安全有重要意义的运行限值和条件、许可证以及程序的情况；
- (f) 要求予以报告或已向监管机构报告的事件；
- (g) 研究堆设施运行实绩和安全实绩的定期审查情况；
- (h) 放射性物质向环境日常释放情况报告；
- (i) 对设施工作人员和公众的辐射剂量报告；
- (j) 应向监管机构提出的报告；
- (k) 监管检查报告。

¹⁷ 在一些国家，还另外设立一个安全委员会（或咨询组），以就反应堆的日常运行和利用的安全问题向反应堆管理者提供咨询（见第 7.26 段）。

¹⁸ 核燃料元件系指出于产生中子的目的在研究堆堆芯中使用的含有可裂变和易裂变核材料的元件。足够的设计和安全裕度的建立是为了考虑到尚未得到认证的实验燃料未知行为。

5. 研究堆设施的场址评价

5.1. 研究堆场址评价的主要安全目的是保护公众和环境免受放射性物质的正常释放和事故性释放所产生的放射性后果(见第 NS-R-3(Rev.1)号[5])。为了证明研究堆设施能够在建议的场址上安全运行,必须收集可支持安全分析的足够详细的资料。就潜在危害低的研究堆以及临界和次临界装置而言,所需提供的详细资料的数量可明显低于对中等功率或高功率研究堆的要求(亦见第 1.6 段至 1.9 段)。场址评价结果必须记录在案并充分详细地加以表述,以使监管机构能够进行独立评定。

5.2. 在评价特定研究堆场址的适宜性时,营运组织必须调查和评定可能影响该研究堆安全方面的场址特征和相关的应急安排。评定目的是证明这些场址特征将如何影响该设施的设计准则和运行准则,并证明这些场址特征在对安全和对应急准备和响应的影响方面的充分性。

5.3. 场址评价必须确定场区包括满足主要安全目的(见第 5.1 段)的禁区和监测区的边界,以及处在反应堆管理部门控制下的反应堆及相关设施的精确位置(运行区)¹⁹及其在场区内的法律权利。必须对这些边界范围内与研究堆运行无关的任何活动进行评价,并证明其合理性。

5.4. 在评价研究堆场址的适宜性时,必须考虑以下方面:

- (a) 场址所在地区可能发生的自然或人为外部事件(例如地震事件,火灾或洪水)的影响;
- (b) 可能影响已释放放射性物质向人群转移的场址及其环境的特征;
- (c) 与应急安排相关的场址附近人口密度和人口分布及其他特征,以及评价对个人和人群所致危险的必要性;
- (d) 其它并列运行场址设施如其它研究堆、放射性同位素厂、燃料循环相关设施、辐照后检验设施或非核设施(如化工设施);

¹⁹ 反应堆管理部门由营运组织中被赋予承担指导研究堆设施运行的责任和职权的成员构成。

- (e) 场址上最终热阱的能力（酌情）；
- (f) 在放射性物质大量释入环境的情况下旨在减轻对公众和环境的后果的场内和场外应急计划。

5.5. 如果就这六个方面对场址和运行区包括其可预见的演变所做的评价表明，场址或运行区的缺陷不能通过设计特点、场址保护措施或行政管理程序加以弥补，则该场址必须被视为不适宜。（设计特点和场址保护措施是弥补缺陷的优先手段。）

5.6. 必须在反应堆设计中考虑到外部事件（或事件综合作用）所造成的危害。必须考虑以下情形，即预期运行事件或事故由外部事件和随之产生的内部事件共同造成的情形，以及有必要考虑长期持久性外部事件（如洪水）和事件后长时间恢复期的情形。

5.7. 必须收集潜在设施场址所在地区与重要自然现象及可能超过设计基准事故假定条件的低概率但后果严重事件假想最坏组合的发生和严重性有关的资料和记录，而且必须对其可靠性、准确性和完整性进行认真分析（见第 NS-R-3（Rev.1）号[5]第 2.14 段至第 2.21 段）。

5.8. 在场址评价期间和在反应堆建造工作开始前，必须确认将在反应堆开始运行前酌情提供场外应急安排（见第 GSR Part 7 号[6]和第 NS-R-3（Rev.1）号[5]第 2.26 段至第 2.29 段）。

5.9. 场址评价须考虑的外部事件包括以下内容（见第 NS-R-3（Rev.1）号[5]第 3 部分）。

- (a) 地震、火山和地表断裂；
- (b) 气象事件，包括气象现象和罕见事件如雷击、龙卷风和热带气旋的极端值；
- (c) 洪水泛滥，包括地震或其他地质现象引发的波浪，或水控制结构故障造成的洪水和波浪；
- (d) 土木技术危害，包括场址表面边坡失稳、崩塌、下沉或隆起，以及土壤液化；

(e) 人为外部事件（现在和将来），包括安保相关事件，交通事件如飞机坠毁，以及周边活动事故如化学爆炸。

5.10. 在研究堆整个寿期内必须监测自然和人为危害的特征以及与研究堆相关的人口统计学、气象学和水文学条件，这种监测必须在不迟于开工建造时开始，并一直持续到退役和解除监管控制。

5.11. 必须调查和定期重新评定场址特征方面可能影响研究堆设施安全的变化，如气候、人口或附近设施利用方面的变化。

5.12. 当为处在城市或郊区环境如研究中心或大学校园的现有场址规划一个新的研究堆项目时，必须仔细分析该场址容纳研究堆设施的能力，以确保符合关于现场工作人员和公众辐射风险的条例。

6. 研究堆设施的设计

一般要求

6.1. 研究堆的设计必须实现基本安全目标（见第 2.2 段和第 2.3 段）。本部分中的一般设计要求必须适用于所有类型研究堆的设计。此外，对特定类型反应堆的结构、系统和部件的设计还必须酌情适用一套具体的设计要求。

6.2. 这些设计要求的适用是一个交互的过程，必须在整个设计过程中落实这些要求，同时充分考虑安全分析的结果（见第 6.119 段至第 6.125 段）。

6.3. 安全设计的实现需要反应堆设计者和营运组织之间保持密切的联系。设计者必须安排有序地编写、阐述和向营运组织提交设计文件，以供编写安全分析报告之用。

6.4. 反应堆设施的设计必须不仅考虑反应堆本身，而且还考虑可能影响安全的任何相关设施，如实验装置。此外，反应堆设计还必须考虑反应堆在反应堆寿期各个阶段对相关设施的影响（如在役条件、电磁场和其他干扰源方面的影响）。

6.5. 研究堆设施的设计必须考虑不同运行方式（如按需运行而不是连续运行；以不同的功率水平运行；脉冲运行；按不同的堆芯布置运行；反应堆或装置总体布置变化；和使用不同的核燃料运行）。在安全系统的设计中，必须适当考虑反应堆在不同运行方式下的稳定性。

主要技术要求

要求 7：主要安全功能

研究堆设施的设计必须确保研究堆在设施所有状态下的以下主要安全功能：(1) 反应性控制；(2) 从反应堆和燃料贮存池排热；(3) 密封放射性物质，屏蔽辐射和控制已计划的放射性释放，以及限制事故的放射性释放。

6.6. 必须采取系统性方案来确定实现基本安全功能所需的安全重要物项，以及确定促进或影响实现设施所有状态下的主要安全功能的条件和固有特性。

6.7. 必须提供对反应堆设施状况进行监测的手段，以确保实现设施所有状态下的主要安全功能。

要求 8：辐射防护

研究堆设施的设计必须做到确保：研究堆设施的工作人员和其他人员以及公众所受辐射剂量不超过已确定的剂量限值，其辐射剂量在研究堆设施整个寿期的运行状态下保持在合理可行尽量低的水平，以及其辐射剂量在事故工况下和之后仍低于可接受限值并仍保持在合理可行尽量低的水平。

6.8. 设计必须确保：切实消除设施出现可能导致高辐射剂量或放射性大量释放的状态²⁰，以及很可能出现的设施状态没有或只有轻微的潜在放射后果。²¹

²⁰ 如果某些工况实际不可能出现，或者如果有很大的把握认为这些工况极不可能出现，则出现这些工况的可能性被视为实际上已经消除（即已从今后的考虑中排除）。

²¹ 第 GSR Part 3 号[7]规定了对辐射防护以及设施和活动辐射源安全的要求。

要求 9：设计

研究堆设施的设计必须确保：研究堆设施和安全重要物项具有适当的特性，以确保安全功能可以必要的可靠性得到发挥，研究堆可以在其整个寿期在运行限值和工况范围内安全运行并可以安全退役，并且将对环境的影响减少到最低程度。

6.9. 研究堆设施的设计必须做到确保全部满足对营运组织的要求、对监管机构的要求和相关法律的要求以及适用的国家和国际规范和标准。该设计必须考虑人的能力和局限以及可能影响人力绩效的各种因素。必须提供充足的设计资料，以确保反应堆设施的安全运行、利用、维护和退役，并允许以后能进行改造和进行新的实验。

6.10. 设计必须充分考虑其他研究堆的设计、建造和运行中取得的相关可得经验以及相关研究与发展计划的成果。

6.11. 设计必须充分考虑确定性安全分析和酌情的补充性概率安全分析的结果，以确保充分考虑了预防事故和减轻任何事故一旦发生的后果。

6.12. 设计必须做到确保：使放射性废物的产生和排放量从活度和体积两个方面均保持在实际的最低水平，以及对废物和排放量进行分类。

要求 10：适用纵深防御概念

研究堆的设计必须适用纵深防御概念。纵深防御的各个层级必须尽实际可能相互独立。

6.13. 必须适用纵深防御概念（见第 2.10 段至第 2.14 段），以提供多层级防御，预防可能导致对人类和环境产生有害影响的事故后果，并确保在预防失败的情况下采取适当措施保护人和环境以及减轻后果。

6.14. 设计必须：

(a) 提供阻止放射性物质从反应堆释放的连续可核实的实体屏障；

- (b) 采用保守的设计裕度，且制造和建造必须是高质量的，从而使人相信故障和偏离正常运行情况被减至最少并尽实际可能地防止了事故；
- (c) 规定通过固有和专设设施控制反应堆行为，以便尽可能地使需要启动安全系统的故障和偏离正常运行情况减到最少程度或者予以排除；
- (d) 规定自动启动安全系统，以便可以高置信度控制超出控制系统能力的故障和偏离正常运行情况，并尽量减少操作人员在出现故障或偏离正常运行情况的早期阶段采取行动的必要性；
- (e) 规定通过结构、系统和部件以及程序对超出安全系统能力的故障和偏离正常运行情况的过程进行控制，并尽实际可能限制其后果；
- (f) 提供有效手段来确保实现每项主要安全功能，从而确保这些屏障的有效性和减轻任何故障或偏离正常运行情况的后果。

6.15. 为了确保纵深防御概念得到保持，设计必须尽实际可能地防止：

- (a) 对实体屏障的完整性提出质疑；
- (b) 一道或多道屏障失效；
- (c) 一道屏障因另一道屏障的失效而失效；
- (d) 运行和维护失误导致有害后果的可能性。

6.16. 设计必须尽实际可能地确保第一层级，至多第二层级纵深防御能够防止研究堆运行寿期内可能发生的所有故障或偏离正常运行情况升级到事故工况。

6.17. 纵深防御的各个层级必须尽实际可能相互独立，以避免一个层级的失灵降低其他层级的有效性。特别是，设计扩展工况的安全特性（尤其是用于减轻涉及燃料熔化的事故后果的特性）必须尽实际可能地独立于安全系统。

要求 11：安全与安保以及国家核材料衡算和控制系统之间的接口

必须以统筹兼顾的方式设计和实施研究堆的安全措施、核安保措施和国家核材料衡算和控制系统安排，以避免其相互掣肘。

要求 12：采用分级方案

采用分级方案实施研究堆安全要求必须与设施的潜在危害相当，而且必须基于安全分析和监管要求。

6.18. 采用分级方案实施安全要求不得被视为一种放弃安全要求的手段，也不得损害安全。必须通过安全分析或工程判断来证明对实施要求进行分级的合理性，并对这种分级提供支持。

要求 13：得到证明的工程实践

研究堆的安全重要物项必须按照相关国家和国际规范 and 标准进行设计。

6.19. 安全重要物项必须最好属于已在以往相同的应用中得到证明的设计，否则，必须属于具有高质量和含有已得到认证和测试的技术的物项。

6.20. 必须对被用作安全重要物项设计规则的国家和国际规范 and 标准进行鉴别和作出评价，以确定它们的适用性、适当性和充分性，并须在必要时加以补充或修改，以确保设计的质量与相关的安全功能相适应。

6.21. 必须确定可适用于结构、系统和部件的规范和标准，并且这些规范和标准的使用必须与结构、系统和部件的分类相一致（见第 6.29 段和第 6.32 段）。特别是，如果对不同类型物项（如对管道或对电气系统）采用不同的规范和标准，则必须证明这些规范和标准之间的一致性。

6.22. 对于没有适合的既定规范或标准的结构、系统和部件而言，可适用从具有类似环境和运行要求的类似设备现有的规范或标准导出的方案，或在缺少这类规范和标准时，可适用实验、试验、分析或其组合的结果。采用这种基于结果的方案必须证明是合理的。

6.23. 在引入未经证明的设计或特性的情况下，或在存在偏离成熟的工程实践的情况下，必须根据管理制度建立一个过程，以确保通过适当的支持性研究计划、以实施具体的验收标准进行的性能测试或仔细地研究从相关的其他应用中获得的运行经验来论证安全性。必须尽实际可能在新设计或

新特性或新实践交付使用前对其进行充分试验，并在使用中进行监测，以核实反应堆设施的行为是否已达到预期效果。

6.24. 必须制订适用于运行状态和事故工况的验收标准。特别是，为制订验收标准起见，必须确定在研究堆设计时所考虑的设计基准事故和选定的设计扩展工况。就结构、系统和部件的设计而言，可使用工程设计规则形式的验收标准。这些规则可包括国家或国际上制订的相关规范和标准中的要求。验收标准必须经监管机构审查。

要求 14：对建造作出规定

研究堆设施安全重要物项必须设计得能够按照确保实现设计技术规格和所需安全水平的既定程序进行制造、建造、装配、安装和建立。

6.25. 在有关建造的规定中，必须充分考虑其他类似设施及其有关结构、系统和部件的建造中已经取得的相关经验。在采用其他相关行业的良好实践的情况下，这种实践必须表现出适合于具体的核应用。

6.26. 只有在营运组织核实设计中的主要安全问题已经得到解决以及监管机构给予授权（如建造许可证或改造授权）后，才能开始建造。确保建造符合设计的责任在于营运组织。

要求 15：便利放射性废物管理和退役的特性

在研究堆设施设计阶段，必须特别考虑纳入便利设施放射性废物管理和未来退役的特性。

6.27. 设计必须特别充分考虑：

- (a) 材料的选择，以便尽实际可能将放射性废物量减至最小，并便于去污；
- (b) 可能必要的接近能力和操作手段；
- (c) 处理（即预处理、处理和整备）和贮存运行中所产生的放射性废物所需的设施以及关于研究堆设施退役将产生的放射性废物的管理规定。

6.28. 在任何改造、新利用和实验的设计中也必须考虑这一要求。

一般设计要求

要求 16：结构、系统和部件的安全分级

必须确定所有研究堆设施安全重要物项并根据其安全功能和安全重要性划分等级。

6.29. 对安全重要物项的安全重要性划分等级²²的方法必须主要基于确定性方法，并酌情辅以概率方法（如有），同时适当考虑诸如以下的因素：

- (a) 该物项要执行的安全功能；
- (b) 不能执行安全功能的后果；
- (c) 需要该物项执行某一安全功能的频率；
- (d) 假想始发事件后需要该物项执行某一安全功能的时间或时间段。

6.30. 设计必须做到确保防止安全重要物项之间的任何相互干扰，特别是确保较低安全等级系统中的安全重要物项的任何故障都不会波及到较高安全等级的系统。

6.31. 必须将执行多功能的设备划入与安全重要性最高的功能相一致的安全等级。

6.32. 必须首先确定安全重要结构、系统和部件（包括软件），然后根据其功能和对安全的重要性划分等级。必须说明结构、系统和部件的安全分级依据，并须根据其安全分级适用设计要求。

要求 17：安全重要物项的设计基准

研究堆设施安全重要物项的设计基准必须具体列明涉及相关运行状态、事故工况以及内部和外部危害所致工况的必要能力、可靠性和功能性，以满足研究堆寿期内的具体验收标准。

²² 安全分级反映结构、系统和部件对核安全的重要性，其目的是建立设计要求适用等级。还有按照其它方面（例如，地震或环境鉴定，或结构、系统和部件的质量类别）对结构、系统和部件进行的其它可能的分级或分类。

6.33. 必须系统地证明并以文件记录每个安全重要物项的设计基准。这种文件必须提供营运组织安全运行反应堆所需的资料。

6.34. 在设计过程中，必须考虑反应堆在其运行寿期内预期可能面临的各种挑战。这些挑战包括与反应堆运行寿期各阶段以及与运行状态和事故工况、场址特征和运行方式有关的可预见的情况和事件。

要求 18：假想始发事件

研究堆的设计必须采用系统性方案来确定全系列假想始发事件，以便在设计中预测和考虑到具有潜在严重后果的所有可预见事件和具有较高发生频率的所有可预见事件。

6.35. 为分析起见，必须适当选择假想始发事件（见附录一）。必须表明所选定的系列假想始发事件涵盖可能影响研究堆安全的所有可信事故。

6.36. 必须在工程判断、运行经验反馈和确定性评定的基础上确定假想始发事件，同时在适当和可得情况下辅之以概率方法。

6.37. 假想始发事件必须包括所有运行和停堆状态下反应堆设施结构、系统和部件及实验的所有可预见的故障，以及运行误差和内部与外部危害可能引起的故障。

6.38. 必须对假想始发事件进行分析，以确定为确保实施所要求的安全功能所需的预防措施和防护措施。

6.39. 在任何假想始发事件中，反应堆的预期行为均须做到能够实现以下状况（以重要程度为序）：

- (1) 假想始发事件不会造成显著的安全影响，而只会造成反应堆趋向于通过反应堆固有安全特性实现更加安全和稳定工况的变化。
- (2) 发生假想始发事件后，反应堆将借助非能动安全特性或正在控制这种假想始发事件所必需的状况下连续运行的系统的动作进入安全状态。

(3) 发生假想始发事件后，反应堆将通过启动需投入运行以响应假想始发事件的能动安全重要物项进入安全状态。

(4) 发生假想始发事件后，反应堆将通过遵循规定程序进入安全状态。

6.40. 必须将在反应堆设施总体安全评价和详细分析中用于制订对安全重要物项的性能要求的假想始发事件归入有代表性的事件序列，以确定极端情况并为安全重要物项的设计和运行限值提供基准。

6.41. 必须为从设计中排除根据全系列假想始发事件确定的任何始发事件提供有技术支持的理由。

6.42. 在需要为响应假想始发事件而立即采取可靠行动的情况下，必须在设计中规定用于启动安全系统的自动安全动作，以防止发展成为更严重的反应堆工况。

6.43. 在不需要立即行动以响应假想始发事件的情况下，可允许依靠手动来启动系统或由操纵员采取其他行动。就这类情况而言，发现假想始发事件或事故和采取必要行动之间的时间间隔必须足够长，并必须规定适当的程序（如行政程序、运行程序和应急程序），以确保这些行动的执行。必须对操纵员因设备误操作或对必要恢复过程作出不正确诊断而导致事件序列恶化的可能性作出评定。

6.44. 必须在设计中提供用于监测反应堆状况的适当仪器仪表和供手动操作设备的适当手段，以便利操纵员在发生假想始发事件后采取诊断反应堆状态和使反应堆及时处于长期稳定停堆工况所需的行动。

要求 19：内部危害和外部危害

必须确定研究堆所有可预见的内部危害和外部危害，包括人为事件直接或间接影响研究堆安全的可能性，而且必须评价其单独的和可信组合的影响。在设计设施的布置和确定假想始发事件及所产生的负荷时，必须考虑各种危害，以用于反应堆设施的相关安全重要物项的设计。

6.45. 安全重要物项的设计和布置地点必须充分考虑到对安全的其他影响，以便能够经受住各种危害的影响或根据它们的安全重要性防范危害和防范危害产生的共因故障机制。这也适用于非永久性设备。

内部危害

6.46. 必须对假想始发事件进行分析，以确定所有那些可能影响研究堆设施安全的内部事件。这些事件可能包括设备失效或故障。

6.47. 在研究堆设施的设计中，必须考虑发生诸如以下内部危害的可能性：火灾和爆炸、洪水、产生飞射物、管道甩动、喷射冲击或流体从破损系统或场址上其他装置的泄放。必须采取适当的预防和缓解措施，以确保核安全不受到损害。一些外部事件可能引发内部火灾或水灾或导致飞射物的产生。这类外部和内部事件的组合也必须在设计中酌情予以考虑。

火灾和爆炸

6.48. 安全重要结构、系统和部件的设计和布置地点还必须遵守其他安全要求，以便尽量减少火灾和爆炸的影响。必须对研究堆设施进行火灾危害分析和爆炸危害分析，以确定所需的防火屏障级别以及防火防爆的非能动防护和实体分隔的手段。必须在设计中纳入以下规定：

- (a) 防止火灾和爆炸；
- (b) 探测并迅速扑灭初始火灾，从而限制造成的破坏；
- (c) 防止未灭火灾和火灾引发爆炸的蔓延，从而最大程度地减少其对设施安全带来的影响。发生内部火灾和爆炸不得质疑系列冗余安全系统。

6.49. 消防系统必须能在必要时自动启动。消防系统的设计和布置地点必须确保其使用或破损或误动运行或意外运行不会增加临界危险²³，不会伤害工作人员，不会严重损害安全重要结构、系统和部件的能力，也不会同

²³ 这一方面对临界装置和次临界装置以及干法燃料贮存设施尤为重要，必须将其设计为在消防系统启动后和在消防活动期间处于安全次临界状态。

时影响冗余安全组合，从而使为遵守单一故障准则所采取的措施变得无效（见第 6.76 段至第 6.79 段）。

6.50. 在整个研究堆设施（包括试验和实验）内只要实际可行就必须使用非燃或阻燃及耐热材料，尤其是在反应堆厂房和控制室等场所。能够产生或有助于形成爆炸混合物的易燃气体和液体以及可燃物质必须保持在最低必要的数量，并须贮存在适当的设施中以保持对反应物质的隔离。

6.51. 发生火灾和爆炸不得妨碍主要安全功能的实现以及对设施状况的监测。这些必须通过冗余结构、系统和部件、多元系统、实体分隔和故障安全操作设计的方式加以保持。

外部事件

6.52. 必须确定自然和人为外部事件的设计基准。拟考虑的事件必须包括在场址评价中所确定的事件（见第 5 部分）。

6.53. 必须处理自然外部事件，包括气象事件、水文事件、地质事件和地震事件及其所有可信的组合（见第 6.69 段）。必须处理周边工业和运输路线所致人因外部事件。短期而言，设施的安全不得依赖于电力供应和消防服务之类的场外服务的可获得性。设计必须充分考虑场址特定条件，以确定场外服务需要到位的最大延迟时间。

6.54. 位于地震活跃区域的研究堆设施必须配备地震探测系统，以便在超过规定阈值时启动反应堆自动停堆系统。

6.55. 必须提供特性，以尽最大限度减少包含安全重要物项（包括电力电缆及仪器仪表和控制电缆）的建筑物和任何其它结构之间由于设计中考考虑的外部事件引起的任何相互作用。

6.56. 设计必须做到确保所有安全重要物项能够承受设计中所考虑的外部事件的影响，如若不能，则必须提供诸如非能动屏障等其它特性，以保护反应堆设施和确保实现主要安全功能。

6.57. 设计必须提供充分的裕度，以保护安全重要物项免于遭受其程度比为场址危害评价产生的设计基准所选定的更为严重的外部危害。

要求 20：设计基准事故

必须从假想始发事件中推导出应当在研究堆设计中考虑的一系列事故工况，以便确定研究堆应承受的边界条件，同时又不超出可接受的辐射防护限值。

6.58. 必须利用设计基准事故来确定安全系统和控制设计基准事故工况所需的其它安全重要物项的设计基准，包括性能标准，目的是使反应堆恢复安全状态和减轻任何事故的后果。

6.59. 设计必须做到就设计基准事故工况而言，反应堆关键参数不超出规定设计限值。一个主要目标必须是控制所有设计基准事故，使之在场内和场外均不产生或仅产生轻微的放射后果，并且不需要采取任何场外应急响应行动。

6.60. 在需要采取迅速可靠的行动以应对假想始发事件的情况下，反应堆的设计必须包含能够自动启动必要的安全系统运行的手段。设计必须能够尽实际可能减少对运行人员的要求，特别是在发生设计基准事故期间和之后。

6.61. 必须以保守方式分析设计基准事故。这种方案涉及对安全系统适用单一故障准则（见“要求 25”）、具体规定设计标准及在分析中使用保守假设、模型和输入参数。

6.62. 次临界装置的设计必须包括防止临界的技术规定（见第 6.66 段）。

要求 21：设计限值

必须为所有运行状态和事故工况规定一套与研究堆每一安全重要物项的关键物理参数相一致的研究堆设计限值。

6.63. 必须规定适用于反应堆及其实验装置每一运行状态的设计限值，而且这种设计限值必须与相关国家和国际标准和规范及相关监管要求相一致。

要求 22：设计扩展工况

必须推导出研究堆的一系列设计扩展工况，以便增强研究堆在不造成不可接受的放射后果情况下承受比设计基准事故更严重或涉及更多故障的事故的能力，从而加强研究堆的安全性。必须在工程判断的基础上以及酌情通过利用分级方案、确定性评定和补充概率评定推导出这一系列设计扩展工况。必须使用设计扩展工况来确定将在设计中处理的更多事故假想情况和对制订防止这类事故或在其发生时减轻其后果的实际规定做出规划。

6.64. 必须进行设计扩展工况分析²⁴，以确定潜在放射后果是否会超过被相关当局认为可接受的后果。考虑设计扩展工况的主要技术目标是提供保证，即设施的设计能够防止发生超出所考虑的设计基准事故工况的事故工况，或能够尽量合理可行地减轻其后果。这可能要求针对设计扩展工况增加安全特性，或扩大安全系统维持主要安全功能特别是密封功能的能力²⁵。针对设计扩展工况增加安全特性或扩大安全系统的能力，必须确保对设施中密封大量放射性物质（包括反应堆堆芯恶化导致产生的放射性物质）的事故工况进行控制的能力。

²⁴ 可通过最佳估计方案进行设计扩展工况分析（亦可根据国家的要求，使用更严格的方案）。

²⁵ 密封系指在防止或控制在运行或在事故中放射性物质向环境的释放[8]。密封是在正常运行模式、预期的运行事件、设计基准事故和尽实际可能地在选定设计扩展工况下需要履行的一项基本安全功能。密封功能通常是通过环绕核反应堆主体部分的若干包容放射性物质的屏障来实现。就研究堆而言，反应堆厂房可能是确保密封的最终屏障。可考虑使用其他结构（如全封闭研究堆中的反应堆室）在技术上可行的部位提供密封。对于大型核反应堆的多数设计而言，容纳反应堆的坚固结构是提供密封的最终屏障。这种结构称为安全壳结构或简称安全壳。安全壳也保护反应堆防范外部事件，并提供运行状态和事故工况下的辐射屏蔽。

6.65. 必须利用设计扩展工况来确定安全特性的设计技术规格和防止产生这类工况或在这类工况产生后对其进行控制和减轻其后果所需的所有其他安全重要物项的设计基准。对于现有研究堆，必须进行补充安全再评价，以确定是否需要采取缓解措施或对设施实施改造。

6.66. 对于次临界装置，发生临界的可能性必须足够遥远才能被视为设计扩展工况。为确保次临界，设计必须包括安全规定，如仅使用天然铀或有限数量的易裂变材料，或燃料/慢化剂的固定比率。如果不能作出这类规定，则必须在安全分析的基础上确定和实施减轻后果的措施。

6.67. 开展的分析必须包括确定旨在用于防止或能够防止或减轻在设计扩展工况中所考虑的事件的安全特性。这些特性：

- (a) 必须在尽量实际的情况下独立于在更常见事故中使用的那些特性；
- (b) 必须能够在适当的情况下与设计扩展工况有关的环境条件下尽可能地发挥作用；
- (c) 必须具备与所要求满足的功能相称的可靠性。

6.68. 设计必须做到使发生能够导致早期放射性释放或大规模放射性释放²⁶ 工况的可能性被实际消除。设计必须做到，对于设计扩展工况，时间和适用范围有限的防护措施必须足以保护公众，并必须为采取这类措施提供充足的时间。

事件和故障并发

6.69. 在酌情以概率安全评价作为补充的工程判断和确定性安全评价的结果显示假想始发事件的并发可能导致事故工况的情况下，必须将这类事件的并发视为设计基准事故或将其作为设计扩展工况的一部分纳入设计扩展工况，这主要取决于它们发生的可能性。某些事件可能是其他事件的后果，

²⁶ “早期放射性释放”系指需要采取厂外防护措施但这些措施未必适时产生全面效果的释放。“大规模放射性释放”系指时间和适用范围有限的厂外防护措施不足以保护人员和环境的释放。

如地震后发生的洪水。这种继发效应必须视为原来的假想始发事件的一部分。

要求 23：专设安全设施

必须为研究堆提供专设安全设施，以防止预期运行事件和设计基准事故并在它们发生后减轻其后果。

6.70. 研究堆专设安全设施的实例是应急堆芯冷却系统和密封手段（特别是应急通风系统）。第 6.128 段至第 6.137 段和第 6.164 段至第 6.166 段提出了对这些系统及其辅助设施的具体要求。还必须根据这些要求设计其他专设安全设施，如二次停堆系统或封隔结构等。

6.71. 必须从安全分析角度来确定专设安全设施的必要性和能力。必须确定要求这些系统能够应对的事故，并须提供分析以证明这些系统符合要求。必须提供对专设安全设施适当运行至关重要的系统和子系统。

6.72. 必须详细确定专设安全设施的各种运行模式，包括专设安全设施自动化达到的程度及其手动控制装置确有保证的条件。在设计专设安全设施时，必须考虑以下方面：

- (a) 部件可靠性（包括运行专设安全设施所需的支持和辅助系统可靠性，见“要求 60”）、独立性、冗余性、故障安全特性、多样性和冗余系统的实体分隔、非能动系统优先于能动系统以及冗余安全系统的功能分离；
- (b) 承受假想事故工况（如与辐射水平和辐射分解有关的事故工况）的材料的使用；
- (c) 维护、定期试验和检查的措施（包括可能时在模拟设计基准事故工况下），以核实专设安全设施是否继续起作用或处于准备随时在需要时可靠和有效地执行其功能的状态。

要求 24：安全重要物项的可靠性

研究堆设施安全重要物项的可靠性必须与其安全重要性相称。

6.73. 安全重要物项的设计必须做到确保能够进行设备的验证、采购、安装、调试、运行和维护，使之能够以充分的可靠性和有效性经受物项设计基准中规定的所有工况。

6.74. 在选择设备时，必须考虑误动作和不安全的故障模式。在选择设备过程中，必须优先考虑那种展示出可预测和已揭示的故障模式且所作设计便于对其进行维修或更换的设备。

6.75. 对安全重要物项必须确定研究堆运行的最大不能利用率规定限值，以确保可靠执行安全功能。不能利用率限值必须写入在“运行限值和条件”中。

要求 25：单一故障准则

必须对研究堆设计中所考虑的每个安全组应用单一故障准则。

6.76. 必须把误动作视为将单一故障准则用于某一安全组或安全系统时发生的一种故障模式。

6.77. 设计必须适当考虑非能动部件的故障，除非已在单一故障分析中以非常高的置信度证明该部件的可靠性，即该部件发生故障的可能性非常小并且其功能仍将不受假想始发事件的影响。

6.78. 不能单独测试的多套设备不能被认为是冗余。

6.79. 所采用的冗余度必须反映可能使可靠性降级的未探测故障的可能性。如果没有进行任何测试或没有藉以能够查找故障的检查方法，则必须认为可能的故障无法探测。对于未探测的故障而言，或者必须认为这种故障任何时候都会发生，或者必须适用其他方法如监视参考物项、经确认的计算方法和使用保守安全裕度²⁷。

²⁷ 安全裕度系指安全限值和运行限值之间的差额。有时也表示为这两个限值之比。

要求 26：共因故障

研究堆设施设备的设计必须适当考虑安全重要物项发生共因故障的可能性，以确定必须如何应用多样性、冗余性、实体分隔和功能独立这些概念，从而实现所需的可靠性。

6.80. 在考虑了运行、维护和测试多样性设备的复杂性导致的可能缺点之后，只要实际可行，均须采用多样性原则。

要求 27：安全系统的实体分隔和独立性

必须酌情通过实体分隔、电气隔离、功能独立和通讯（数据传输）独立等手段防止研究堆设施安全系统之间或系统冗余单元之间的相互干扰。

要求 28：故障安全设计

必须酌情将故障安全设计概念纳入研究堆安全重要系统和部件的设计中。

6.81. 安全重要系统和部件的设计必须酌情纳入故障安全行为，以便其故障或某一支持特性的故障不妨碍执行预定的安全功能。

要求 29：安全重要物项的验证

必须对研究堆设施实施验证计划，以核实安全重要物项在其设计寿命期间始终能够在必要时以及在当时发生的主要环境条件下执行预定功能，同时在维护和试验期间适当考虑到反应堆工况。

6.82. 任何可合理预计的和可能由具体运行状态引起的环境条件，均须包括在验证计划中。

6.83. 研究堆安全重要物项验证计划中所考虑的环境条件必须包括设施预期运行事件和设计基准中所预期的周围环境条件的变化。

6.84. 安全重要物项验证计划必须包括考虑环境因素（诸如振动、辐照、湿度或温度条件等）在安全重要物项的预期服务寿期内引起的老化效应。

在安全重要物项受到外部自然事件影响和需要在这种事件中和事件后执行安全功能时，验证计划必须尽实际可能地通过测试、分析或两者的结合重现自然事件施加给安全重要物项的条件。

要求 30：调试设计

研究堆设施的设计必须包括促进反应堆设施包括实验设施的调试过程所需的特性。这些设计特性可以包括规定通过不同特性的过渡堆芯实施运行。

6.85. 必须在设计中考考虑对仅为调试所需的附加设备如过滤器、加注和排放设备及仪器仪表等的安装和拆除作出规定。

要求 31：安全重要物项的校准、测试、维护、维修、更换、检查和监测

研究堆安全重要物项的设计必须使得能够对它们进行所需的校准、测试、维护、维修或更换、检查和监测，以确保它们执行其功能的能力及维持它们在设计基准中规定的所有工况中的完整性。

6.86. 安全重要物项的设计必须做到能够进行适当的功能测试，以确保这些物项将以所要求的可靠性执行安全功能，而且它们的安排必须做到能够在调试前及之后的定期间隔根据其安全重要性酌情对其进行适当的测试和维护。

6.87. 必须考虑的重要因素是减轻检验和检查工作，检验和检查在多大程度上说明了真实情况，以及在检验期间需要维护安全功能的发挥。在可能和适当时，在电力和电子系统中必须安装自检电路。

6.88. 安全重要物项的设计和安排必须做到能够酌情对它们进行适当的检查、测试、维护和更换。反应堆布局必须做到便于进行校准、测试、维护、维修或更换、检查和监测活动，并且这些活动能够根据相关国家和国际规范与标准进行，不使操作人员受到超剂量辐射照射。如果不能充分接触某一部件以实施检验，则在安全分析中必须考虑该部件存在未探测出故障的可能性。

6.89. 必须在反应堆设计中采取措施，以便于安全重要物项的可维护性和更换以及便于进行例行在役检查。

要求 32：应急准备和响应设计

为了应急准备和响应的目的，研究堆设施的设计必须提供：

- (a) 数量充分并带有明确和持久标志的撤离路线，以及可靠的应急照明、通风和安全利用这些撤离路线所必需的其他服务；
- (b) 供在一切假想始发事件后和在事故工况中使用的整个设施范围的有效通讯手段。

6.90. 必须为研究堆设施提供数量充分并有明确和持久标志的安全撤离路线，以及可靠的紧急照明、通风和安全利用这些设施所必不可少的其他建筑物服务。撤离路线必须符合关于辐射分区、消防、工业安全和核安保的相关国家要求（亦见第 9 部分），并须在适用情况下考虑相关国际要求。

6.91. 必须提供适当的警报系统和通讯手段，以便在反应堆设施现场和厂区中的所有人员在紧急情况中都能得到警报和指令。必须始终确保安全所需可靠而多样的通讯手段在反应堆设施²⁸范围内的可用性，同时适当考虑到可能损害其可用性的假想始发事件。

要求 33：退役设计

必须在研究堆及其实验设施的设计中考虑研究堆设施的退役。

6.92. 在研究堆及其实验设施的设计中及其任何改造中，必须考虑退役便利性[11]。为做到这一点，必须考虑以下方面：

- (a) 材料的选择，目的是就退役和放射性废物管理而言将材料活化降至最低，以及便于去污；

²⁸ 包括在辅助控制室（如有）范围内的通讯手段。

- (b) 优化设施的布局和进入路线，以便于大型部件的移动以及活化部件的拆卸和处理（必要时实施远距离拆卸和处理）；
- (c) 放射性废物的处置前管理（即反应堆运行和退役产生的废物的预处理、处理、整备和贮存）。

6.93. 必须保持充分详细的设计要求以及有关场址及其最终设计、建造和改造的资料，例如“基线”放射性特征以及有关设施布局、管道和电缆贯穿件的竣工图纸，以此作为退役的必要资料。

要求 34：辐射防护设计

必须在研究堆设施采取措施，确保运行人员、反应堆使用人员（实验人员）和公众接受的剂量处于规定剂量限值以下和保持在可合理实现的尽量低的水平，并考虑到相关的剂量约束。

6.94. 根据在所有运行状态和事故工况中保护人和环境的基本安全目标（见第 SF-1 号[1]第 2.1.1 段），必须在设计中根据辐射防护计划就放射性物质的屏蔽、通风、过滤和衰变系统（如衰变箱）以及就控制区内外辐射和气载放射性物质的监测仪器作出充分规定。

6.95. 为设计目的确定的剂量值必须留有充分的裕度，以确保将不会超过规定限值。必须将反应堆的屏蔽、通风、过滤和衰变系统及其相关设施设计成能够有利于解决运行实践中以及所有运行状态和设计基准事故中的不确定性。

6.96. 必须认真选择结构材料特别是在堆芯附近使用的结构材料（如堆芯底座、栅板和导向管），以便限制在运行、维护、试验和检查以及退役期间对人员的照射剂量，并发挥这些结构材料的其他功能。在厂内和厂外人员辐射防护的规定方面，必须适当考虑反应堆工艺系统中子活化所产生的放射性核素（例如氮-16、氢-3、氚-41、钠-24 和钴-60）的影响。

6.97. 设计必须包括关于按照材料的放射学、物理学和化学特征对其进行隔离的任何必要规定，以便于对材料的处理以及通过入口控制保护设施中的工作人员和其他人员以及公众。这必须通过在设施范围内（在监督区和

控制区内，见第 GSR Part 3 号[7]“要求 24”）建立按危险可能性分类的区域加以实现。必须明确地划定和指定这类区域。必须对这些区域的表面进行适当设计，以便于它们的去污。

6.98. 设计必须包括不仅是反应堆而且实验装置和相关设施（例如射束管、粒子导向装置或中子射线照相法或硼中子捕集疗法用设施）都需要的屏蔽，并且必须就安装与反应堆和其他辐射源进一步利用有关的必要屏蔽作出规定。必须适当考虑与射束管和其他实验装置使用有关的危险评定和屏蔽安排。

6.99. 必须采取措施控制放射性物质在设施的释放以及防止放射性废物在设施的弥散和污染。必须规定在运行状态和事故工况中使用带有适当过滤器的通风系统。

6.100. 必须利用在研究堆及其实验装置和设施的设计和布局方面的适当规定来优化防护和安全，以便限制所有来源产生的照射和污染。这种规定必须包括关于结构、系统和部件的适当设计，以便通过提供对直接辐射和散射辐射的屏蔽，限制在维护、试验和检查期间的照射，并提供监测和控制进入反应堆及其实验装置和设施的手段。

6.101. 在设计中必须就研究堆设施所产生的放射性废物的安全处理作出规定。必须就为工作人员和设备提供适当的去污设施以及就去污活动所产生的放射性废物的处理作出规定。

6.102. 必须将须经常进行维护或手动操作的设备放置在低剂量率区域，以减少对设施中工作人员和其他人员的照射。

要求 35：确保操纵员最优绩效的设计

必须在研究堆设施包括其实验设施设计过程的初期就对人为因素包括人-机接口进行系统性考虑，并须在整个设计过程中持续进行这种考虑。

6.103. 在设计中必须考虑确保在需要依靠行政控制和行政程序时，这类控制是可行的，而且相关程序是适用的。

6.104. 在主控室以及反应堆系统的设计中，必须考虑人为因素和适用人机工程学原则。

6.105. 人-机接口的设计必须做到能够根据需要作出决定和采取行动的时间为操纵员提供全面而易于管理的信息。操纵员作出行动决定所需的资料必须以简洁明了的方式提供，并必须使得能够：

- (a) 评定研究堆设施在任何工况下的总体状态；
- (b) 在与研究堆设施系统和设备相关的规定参数限值（运行限值和条件）范围内运行设施；
- (c) 确认启动安全系统所需的安全动作能够在需要时自动启动，并且相关系统能够发挥预定作用；
- (d) 确定手动启动规定安全动作的必要性和时间。

6.106. 关于信息可视显示以及仪器仪表和报警器，设计必须能够在仅有的时间限制、预期的自然环境条件以及对操纵员可能的心理压力下促进操纵员的动作取得成功。

6.107. 设计必须有助于运行人员执行任务，而且必须限制操作失误对安全造成的影响。在设计过程中必须适当考虑设施和设备布局及有关程序，包括维护和检查程序，以及有助于运行人员对研究堆所有状态下的反应堆结构、系统和部件采取干预措施的程序。

要求 36：安全利用和改造的规定

研究堆设施的设计必须包括研究堆安全利用和改造的规定。

6.108. 研究堆具有运行上的灵活性，并且它们可能处于各种不同状态。在设计中必须审慎地考虑研究堆的利用和改造问题，以确保任何时候都掌握研究堆的配置情况。尤其是必须考虑实验设备，因为：

- (a) 实验设备如发生故障会直接造成危害。
- (b) 实验设备会影响反应堆安全运行而间接造成危害。

(c) 实验设备会因其后续故障以及这种故障对事件序列的影响而增加始发事件所造成的危害。

6.109. 对可能具有重要安全意义的反应堆或实验所建议的每项改造，都必须按照该反应堆本身所适用的相同原则来设计（见第 7.100 段至第 7.101 段）。特别是所有实验装置必须在所用材料、结构完整性和辐射防护规定方面完全匹配。在所有实验装置的设计中都必须考虑放射性存量以及能量的产生和释放。

6.110. 研究堆和实验装置的改造设计必须做到使反应堆的密封和屏蔽手段得以保留。必须将实验装置的保护系统设计成既能保护装置又能保护反应堆。必须为具有重大安全意义的实验和改造制订正式的调试计划。

6.111. 在设计中必须考虑与反应堆的预期利用有关的要求，包括对功率稳定性的要求。设计必须做到：反应堆及其相关系统对包括预计运行事件在内的各种事件的响应将允许其安全运行。

要求 37：老化管理设计

必须确定研究堆设施安全重要物项的设计寿命。在设计中必须提供适当的裕度，以便适当考虑中子脆化和磨损等相关老化机理以及与堆龄有关的降质可能性，从而确保安全重要物项在其整个设计寿命期间在需要时在运行状态和事故工况下执行其必要安全功能的能力。必须考虑所利用技术的寿期和该技术可能过时。

6.112. 研究堆的设计必须适当考虑物理老化，即所有运行状态中归因于某一部件的老化和磨损以及过时效应，这些状态包括试验、维护和假想始发事件中的运行状态和发生假想始发事件后的运行状态。

6.113. 必须制订包括检查和定期测试材料的老化管理计划，并且在每隔适当时间审查设计的充分性时必须利用该计划所获得的结果。

6.114. 设计必须包括就必要的监测、试验、取样和检查作出规定，以便探测、评定、预防和缓解老化效应。研究堆设施的老化管理必须包括老旧结构、系统和部件的管理以及备件的管理。

要求 38：对长时间停堆作出规定

在研究堆设施的设计中，必须考虑确保设施在长时间停堆期间的安全。

6.115. 必须在设计中规定满足长时间停堆期间所产生的需要，如保持核燃料、冷却剂或慢化剂和覆盖气体的状况的需要，适当保存结构、系统和部件的需要，以及维护、定期测试和检查相关结构、系统和部件的需要。必须考虑可能影响反应堆重新启动的反射层材料的长寿命中子中毒。

要求 39：防止未经授权接触或擅自使用安全重要物项

必须防止未经授权接触或擅自使用研究堆设施安全重要物项，包括计算机硬件和软件。

6.116. 必须在设计中规定对运行人员和反应堆用户包括应急工作人员和车辆接触反应堆设施和（或）设备进行控制，并特别考虑防止人员和货物未经授权进入场址或场址上的建筑物，以防止盗窃或擅自转移核材料和防止蓄意破坏（亦见第 9 部分）。

要求 40：防止安全重要系统之间的破坏性或不良相互作用

必须评价研究堆设施上可能需要同时运行的安全重要系统出现破坏性或不良相互作用的可能性，而且必须防止任何破坏性或不良相互作用。

6.117. 在分析安全重要系统发生破坏性或不良相互作用的可能性时，必须适当考虑实体的相互连通以及一个系统的运行、伪操作或故障对其他系统的局部环境条件的可能影响，以确保环境条件的变化不影响系统或部件发挥预定功能的可靠性。

6.118. 如果含有流体的两个安全重要系统相互连通并在不同的压力下运行，则要么必须使这两个系统的设计都能承受较高压力，要么必须采取措施，防止在较低压力下运行的系统超过设计压力。

要求 41：对设计的安全分析

必须对研究堆设施的设计进行安全分析，在这种分析中，必须采用确定性分析方法，并酌情采用补充性的概率分析方法，以便能够评价和评定设施各种状态中的安全挑战。

6.119. 必须对研究堆的设计进行安全分析。安全分析必须包括设施对可能导致预期运行事件或事故工况的一系列假想始发事件（例如设备和实验装置故障或失效、操纵员失误或内外部事件）的响应（亦见第 GSR Part 4 (Rev.1) 号[12]）。这种分析必须用于：

- (a) 作为安全重要物项的设计基准；
- (b) 选择反应堆运行限值和条件；
- (c) 制订操作规程、检查和定期测试计划、保存记录的实践、维护安排、改造建议和应急规划。

6.120. 安全分析必须提供关于已经在设计中实施了纵深防御并对不确定性作了足够考虑的保证。

6.121. 安全分析的范围必须包括：

- (a) 适当的假想始发事件的特征；
- (b) 分析事件序列和评价假想始发事件的后果；
- (c) 对分析结果与放射学验收标准和设计限值进行比较；
- (d) 证明可以通过安全系统的自动响应与规定的操纵员的行动相结合来管理预期运行事件和设计基准事故；
- (e) 设计扩展工况及其如何处理的规范；
- (f) 确定正常运行时的运行限值和条件；
- (g) 分析安全系统和专设安全设施以及设计扩展工况安全特性；
- (h) 分析密封手段。

6.122. 对于每一假想始发事件，在安全分析中必须考虑以下方面的定性和定量资料：

- (a) 所采用的输入参数、初始条件、边界条件、假设、模型、不确定因素和程序；
- (b) 事件序列和反应堆系统的性能；
- (c) 对单一故障模式和共因故障的敏感性；
- (d) 对人为因素的敏感性；
- (e) 瞬态分析；
- (f) 破损情况的确认；
- (g) 源项的衍生；
- (h) 放射后果评价。

6.123. 对所考虑的每一事故序列，必须说明在事故工况下运行的对安全系统和任何可操作工艺系统的需要程度。通常采用确定性技术方法对这些事件进行评价。概率论技术方法可用于补充这种评价。这些补充分析的结果必须为安全系统的设计及其功能的确定提供输入。

6.124. 在适用情况下，安全分析必须包括就实验装置本身的安全方面以及它们对反应堆的影响进行考虑。

6.125. 必须更新和核实研究堆设计中所用的分析方法、分析假设和保守程度对竣工设施的适用性。

具体设计要求

建筑物和结构

要求 42：建筑物和结构

必须将研究堆设施的安全重要建筑物和结构设计成能将场内和场外的辐射水平和放射性释放保持在合理可行尽量低的水平，并且低于对所有运行状态、对设计基准事故以及尽实际可能地对设计扩展工况的规定限值。

6.126. 必须设计适合于所有运行状态、适合于设计基准事故以及尽实际可能地适合于设计扩展工况的安全重要建筑物和结构。

6.127. 必须根据对反应堆及其利用情况的安全分析，确定所需的反应堆建筑物或包含放射性物质的其他建筑物和结构的密封性，并确定有关通风系统的要求。

要求 43：密封手段

必须为研究堆提供密封手段，以确保或促进执行以下安全功能：(1) 在运行状态和事故工况下密封放射性物质；(2) 保护反应堆免于外部自然事件和人为事件的影响；(3) 在运行状态和事故工况下屏蔽辐射。

6.128. 密封（见脚注 25）手段必须设计成能够确保在涉及核燃料、堆芯部件或实验装置破损的事故后能使放射性物质（裂变产物和活化产物）的释放不超过可接受的限值。密封手段可包括环绕研究堆主体部分的包容放射性物质的实体屏障。这类屏障必须设计成能够防止运行状态下放射性物质的无计划释放，或一旦释放时减轻其在设计基准事故下以及尽实际可能地在设计扩展工况下的后果。用于密封的屏障通常由反应堆厂房以及其他物项构成。其他物项可以是收集和包容溢出物的集水坑和贮罐、通常安装有过滤器的应急通风系统、屏障贯穿件的隔离装置以及通常位于高处的释放点。

6.129. 为使密封手段能够正常执行功能，必须将屏障内的压力设定在能够防止放射性物质通过屏障向环境无控制释放的水平。在设定压力时，必须考虑大气条件（如风速和气压）的变化。

6.130. 在设计密封手段时，必须考虑极端情况（如屏障内有压力波或发生爆炸）和事故所致环境状况包括附录一中所列相关外部和内部事件引发的情况（如火灾情况和局部压力的相应增加）的影响。

6.131. 屏障必须设计成具有适当裕度，能承受设计基准事故工况下预期的最高计算压力和温度负荷。

6.132. 必须通过考虑设计基准事故工况下源项以及过滤程度、释放点、环境状况和压力及温度等其他参数来确定在事故工况下的释放率和相关后果。

6.133. 在发生事故（包括可能产生压力增加的事故）的情况下，必须通过适当的工程特性对屏障泄漏进行控制，以防止放射性物质向环境的释放超过可接受的限值。

6.134. 在设计中必须包括能够进行初始和定期性能测试以检查漏气率和能够监测通风系统运行性能的措施。

6.135. 在密封取决于过滤器效率的情况下，设计必须包括酌情提供对过滤器的效率进行现场定期测试的措施。

6.136. 对于执行密封功能的结构和部件，覆盖层和涂层必须做到确保其安全功能得到发挥，并且一旦覆盖层和涂层质量退化尽量减少对其他安全功能的干扰。

6.137. 对于具有与其有关的较大潜在危害的研究堆而言，密封结构必须确保：在设计基准事故工况下，将放射性物质的任何释放保持在规定限值之下；而在设计扩展工况下，将放射性物质的任何释放保持在可接受限值之下。

反应堆堆芯和相关特性

要求 44：堆芯和燃料设计

研究堆堆芯部件以及研究堆燃料元件和燃料组件必须设计得能够维持其结构完整性，并能令人满意地承受处于所有运行状态下和处于设计基准事故工况下反应堆堆芯的各种情况。

6.138. 在设计和鉴定燃料元件和组件、反射层和其他堆芯部件时，必须考虑与反应堆作为一个整体有关的适当中子学、热工水力学、机械、材料、化学和辐射相关考虑因素。

6.139. 必须进行分析，以表明预定的辐射条件和限值（如裂变密度、寿期终止时的裂变物总量、中子注量等）是可接受的，并且不会导致燃料元件产生不适当形变或肿胀。必须对预期可能的形变上限进行评价。这些分析必须得到来自实验和辐照经验方面数据的支持。在设计燃料元件时，必须考虑与辐照元件的长期管理有关的要求，其中可能包括后处理或处置前的整備。

6.140. 在设计堆芯时，必须考虑所有可预见的堆芯布置，酌情包括初始堆芯布置，直至平衡堆芯布置。还必须考虑所插入的实验装置或材料在辐照下的效应。就次临界装置而言，这包括关于所有这些配置都是有合理裕度的次临界的保证。

6.141. 必须将堆芯（即燃料元件、反射层、冷却槽几何形状、辐照装置和结构件）设计成能够在所有运行状态下保持相关参数低于预定限值。设计中必须考虑监测燃料实际状况和完整性的措施。设计必须确保燃料元件或堆芯部件无法意外移动（如由于流动而向上冲击）。

6.142. 堆芯（包括燃料元件、反应性控制机构²⁹和实验装置）必须设计并建造成能够不超过对所有运行状态确定的最大允许设计限值。必须在设定这些限值时纳入适当的裕度，包括不确定性裕度和工程容限。

6.143. 堆芯必须设计成能够在所有运行状态和事故工况下以适当的裕度停堆、冷却³⁰并保持次临界状态。必须根据选定设计扩展工况评定堆芯终态。

6.144. 在可能情况下，堆芯设计必须利用固有安全特征，以尽量减少由于瞬态和不稳定性所产生的事故工况的后果。

6.145. 次临界装置堆芯的设计和建造必须确保任何堆芯配置（燃料、反射层和中子源（如有））、温度、慢化和反射情况下都不可能达到临界。

²⁹ 反应性控制机构系指各种用于控制反应性的装置，包括调节棒、控制棒、停堆棒或叶片以及用于控制慢化剂液位或反射的装置。

³⁰ 冷却要求可能并不适用于某些类型的临界装置和次临界装置。

要求 45：对反应性控制作出规定

研究堆的设计必须提供适当的反应性控制手段。

6.146. 设计中必须证明，反应性控制系统将在反应堆的所有运行状态下有效运行，而且该系统还将在所有设计基准事故包括控制系统本身失效情况下保持其停堆能力。

6.147. 必须在反应性控制器具中提供充分的负反应性，以便在所有运行状态和事故工况下能够使反应堆处于次临界状态并保持这种状态，同时须考虑具有最大正反应性贡献的实验安排。在设计反应性控制器具时，必须考虑磨损和辐照效应，如损耗、毒物集聚和衰变、物理性质变化和气体产生等。这一要求可能不适用于一些次临界装置，但对任何配置都必须证明次临界的合理性（见第 6.145 段）。

6.148. 必须对反应性控制系统或实验所允许的正反应性最大增率作出规定，并须将其限制在安全分析报告中证明合理并写入运行限值和条件的数值。

6.149. 如果次临界装置在任何工况下（甚至在最大反应性情况下）都保持次临界，则不需要反应性控制器具。

要求 46：停堆系统

必须提供适合于研究堆的手段，以确保有能力使处于运行状态和事故工况下的反应堆停堆，并确保即使堆芯处于反应性最大的工况下也能有裕度地长时间保持停堆状态。

6.150. 必须在设计中包括至少一个自动停堆系统。³¹ 可能有必要提供第二套独立停堆系统，这要视反应堆的特征而定，对此，必须在设计中给予适当考虑。

³¹ 次临界装置可以通过撤出中子源的方式“停堆”。

6.151. 反应堆停堆系统的有效性、动作速度和停堆裕度³²必须做到使安全分析报告中规定的条件和燃料设计限值得到满足。

6.152. 停堆系统的任何单一故障均不得妨碍该系统在需要时执行其安全功能。

6.153. 必须提供启动反应堆紧急手动停堆的能力。还必须提供这种反应堆手动停堆信号作为对反应堆保护系统的一项输入。这种反应堆手动停堆必须能够直接将反应堆停堆。必须考虑提供从主控室以外的场所（例如从反应堆运行区或辅控室）启动反应堆紧急手动停堆的能力。

6.154. 必须提供仪器仪表并须进行测试，以确保停堆手段处于对给定反应堆工况规定的状态。

6.155. 设计中必须证明，反应性停堆系统将在反应堆的所有运行状态下有效运行，并将在事故工况包括控制系统本身失效情况下保持其停堆能力。

要求 47：冷却剂系统和相关系统的设计

研究堆冷却剂系统必须设计和建造成能够为堆芯提供充分的冷却。

6.156. 含有反应堆冷却剂的系统必须设计成能够便于进行役前和在役测试和检查，以探测到可能发生的泄漏、裂纹和脆性断裂。³³必须在设计中对确保故障缓慢蔓延的材料特征给予考虑。

6.157. 在设计水冷反应堆时，必须特别注意防止堆芯露出。

6.158. 凡没有设计一次冷却系统用于在停堆后对堆芯进行冷却的，必须提供一个可靠的单独系统用于排出余热。

³² 停堆裕度系指在从堆芯移出最大反应性价值控制棒和所有在运行期间可改变位置或修改的实验处于其最大反应性条件时，除保持反应堆无限期处于次临界状态所需的负反应性之外而提供的负反应性。

³³ 一些次临界装置和临界装置不需要冷却系统。

6.159. 对于将挡板³⁴或等效系统用于从强制循环冷却向自然循环冷却过渡或者以自然循环冷却运行而且这种模式为安全系统一部分（或被认为是一种专设安全设施）的反应堆系统而言，必须适用单一故障准则。必须提供仪器仪表，以验证其功能，并提供信号给反应堆保护系统。

6.160. 如果在不同压力下工作的两个冷却剂系统相互连接，则适用第 6.118 段的要求。

6.161. 在设计中必须采取措施控制处于任何设施运行状态下的反应堆冷却剂的装量、温度和压力，同时适当考虑到体积变化和泄漏情况。

6.162. 在设计中必须采取措施监测和控制反应堆冷却剂（如 pH 值和水传导率）和（或）慢化剂的性质，并去除冷却剂中的放射性物质，包括活化腐蚀产物和裂变产物。尽管次临界装置可能不需要冷却散热系统，但必须对这种装置中含有的液体适用这样的措施，以保护燃料元件以及结构、系统和部件，并避免放射性释放。

6.163. 必须提供设计特性（如泄漏检测系统、适当的互连和隔离能力）及适当的冗余性和多样性，以便在每个假想始发事件中都以充分的可靠性满足第 6.73 段至第 6.81 段的要求。这种措施也适用于次临界装置。

要求 48：堆芯应急冷却

必须按要求为研究堆提供堆芯应急冷却系统，以防止在冷却剂丧失事故情况下燃料破损。

6.164. 堆芯应急冷却系统必须能够在设计基准中规定的事故范围内防止燃料显著破损（即在设计基准事故下，必须将燃料破损和放射性物质的释放保持在规定的限值范围内）。³⁵ 必须考虑在选定设计扩展工况下采用冷却堆芯的专门程序。

³⁴ 挡板是一个非能动阀，这种阀在水流（压力）低于设定值开启以允许在失去强制流动时形成自然循环。

³⁵ 临界装置和次临界装置可能不需要堆芯应急冷却系统。

6.165. 就设计基准事故而言，堆芯应急冷却必须设计成在系统出现任何单一故障时都能执行其预定功能。

6.166. 堆芯应急冷却系统必须设计成能够允许对部件进行定期检查，并须设计成能够定期进行适当的功能测试以核实现能。

仪器仪表和控制系统

要求 49：提供仪器仪表和控制系统

必须为研究堆设施提供仪器仪表和控制系统，用于监测可能影响主要安全功能性能的所有主要变量的值及其安全可靠运行所需主要过程变量的值，用于确定处于事故工况下设施的状态，以及用于做出事故管理决定。必须在设施提供适当而可靠的控制系统，以便将相关过程变量维持和限制在规定的运行范围之内。

6.167. 必须为反应堆提供足够的仪器仪表和记录手段，以监测反应堆的重要参数以及处于所有设施状态下的反应堆基本设备（包括中子源的位置）和相关实验装置的状况。必须评定并在应急安排中考虑这种仪器仪表和控制系统在紧急情况下的预期响应（见第 GSR Part 7 号[6]）。

6.168. 反应堆必须酌情具备适当的人工控制和自动控制装置，以使各种参数保持在规定的运行范围内。

6.169. 在仪器仪表与控制系统的设计中，必须酌情就启动中子源以及适合于需要启动中子源之工况的专用启动仪器仪表作出规定。对于长期关闭后的调试和启动必须满足这项要求。

6.170. 必须酌情提供音频和视频警报系统，以便及早显示可能影响反应堆安全的反应堆运行工况的变化。

6.171. 一般必须禁止反应堆仪器仪表和控制系统与实验装置控制系统之间的互连。只有在为反应堆安全运行而强制进行互联以控制实验装置的具体参数的情况下，才允许出现例外。

要求 50：反应堆保护系统

必须为反应堆提供保护系统，以启动自动操作来驱动达到和维持安全状态所需的安全系统。

6.172. 反应堆保护系统必须独立于其他系统，而且必须能够取消控制系统的不安全动作。

6.173. 反应堆保护系统必须能够对全系列假想始发事件自动启动所需的安全动作来驱动达到安全状态所需的安全系统。

6.174. 反应堆保护系统必须以下述方式设计，即一旦一连串保护性动作通过反应堆保护系统自动启动，它们就会继续进行到底，而且在反应堆保护系统启动后的短时间内将没有必要进行任何手动操作。反应堆保护系统的这种自动动作不得自行复位，恢复正常运行必须要求操纵员采取谨慎的行动。

6.175. 必须认真评价旁通反应堆保护系统联锁装置和脱扣装置从而导致旁通某个安全功能的可能性并证明其合理性。必须将防止安全重要联锁装置和脱扣装置在不经意间被旁通的适当手段纳入反应堆保护系统。

6.176. 反应堆保护系统的设计必须做到任何单一故障都不能导致自动保护性动作失灵。

6.177. 反应堆保护功能必须设计成能使反应堆即便在反应堆保护系统遭受可信的共因故障的情况下也能处于并保持在安全状态。

6.178. 反应堆保护系统必须设计成能对其功能进行定期测试。

6.179. 必须在设计中确保能够确定设定值，其裕度介于起始值和安全限值之间，以便反应堆保护系统启动的动作能够在安全限值达到之前对过程进行控制。确定这种裕度要考虑的一些因素有：

- (a) 仪器仪表的精度；
- (b) 校准方面的不确定性；

- (c) 仪表漂移；
- (d) 仪表和系统响应时间。

6.180. 如打算将基于计算机的系统用于反应堆保护系统，除第 6.176 段的要求外，还必须适用以下要求：

- (a) 必须使用高质量硬件和软件以及经过证明的设计。
- (b) 包括设计的控制、设计的测试和系统的调试在内的整个发展过程必须系统地形成文件，并且可审查。
- (c) 为了确认基于计算机的系统的可靠性，必须由独立于设计者和供应商的专家进行系统的、完整记录的并经过审查的评定。
- (d) 必须提供保护，防止系统运行意外中断或受到蓄意干扰。

6.181. 如果无法以高置信度证明打算用于反应堆保护系统的基于计算机的系统具有必要的高可靠性，必须提供可确保执行保护功能的不同手段。

要求 51：仪器仪表和控制系统的可靠性和可测试性

研究堆安全重要物项的仪器仪表和控制系统必须设计得具有与拟执行的安全功能相称的高度功能可靠性和可定期测试性。

6.182. 实现所要求的可靠性水平必须借助于一项在该系统开发的每个阶段使用各种补充手段包括有效的分析和测试办法的全面战略和一项用以证实该系统的设计要求已经得到满足的验证战略。在可靠性分析中必须考虑所需设备的使用和贮存条件以及可能的环境因素（如湿度、极端温度和电磁场）的影响。

6.183. 必须尽可能实际地使用可测试性（必要时包括自检能力）、故障安全特性、功能多样性以及部件设计和运行概念多样性等设计技术，以防止某个安全功能的丧失。

要求 52：在安全重要系统中使用基于计算机的系统

如果研究堆的某个安全重要系统依赖于基于计算机的设备，则必须发展并在该系统的整个寿期内特别是在整个软件开发周期内执行适当的计算机硬件和软件开发和测试标准和实践。整个开发工作必须受综合管理系统的支配。

6.184. 对于安全系统和安全重要系统中基于计算机的设备而言：

- (a) 必须根据系统的安全重要性采用高质量的硬件和软件并利用最佳实践。
- (b) 包括设计变更的控制、测试和调试在内的整个开发过程必须考虑基于计算机的系统的寿期所有阶段，必须系统地形成文件，并且必须是可审查的。
- (c) 必须由独立于设计团队和供应商团队的专家对设备进行评定，以提供关于设备高度可靠性的保证。
- (d) 如果无法以高置信度证明设备具有必要的高可靠性，必须提供确保能执行安全功能的不同手段（亦见第 6.181 段）。
- (e) 必须考虑到源自软件的共因故障。
- (f) 必须提供保护，防止系统运行意外中断或受到蓄意干扰（基于计算机的系统和安全重要通信和网络系统，包括反应堆保护系统，都必须受到充分保护，以防止网络攻击，直至并包括设计基准威胁[13]）。
- (g) 必须对软件系统进行适当的核实和验证及测试。

要求 53：主控室

必须在研究堆设施设立一个主控室，以便能够在所有运行状态下从主控室以自动或手动方式安全运行设施，以及能够从主控室采取措施使研究堆保持安全状态或在发生预期运行事件和事故工况后使之返回到安全状态。

6.185. 必须采取适当措施和提供充分的信息，以保护主控室内的人员在一段较长时间内免于事故工况所致高辐射水平、放射性物质释放、火灾、或爆炸性气体或有毒气体等危害。关于对主控室与辅控室和应急中心之间通讯手段的要求，亦见第 6.91 段。

6.186. 必须特别注意查明主控室内部和外部可能危及主控室持续运行的事件，设计必须提供实际可行的措施，以便将这类事件的后果降至最低。设计必须规定在发生主控室人员必须撤离的事件情况下的撤离路线。

6.187. 主控室的设计必须提供充分的裕度，以防范比为设计基准所选定的更为严重的自然危害。

要求 54：辅控室

必须在设计中考虑为研究堆设施提供一个与主控制室分开并具有独立功能的辅控室。

6.188. 在辅控室（有时被称为遥控停堆控制盘）提供的手段必须足以用于在紧急情况下执行主要安全功能（停堆、冷却、密封和设施状态监视）。辅控室必须备有关于设施及其周围环境的重要参数和放射学状况的资料。必须将为此目的设计的系统视为安全重要物项。临界装置和次临界装置可能不需要辅控室。在这种情况下，必须在综合分析的基础上证明决定的合理性。

要求 55：场址上的应急响应设施

研究堆设施必须包括必要的场址上的应急响应设施。研究堆设施的设计必须做到使工作人员能够执行在事故以及始发事件所致工况下管理紧急情况的任务。

6.189. 必须向相关应急响应设施³⁶提供关于反应堆设施和场址上重要反应堆参数和放射学状况的资料和来自监测系统和实验室设施的将用于确定启

³⁶ 第 GSR Part 7 号[6]对应急响应设施和场所做了论述。就研究堆而言，应急响应设施（与主控室和辅控室相分离）酌情包括应急中心、技术支持中心和运行支持中心。

动应急措施所需的资料，以及将用于持续评定的资料。各应急响应设施必须具备与设施主控室、辅控室和其他重要场所以及与场内和场外的应急响应组织进行通讯的手段。

电力供应

要求 56：供电系统

研究堆设施的设计必须包括可靠的正常供电系统，并须考虑可靠的应急供电系统。

6.190. 必须提供正常运行状态和事故工况下基本安全功能所需的可靠电力供应。

6.191. 设计必须考虑提供不间断电源用于需要持续供电的安全系统，如反应堆保护系统和辐射监测系统。

6.192. 在应急供电的设计基准中，必须适当考虑假想始发事件和将执行的相关安全功能，以便确定对所需供电能力、供电可用性和供电持续时间以及供电容量和供电持续性的要求。

要求 57：辐射防护系统

必须在研究堆设施提供确保在运行状态和事故工况下进行充分的辐射监测的设备。

6.193. 辐射防护系统的设计必须包括：

- (a) 固定式剂量率计：用于监测运行人员日常接触的场合和在运行状态下辐射水平的变化使得仅能允许在某些规定时段内接触的场合（如射束管部位以及次临界设施中子源所在的部位）的局部辐射剂量率。
- (b) 固定式剂量率计：用于显示设施适当场所在预期运行事件和事故工况下的综合辐射水平。固定式剂量率计必须在主控室或运行人员能够在必要时采取防护行动和纠正行动的适当控制部位给出充分的信息。

- (c) 监测器：用于在工作人员经常活动的区域（包括实验区）以及预计气载活度水平可能达到需要采取防护措施的区域测量大气中放射性物质的活度。
- (d) 固定式设备和实验室：用于及时测定运行状态和事故工况下流体工艺系统中以及采自研究堆设施或环境的气体和液体样品中选定放射性核素的浓度。
- (e) 固定式设备：用于在向环境排放排出流之前或期间对其进行监测和控制。
- (f) 装置：用于测量放射性表面污染。
- (g) 装置和设备：用于测量工作人员所受剂量和污染。
- (h) 辐射监测：在大门和设施的其他入口进行，以检测未经许可转移的放射性物质或意外污染。

6.194. 除在设施内进行监测外，必要时还必须就评定设施附近的照射量和其他放射性影响作出安排。

要求 58：燃料和堆芯部件的装卸和贮存系统

研究堆设施的设计必须包括有关安全装卸和贮存新的和辐照的燃料和堆芯部件的规定。

6.195. 设计必须包括有关安全贮存足够数量的乏燃料元件和辐照堆芯部件的规定。这些规定必须与堆芯管理计划和燃料元件与堆芯部件拆除或更换计划相一致。

6.196. 设计必须包括关于任何时候安全地从堆芯卸出所有燃料的规定。

6.197. 适当时，必须在设计中考考虑辐照的燃料和堆芯部件延期贮存的影响。

6.198. 装卸和贮存系统必须设计成能够完成下述功能：

- (a) 能够通过适当的裕度，利用物理手段，例如利用适当的几何形状和固定的吸收体防止临界；

- (b) 允许进行定期检查和测试；
- (c) 能够最大程度地减少燃料损失或破损的可能性；
- (d) 能够防止重物意外坠落在燃料上；
- (e) 允许适当贮存疑似破损或已经破损的燃料元件；
- (f) 能够提供辐射防护；
- (g) 能够提供控制贮存介质的化学性质和活性的手段；
- (h) 能够防止燃料元件出现不可接受的应力水平；
- (i) 能够确定和跟踪单个燃料元件和组件。

6.199. 必须将辐照燃料的装卸和贮存系统设计成能够在运行状态下和事故工况下充分排热和屏蔽热。

6.200. 临界组件和次临界组件不大可能包括乏燃料或被显著辐照的燃料，因此，与乏燃料或被显著辐照的燃料装卸和贮存有关的要求可能不适用。但第 6.195 段至第 6.198 段确定的其他要求则适用。

要求 59：放射性废物系统

研究堆设施及其相关实验设施的设计必须包括加强废物管理安全和最大程度减少放射性废物产生的规定。必须提供用于处理固态、液态和气态放射性废物的系统，以使放射性释放的数量和浓度保持在合理可行尽量低的水平，并低于管理排放限值。

6.201. 必须在设计中考虑和根据需要提供适当的手段例如屏蔽和衰变系统，以减少对工作人员的照射和放射性向环境的释放。

6.202. 必须在设计中提供有关放射性废物的装卸、处理、贮存、从场址移出以及处置的方法。在需要装卸液态放射性废物时，在适当情况下必须就探测泄漏和废物回收作出规定。在需要装卸气态放射性物质的情况下，必须对探测泄漏及防止其释放和将其释放控制在低于放射性释放管理限值的水平作出规定。

6.203. 必须提供用于装卸固态或浓缩放射性废物及用于在场址上对它们进行合理时间的贮存系统。

支持系统和辅助系统

要求 60：支持系统和辅助系统的性能

研究堆支持系统和辅助系统的设计必须能够确保这些系统的性能与它们在研究堆所伺服的系统或部件的安全重要性相一致。

6.204. 任何辅助系统的故障，无论其是否具有安全重要性，均不得损害反应堆的安全。一旦包含放射性物质的辅助系统发生故障，必须采取适当措施，以防止放射性物质向环境释放。

要求 61：消防系统

必须在充分考虑火灾危害分析结果的情况下在整个研究堆设施范围内提供研究堆消防系统，包括火灾探测系统和灭火系统、火灾封隔屏障及烟控系统。

6.205. 在研究堆安装的消防系统必须能够安全地应对假想火灾事件。消防系统的设计必须考虑临界装置或次临界装置中出现意外临界的可能性。必须考虑实验所致火灾危害。

6.206. 灭火系统必须能够在适当情况下自动启动。灭火系统的设计和地点选择必须能够确保其破损或误动作或意外运行不会对安全重要物项的能力造成损害。

6.207. 火灾探测系统必须设计得能够对反应堆设施中任何时候发生的火灾发出警报并迅速提供有关火灾地点和蔓延情况的信息。

6.208. 防范发生假想始发事件后可能出现的火灾所需的探测系统和灭火系统必须具备抵御假想始发事件影响的适当能力。

6.209. 在整个设施内，特别是在密封设施和控制室等场所，只要实际可行，就必须使用非燃或阻燃材料和耐热材料。

要求 62：照明系统

在所有运行状态和事故工况下，都必须在研究堆设施的所有运行区域提供充足的照明。

要求 63：起重系统

必须提供设备，用于在研究堆设施升降安全重要物项和在安全重要物项附近升降其他物项。

6.210. 起重设备的设计必须做到：

- (a) 能够采取措施防止过载，包括针对实验计划的措施；
- (b) 能够实施保守设计措施，以防止装载物发生可能影响安全重要物项或可能引起放射性危害的意外坠落（如乏燃料屏蔽容器）；
- (c) 设施布局使得能够根据所分析的安全载荷途径安全移动起重设备和正在运输的物项；
- (d) 供安全重要物项所在区域使用的这种设备具有合格的抗震能力；
- (e) 能够定期检查这种设备。

要求 64：空调系统和通风系统

必须在研究堆设施区域酌情提供设施空调系统、空气加热系统、空气冷却系统和通风系统，以保持所要求的环境条件。

6.211. 必须为反应堆设施的厂房提供具备适当空气调节和空气清洁能力的通风系统，以便：

- (a) 防止气载放射性物质在设施内的弥散达到不可接受的程度；
- (b) 将气载放射性物质的浓度降低到与工作人员需要进入该区域相符合的水平；
- (c) 使反应堆设施内气载放射性物质的水平保持在低于管理限值和可合理实现的尽量低的水平；

- (d) 在不影响控制放射性排出流能力的情况下，对含有隋性气体或有害气体的房间进行通风；
- (e) 维持过滤系统所要求的效率以及控制气态放射性物质向环境中的释放和将释放维持在管理排放限值以下并使其保持在可合理实现的尽量低的水平。

要求 65：压缩空气系统

伺服于研究堆设施安全重要物项的任何压缩空气系统的设计基准均须规定所供空气的质量、流速和清洁度。

要求 66：实验装置

必须将研究堆实验装置设计得在任何运行状态下或事故工况下都不会对反应堆的安全造成不利影响。特别是，实验装置必须设计得无论是实验装置的运行还是故障都不会导致反应堆的反应性发生不可接受的变化、影响反应堆保护系统的运行、降低冷却能力、损害密封或导致不可接受的放射后果。

6.212. 必须确定与反应堆直接或间接相关的每台实验装置的设计基准。必须根据实验装置的安全重要性对其进行分级。必须考虑实验装置的放射性存量以及能量产生或释放的可能性。还必须进行安全分析，包括分析反应堆假想始发事件对实验装置将造成的损害。安全分析还必须涵盖实验装置和反应堆之间的相互作用（亦见第 6.124 段）。

6.213. 在对反应堆安全和实验安全而言有必要的情况下，设计必须在反应堆控制室提供对实验参数的适当监测。

6.214. 实验和实验装置的设计必须便利其拆除作业、临时贮存和最终处置。

7. 研究堆设施的运行

组织措施

要求 67：营运组织的责任

研究堆设施营运组织必须对设施运行安全负主要责任。

7.1. 必须将安全的主要责任赋予研究堆设施营运组织。这一主要责任必须涵盖与运行直接和间接相关的一切活动，包括实验活动。³⁷其中包括对所有其他相关团体如设计单位、供应商、制造商和建造商、雇主、承包商和实验人员的活动的监督责任以及营运组织本身对反应堆设施的运行责任。营运组织必须按照其管理制度履行这一责任[4]。

7.2. 营运组织必须建立适当的研究堆管理结构，并须为开展反应堆运行提供各种必要的基础结构。反应堆运行组织（反应堆管理部门，见脚注 21）必须包括反应堆管理者³⁸和运行人员。营运组织必须确保为所有与研究堆设施的安全运行和利用有关的职能作出规定，诸如维护、定期检验和检查、辐射防护、质量保证和相关支持服务。

7.3. 营运组织对研究堆安全的责任不得委托他者。反应堆管理者必须承担研究堆安全运行的直接责任并拥有必要的权力。

7.4. 营运组织必须根据管理制度为反应堆运行组织中的关键职位确定职能和责任。特别是，营运组织必须与反应堆管理者、安全委员会、辐射防护团队、维护团队、系统管理人员和实验人员确定明确的权限范围与联系渠道。

³⁷ 运行包括为实现设计和建造或改造核研究堆的目的而开展的所有活动。这些活动除了运行研究堆外，还包括：维护、试验和检查；燃料装卸和放射性物质处理，包括放射性同位素生产；实验装置的安装、测试和运行；中子束利用；出于研究与发展工作及教育和培训目的利用研究堆系统；以及其他相关活动。

³⁸ 反应堆管理者系反应堆管理部门的成员，营运组织赋予其研究堆安全运行的直接责任和权力，其主要职责包括履行这一责任。

7.5. 必须根据国家法律框架确定需要许可证或资格证书的工作人员职位。这些职位必须接受监管机构要求的适当培训（亦见第 7.13 段至第 7.22 段）。特别是，根据监管要求，反应堆管理者³⁹、值班长和反应堆操纵员必须持有监管机构、营运组织或其他主管部门颁发的批准书（许可证或资格证书）。

7.6. 与供应商或设计者协作，营运组织必须对调试大纲的编写和成功完成承担全部责任（见第 7.51 段）。

7.7. 营运组织必须根据结构、系统和部件的分级及管理制度编写和印发技术规格和程序，特别是用于安全重要物项包括燃料和堆芯部件及其他新的或辐照过的易裂变材料的采购、制造、装载、利用、卸载、贮存、移动和测试的技术规格和程序。

7.8. 营运组织必须就安全相关事项编写监管机构所要求的定期简要报告，并且必须在被要求时向安全委员会和监管机构提交这些报告。

7.9. 营运组织必须有责任确保：

- (a) 颁布安全政策并使之得到每个人的清晰理解。
- (b) 设立其安全咨询委员会。
- (c) 设计能使反应堆安全运行，并根据已批准的设计建造反应堆。
- (d) 根据“要求 1”编写适当的安全分析报告并使之随时最新。
- (e) 调试过程能证明设计要求已得到满足并且反应堆能够按照设计所设想的条件运行。
- (f) 建立和运行报告和审查异常事件的系统。
- (g) 根据第 GSR Part 7 号[6]制订和维持厂内应急安排，包括应急计划和程序。

³⁹ 反应堆管理者不必持有运行反应堆的许可证，但需要已完成培训计划（见第 7.30 段）。

- (h) 研究堆由经相关当局认证的适当合格和有经验的人员根据安全要求进行运行和维护。
- (i) 承担与安全运行有关责任的人员经过适当培训；制订、实施和随时更新培训和再培训计划并进行定期审查，以核实其有效性（亦见第 7.28 段至第 7.31 段）。
- (j) 运行期间提供充分的资源、设施和服务。
- (k) 向监管机构提交需要向监管机构报告的安全重要性事件的信息，包括对这类事件的任何评定意见和拟采取的纠正行动。
- (l) 在组织中营造安全文化，以确保工作人员的态度以及所有个人与组织的行动和相互关系有利于在设施运行期间安全开展活动（见第 4.1 段和第 4.4 段）。
- (m) 根据分级方案建立和实施综合管理制度（见脚注 15）（见第 4.7 段至第 4.13 段）。
- (n) 向反应堆管理部门提供充分的权力和资源，以使其能够有效地履行职责。
- (o) 根据运行限值和条件以及运行程序运行和维护研究堆（见第 7.32 段至第 7.34 段和第 7.57 段至第 7.62 段）。
- (p) 对所利用或产生的易裂变材料和放射性物质进行控制。
- (q) 对运行经验包括有关类似研究堆运行经验方面的资料进行仔细检查，以找出任何不利于安全的先兆趋势，目的是能够在出现严重不利工况之前采取纠正行动并能够防止事件的再次发生。
- (r) 根据监管要求实施和监测异物排除计划。

要求 68：营运组织的结构和职能

必须确定研究堆设施营运组织的结构及其工作人员的职能、作用和责任并写成文件。

7.10. 必须以书面方式明确规定各项职责、权限范围以及内部和外部通讯渠道，以促进研究堆在各种运行状态下和事故工况下的安全运行。

7.11. 履行职责的组织结构和安排必须写入安全分析报告并提供给工作人员，并在需要情况下提供给监管机构。必须对营运组织的结构作出详细规定，以便明确规定和描述对安全运行至关重要的所有岗位。对于拟议中对结构及相关安排所作的或许具有安全重要性的组织事项的变更，营运组织必须预先进行分析，并提交监管机构核准。

7.12. 营运组织必须负责确保研究堆保留必要的知识、技能、态度和安全经验，并确保实现长期人力资源目标和制订知识保存政策。

要求 69：运行人员

研究堆设施的营运组织必须赋予反应堆管理者对研究堆安全运行的直接责任和权力。反应堆管理者必须对反应堆运行、培训、维护、定期检验、检查、利用和改造的所有方面负总责。履行这种责任必须是反应堆管理者的主要职责。

反应堆管理者

7.13. 反应堆管理者必须明确地将运行人员的职责、责任、必要的经验和培训要求及其通讯渠道写成文件。也必须明确地将涉及反应堆运行或使用的其他人员（如技术支持人员和实验人员）的职责、责任和通讯渠道写成文件。

7.14. 反应堆管理者必须根据运行限值和条件对确保研究堆在各种运行状态下安全运行所需的各学科最低员额要求作出明确规定。这些要求包括人员数量和要求其承担的职责。无论何时都必须明确确定对反应堆运行具有直接监督资格和承担直接监督责任的人员。也必须对拥有处理事故工况所需人员的情况作出规定（亦见第 GSR Part 7 号[6]“要求 21”）。

7.15. 反应堆管理者必须有责任确保选定从事反应堆运行的人员获得对于反应堆安全和高效运行所需的培训和再培训，并对这种培训和再培训进行

适当评价。必须就在运行状态和事故工况中应遵循的程序开展适当的培训（见本出版物第 7.57 段至第 7.62 段和第 GSR Part 7 号[6]“要求 25”）。

7.16. 尽管有独立的辐射防护人员（见第 7.23 段），但必须在运行人员包括技术支持人员和实验人员开始履行职责之前对他们进行辐射防护方面的适当培训。必须开展工作中的辐射防护方面的定期进修培训。

7.17. 必须预先编制研究堆运行和实验利用方面的详细计划，并且须经反应堆管理者批准。

7.18. 反应堆管理者必须负责并且必须安排好所有与堆芯管理和燃料装卸以及与其他易裂变材料的处理有关的活动。

7.19. 反应堆管理者必须定期对研究堆运行包括实验进行审查，并且必须对发现的任何问题采取适当的纠正行动。反应堆管理者必须征求安全委员会的建议或必须邀请顾问对反应堆和实验的调试、运行、维护、定期检验和检查以及改造方面所产生的重要安全事项进行审查（见第 7.26 段）。

运行人员

7.20. 运行人员必须根据已核准的运行限值和条件以及运行程序运行设施（见第 7.32 段至第 7.34 段和第 7.57 段至第 7.62 段）。所需运行人员的数量和类型将取决于反应堆的设计方面，如功率水平、负载循环和利用情况等。

7.21. 运行人员中每一持有许可证或经批准的成员都必须有权为了安全而关停反应堆。

7.22. 营运组织必须设立一个维护小组来执行第 7.38 段至第 7.39 段中所述的维护、定期检验和检查计划。

辐射防护人员

7.23. 必须设立辐射防护小组来拟订并实施辐射防护计划，并就与辐射防护有关的问题向反应堆管理者和营运组织提供建议。“要求 84”第 7.107 段至第 7.114 段对此作了叙述。

其他支持人员

7.24. 营运组织必须根据需要提供培训教员、安全官员和反应堆化学师等其他支持人员⁴⁰。

7.25. 营运组织必须在必要时为承包商工作人员能够提供援助作出安排。

反应堆安全委员会

7.26. 反应堆安全委员会（或咨询小组）必须就反应堆日常运行和利用的安全问题向反应堆管理者提供咨询。特别是，安全委员会必须审查所建议的实验和改进的充分性和安全性，并且必须向反应堆管理者提供行动建议。

7.27. 无论营运组织安全委员会（见“要求6”）的建议如何，反应堆管理者（见第7.3段）必须有权拒绝或推迟实施其认为不安全的实验或改造，并且必须有权向更高一层的权力机构提交这类建议，供进一步审查。

要求 70：工作人员的培训、再培训和资格认证

研究堆设施营运组织必须确保安全相关职能由具备适当资格、能力和胜任职责的工作人员履行。

7.28. 营运组织必须明确规定对于资格和能力的要求，以确保执行安全相关职能的工作人员有能力安全地履行职责。某些运行岗位可能需要得到正式授权或许可证。

7.29. 必须选择适当合格的工作人员，并给予其必要的培训和指示，以使其能在不同运行状态和事故工况下按照适当的程序正确履行职责。安全相关职能必须由具备适当资格、能力和胜任职责的工作人员履行。

7.30. 必须制订和维持运行人员包括反应堆管理者、值班长、反应堆操纵员、辐射防护人员、维护人员和在研究堆设施工作的其他人员的适当培训和再培训计划。培训计划必须包括定期确认工作人员的能力（须加以记录）

⁴⁰ 潜在危害低的设施可能不需要设有这些职位。但这些职能需要在这类设施范围内得到涵盖。

和定期开展进修培训方面的规定。进修培训还必须包括对长时间不履行授权职责人员的再培训规定。这种培训必须强调安全在反应堆运行各个方面中的重要性，并必须促进安全文化。

7.31. 必须落实验证培训的程序，以检查培训的有效性和工作人员资格认证。

要求 71：运行限值和条件

研究堆设施营运组织必须确保研究堆按照运行限值和条件运行。

7.32. 运行限值和条件必须成为批准营运组织运行研究堆设施之依据的一个重要组成部分。设施必须在运行限值和条件的范围内运行，以防止出现可能导致预期运行事件或事故工况的局面，并减轻这种局面下发生的这种事件的后果。必须制订运行限值和条件，以确保反应堆的运行符合设计假定和设计意图及符合其许可证规定的条件。

7.33. 运行限值和条件必须反映安全分析报告所述最终设计中所作的规定。必须制订一套反应堆安全重要运行限值和条件，包括安全限值、安全系统设定值、安全运行限制条件、监视要求、测试要求和维护要求以及行政要求，并在开始运行之前提交监管机构进行审查和评定及核准。所有运行限值和条件都必须通过书面说明或分析其采纳理由的方式加以证明。

7.34. 必须对运行限值和条件进行充分界定、明确制订和适当证实（如明确说明每一运行限值和条件的目的、适用性及其技术要求，即其规定的限值和基准）。必须在安全分析、反应堆设计或与运行行为有关问题的基础上选择运行限值和条件并确定其数值，并且这些运行限值和条件及其数值必须被证明与经更新的安全分析报告相符，必须反映反应堆当前状况，并必须与监管机构规定的许可证条件相一致。

安全限值

7.35. 必须设定安全限值以保护防止放射性物质无控制释放或超出监管限值的照射的实体屏障的完整性。

安全系统设定值

7.36. 必须确定安全系统设定值，以免超出安全限值。

安全运行的限制条件

7.37. 必须确定安全运行的限制条件，以确保正常运行值和安全系统设定值之间保有可接受的裕度。安全运行的限制条件必须包括运行参数方面的限制、与可操作设备的最低可用性及最低员额水平有关的要求以及运行人员为保持安全系统的设定值需要采取的规定行动。

维护、定期测试和检查要求

7.38. 必须制订对所有安全重要物项进行检查、定期测试和维护、可操作性检查和校准的频度和范围要求，以确保符合安全分析报告。

7.39. 维护、监视、定期测试和检查的要求必须包括一个明确确定的目标与适用性、规定开展活动的频度和制订可接受偏差的标准的技术规范。为了提供操作灵活性，该技术规范必须以设有最大不可超过间隔的平均间隔规定活动的频度。超过最大间隔的延迟必须理由充分并须经批准，并必须在必要情况下实施安全措施。

行政要求

7.40. 运行限值和条件必须包括对以下方面的行政要求或控制：组织结构和反应堆安全运行方面关键职位的职责、人员配备、设施工作人员的培训和再培训、审查和审核程序、改造、实验、记录和报告以及在违反运行限值和条件后所需采取的行动。

违反运行限值和条件的情况

7.41. 万一反应堆的运行偏离一个或多个运行限值和条件，则必须采取纠正行动。

7.42. 必须对在违反安全运行限制条件下运行人员在许可时间范围内采取的行动作出规定。反应堆管理部门必须对有关原因和后果进行调查，并且必须采取适当的行动防止再次发生。必须适时通知监管机构。

7.43. 如果超出了安全限值，则必须对反应堆进行停堆和使其维持在安全状态，并必须对受到挑战的安全重要物项进行检查。在这类情况下，必须迅速通知监管机构；营运组织必须对有关原因进行调查并且必须向监管机构提交报告供其进行评定，然后反应堆才能恢复运行。

要求 72：安全相关活动的开展

研究堆设施营运组织必须确保对安全相关活动进行适当的分析和控制，从而确保将与电离辐射有害影响有关的危险保持在合理可行尽量低的水平。

7.44. 必须对所有日常和非日常运行活动与电离辐射有害影响有关的潜在危险作出评定。评定和控制水平必须取决于任务的安全重要性。

7.45. 一切安全重要性活动都必须按照经批准的书面程序进行，以确保研究堆在既定的运行限值和条件范围内运行。必须确保在正常运行值和既定安全系统设定值之间留有可接受的裕度，以避免安全系统不必要地频繁启动（见第 7.37 段）。

7.46. 不得在没有适当审查和合理性的情况下进行实验。如果有必要开展现行运行规程不包括的非日常运行或试验，则必须按照国家条例或其他相关条例进行具体安全评审，并必须制订一项特别规程和将其提交批准。

调试

要求 73：调试大纲

研究堆设施营运组织必须确保制订和实施研究堆调试大纲。

7.47. 必须编写关于反应堆部件和系统建成或改造后对其进行测试的适当调试大纲，以验证其是否符合设计目标和是否满足性能标准。调试大纲必

须涵盖设计所要求的全部范围的设施工况。调试大纲必须确定：调试的组织和职责；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测试；测试时间安排；调试程序和报告；审查和核实的方法；缺陷和偏差的处理以及对文件的要求。

7.48. 在建造和调试期间，必须在已竣工反应堆设施与其设计参数之间进行比较。必须根据营运组织的管理制度建立一个综合性程序，以消除设计、制造、建造和运行方面存在的不符合项。必须将纠正与初始设计的差异和不符合项的解决情况记录在案并在开始运行之前对其加以审查。

7.49. 详细调试大纲必须提交安全委员会和监管机构，并且必须经过适当审查和评定后方可实施。

7.50. 必须对反应堆调试期间的实验装置及其对反应堆运行的潜在影响给予适当考虑。实验装置在投入使用之前必须符合适当调试大纲的要求。

调试的组织和责任

7.51. 营运组织、设计者和制造商必须参与调试大纲的编写和执行。调试过程必须包括营运组织与供应商之间的合作，以确保使之成为营运组织熟悉特定反应堆特征的一个有效手段。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。尤其是，必须向安全委员会和监管机构提供直接影响安全的测试结果和分析，以供酌情进行审查和核准。

调试试验和各个阶段

7.52. 必须按照功能小组和逻辑顺序安排好调试试验。这一顺序包括运行前试验、初始临界试验、低功率试验以及功率提升和功率试验。除非所要求的前期步骤已经成功地完成，否则不得继续试验顺序。因此，调试大纲必须分成若干阶段，这些阶段通常按以下顺序安排：

(a) 阶段 A：装载燃料前试验；

(b) 阶段 B：燃料装载试验、初始临界试验和低功率试验⁴¹；

(c) 阶段 C：功率提升试验和功率试验。

调试程序和报告

7.53. 必须在开始试验之前编写和审查每一调试试验的程序并规定将其提交批准。调试活动必须按照已批准的书面程序进行。必要时，这些程序必须包括关于通知以及安全委员会、外部机构、制造商和监管机构参与的控制点。

7.54. 调试大纲必须包括审核、审查和核实方面的规定和程序，以期确保大纲按计划执行并确保其目标得到充分实现。还必须包括解决调试试验期间发现的任何偏差或缺陷的规定。

7.55. 必须适当详细地并根据质保要求编写涵盖这些试验的范围、顺序和预期结果的调试程序。调试报告必须在设施的整个寿期包括退役阶段予以保存。报告必须涵盖以下方面：

(a) 试验目的和预期结果；

(b) 试验期间要求执行的安全规定；

(c) 预防措施和先决条件；

(d) 试验程序；

(e) 试验报告，包括收集的数据汇总以及对其的分析、结果评价、缺陷确认（若有）以及任何必要的纠正行动。

7.56. 无论是营运组织的成员或是供应商进行的所有调试试验的结果必须提供给营运组织，并且必须在设施的寿期内妥善保存。

⁴¹ 初始临界试验和低功率试验以及调试大纲阶段 C 可能不适用于次临界装置，条件是充分的次临界已得到核实（如通过 $1/M$ 计算，其中 M 指次临界中子增值率）。

要求 74：运行程序

必须按照营运组织的政策和监管机构的要求制订全面适用于反应堆及其相关设施正常运行、预期运行事件和事故工况的研究堆运行程序。

7.57. 必须制订供正常运行使用的程序，以确保反应堆在运行限值和条件的范围内运行。

7.58. 必须制订适用于在设施整个寿期内可能进行的所有安全相关运行的运行程序，包括：

- (a) 调试；
- (b) 正常运行状态下的运行⁴²；
- (c) 可能影响反应堆安全的主要部件或系统的维护；
- (d) 对反应堆安全运行至关重要的结构、系统和部件的定期检查、校准和测试；
- (e) 辐射防护活动；
- (f) 运行和维护的审查和核准过程，以及可能影响反应堆安全或堆芯反应性的辐照行为和实验；
- (g) 反应堆操纵员对预期运行事件、设计基准事故和可能情况下对设计扩展工况的对策；
- (h) 紧急情况⁴³；
- (i) 放射性废物的处理和放射性释放的监测与控制；
- (j) 利用情况；
- (k) 改造；

⁴² 正常运行系指在规定的运行限值和条件范围内的运行。就研究堆而言，这包括启动、低额定功率运行、停堆过程、停堆状态、维护、测试和换料。

⁴³ 应急程序是作为单独应急安排的一个要素并根据第 GSR Part 7 号[6]制订的（见第 7.89 段至第 7.93 段）。

(l) 管理系统。

7.59. 反应堆运行人员必须在可能的情况下与设计者和制造商以及包括辐射防护工作人员在内的营运组织的其他工作人员合作制订运行程序。运行程序必须符合并促进遵守运行限值和条件。

7.60. 运行程序必须在从运行经验中汲取的经验教训的基础上或根据预先确定的内部程序进行定期审查和更新。必须提供有关反应堆特定运行方式的运行程序。

7.61. 所有参与反应堆运行和利用的人员必须在相关时进行这些程序应用方面的充分培训。

7.62. 在规划现有程序没有涵盖的活动时，必须编写适当的程序并进行审查，而且必须在活动开始前经过适当的批准。必须对相关人员提供这些程序的补充培训。

要求 75：主控室、辅控室和控制设备

研究堆设施营运组织必须确保将运行控制室和控制设备保持在合适的状态。

7.63. 必须维持各控制室的适居性和良好状态。在研究堆设计预见到设置额外或现场控制室以专用于控制可能影响反应堆工况的实验的情况下，必须安装明确的通讯线路，以确保向主控室的操纵员适当传递信息。

7.64. 辅控室或控制室外面的停堆控制盘和所有其他安全相关现场控制室或操纵表盘必须保持在可运行状态，并免于受到阻碍而且没有妨碍其运行的非关键材料。营运组织必须定期确认辅控室或停堆控制盘和所有其他安全相关操纵表盘处于适当的运行就绪状态，包括适当的文件、通讯、报警系统和充分的供电。

7.65. 必须确定辅控室和主控室之间的优先级层次结构，以防止从不同的控制室或表盘提供相互冲突的输入（如通过联锁装置）。

要求 76：材料状况和内务管理

研究堆设施营运组织必须制订和实施在所有工作区维持高标准材料状况、内务管理和洁净度的计划。

7.66. 必须建立行政控制，以确保运行场所和设备得到维护、有充分的照明和出入便利，而且临时贮存得到控制和受到限制。必须及时标示、报告和纠正例如由于裂缝、腐蚀、零件松动或隔热受损而降质的设备。

7.67. 营运组织必须负责确保安全设备和安全相关设备、房间、管线和仪器的标识和标签准确、易辨认和处于良好的维护状态，并确保它们未呈现任何退化迹象。

要求 77：维护、定期测试和检查

研究堆设施营运组织必须确保制订和实施有效的维护、定期测试和检查计划。

7.68. 必须进行维护（预防性维护和纠正性维护）、定期测试和检查，以确保结构、系统和部件能够按照设计意图在符合运行限值和条件的情况下发挥作用。

7.69. 必须定期审查维护、定期测试和检查计划，以便吸纳经验教训。必须按照已批准的书面程序对安全重要系统或物项进行各种维护、定期测试和检查。程序必须就正常反应堆配置的任何变更所要采取的措施作出规定，并且必须包括在完成活动时恢复正常配置的规定。必须按照管理制度的要求利用工作许可系统进行维护、定期测试和检查，包括开展工作前后的适当程序和检查单。这些程序必须包括验收标准。必须要有一个明确定义的工作实绩审查和核准结构。

7.70. 对安全重要系统或物项的非例行检查或纠正性维护必须按照专门制订的计划和程序进行。出于安全目的和在计划基础上进行的在役检查必须以类似方式进行。

7.71. 在已安装设备上开展维护工作、出于维护目的使设备退出运行或维护后重新安装设备的决定：

(a) 必须是反应堆管理者的责任；

(b) 必须符合运行限值和条件中规定的维持反应堆安全水平的目标。

7.72. 对各个结构、系统和部件进行维护、定期测试和检查的频度必须根据经验进行调整，并且必须能够按照第 6.73 段至第 6.75 段中提出的要求确保适当的可靠性。

7.73. 必须确定和控制用于维护、定期测试和检查的设备和物项，以确保其正确使用。

7.74. 维护不得以有意或无意导致改变被维护系统的设计的方式进行。如果维护活动需要进行设计变更，则必须遵循有关实施改造的程序。

7.75. 那些必须承担核实活动是否已按适当程序的规定完成并且必须核实是否遵守运行限值和条件任务的适当合格的工作人员必须对维护、定期测试和检查的结果进行评定。

7.76. 必须向安全委员会和监管机构通报安全重要的任何不符合项。必须评定这种不符合项对维护计划的影响。

要求 78：堆芯管理和燃料装卸

必须制订研究堆设施堆芯管理和燃料装卸程序，以确保符合运行限值和条件并与利用计划保持一致。

7.77. 堆芯管理和燃料装卸包括新燃料和辐照燃料及其他堆芯部件的移动、贮存、转移、包装和运输。必须在运行限值和条件中写入适用的安全要求，而且必须适用相关程序。

7.78. 装入堆芯的堆芯部件和燃料必须符合管理制度中确定的质量要求。

7.79. 为了确保堆芯安全运行，除了要证明符合安全分析报告以及运行限值和条件外，营运组织还必须：

- (a) 利用已验证的方法和程序确定燃料和反射层的位置、实验装置和慢化剂在堆芯的适当部位和安全装置（如中子吸收棒、倾倒慢化剂和可燃毒物的阀门）的有效性以及相关的热工水力学及中子参数。
- (b) 必须分析堆芯部件之间和与实验装置可能的相互作用（化学的和物理的）。
- (c) 必须保持并更新燃料和堆芯布置参数的资料。这包括始终保持最新数据，以支持对设施中的核材料存量进行衡算和控制。
- (d) 必须按照燃料装卸和堆芯管理程序装载燃料。
- (e) 必须利用（燃烧）反应堆堆芯，同时通过保持堆芯布置的相关参数与反应堆的设计意图以及反应堆运行限值和条件中规定之设想的一致性，并通过探测、识别和卸载破损燃料来确保燃料的完整性。
- (f) 在适当时以及在适用的情况下⁴⁴，必须按照运行限值和条件中规定的燃耗值卸载辐照燃料。

7.80. 除上述活动外，在堆芯管理计划方面还必须开展确保堆芯中燃料安全利用或促进堆芯管理基本活动的其他活动，诸如：

- (a) 对任何堆芯部件或拟议的辐照用材料的安全影响进行评定；
- (b) 对燃料破损和实验失败的原因和避免这类破损和失败的方法进行调查；
- (c) 评定辐照对堆芯部件和堆芯支撑结构材料的影响。

7.81. 必须制订燃料组件和堆芯部件的装卸程序，以确保其质量和安全以及避免损坏或降质。此外，还必须为处理燃料元件、控制棒、反射层或慢

⁴⁴ 低功率研究堆和次临界装置通常有一个一次寿期堆芯，这可以在燃耗以外因素（如完成实验计划）的运行限值和条件中加以规定。尽管如此，最大燃耗值仍是确定堆芯寿期中所考虑的参数之一。

化剂、实验装置或任何其它堆芯部件的损坏制订运行限值和条件并且必须编制有关的程序，以尽量减少所释放的放射性物质的数量。

7.82. 必须通过包壳完整性故障探测系统对反应堆堆芯和燃料的完整性进行持续监测（如通过监测冷却剂中裂变产物活度）。破损燃料的贮存必须防止放射性物质的释放，同时仍保持必要的余热排出和屏蔽程度和次临界条件。

7.83. 必须根据国家和国际的要求并酌情根据原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-6 号《放射性物质安全运输条例》（2012 年版）[14]对新燃料和辐照燃料组件进行包装和运输。

7.84. 必须按照管理制度维持一个涵盖堆芯管理、燃料和堆芯部件装卸活动和燃料贮存的综合记录系统。

要求 79：消防安全

研究堆设施营运组织必须做好确保消防安全的安排。

7.85. 营运组织所做的确保消防安全的安排必须涵盖以下内容：适当的消防安全管理；防止起火；探测火灾和迅速灭火；防止未灭火灾蔓延；防止安全停堆所需结构、系统和部件着火。这种安排必须包括，但不限于：

- (a) 适用纵深防御原则；
- (b) 控制易燃材料和着火源；
- (c) 消防措施的维护、测试和检查；
- (d) 在反应堆设施建立手动灭火能力；
- (e) 对人员进行责任分工、培训和演习；
- (f) 评定改造对消防安全措施的影响。

7.86. 消防安排必须特别注意火灾时发生放射性物质释放危险的情况。必须制订关于消防人员辐射防护和放射性物质环境释放管理的适当措施。

7.87. 必须对研究堆和相关设施开展全面的火灾危害分析，并对这种分析定期进行审查和在必要时加以更新。

要求 80：非辐射相关安全

研究堆设施营运组织必须制订和实施一项计划，以确保将反应堆设施活动参加人员的非辐射相关危害所涉及的安全相关危险保持合理可行尽量低的水平。

7.88. 非辐射相关安全⁴⁵ 计划必须包括关于规划、实施、监测和评审相关预防和保护措施的安排，而且必须与核安全和辐射安全计划相结合。所有人员、供应商、承包商和访问者都必须接受适当的培训，以便对非辐射相关安全计划及其与核安全和辐射安全计划的相互关联性有必要的了解和认识，而且必须遵守其安全规则和实践。营运组织必须在非辐射相关安全危害领域向工作人员提供支持、指导和协助。

要求 81：应急准备

研究堆设施营运组织必须制订核或辐射应急准备与响应安排。

7.89. 这种应急安排必须与所评定的紧急情况的危害和潜在后果相称。应急安排必须包括以下能力：在出现紧急情况时保持防护和安全；在确实发生事故的情况下减轻事故的后果；保护现场工作人员和公众；保护环境；以及及时向公众通报。应急安排必须包括就下列事项作出安排：迅速公布和通报紧急情况；及时启动协调一致的预定响应；对紧急情况的进展及其后果和厂内需采取的任何措施作出评定；以及向厂外当局提供必要的信息。必须从核燃料首次运抵场址时起就做出适当的应急安排，而且必须在开始装料前完成一切应急安排。

7.90. 营运组织必须制订应急安排，其中应包括适用于与其所负责的研究堆有关的厂内应急准备和响应的应急计划和程序，而且必须向监管机构证

⁴⁵ “非辐射相关安全”涉及辐射相关危害以外的危害，它有时被称为工业安全或常规安全。

明并向其提供关于应急安排为有效厂内响应作了准备的保证。厂内应急安排必须与负有应急准备和响应责任的厂外响应组织的相关应急安排协调一致（见第 GSR Part 7 号[6]）。应急计划和程序必须基于安全分析报告中所分析的事故以及为应急准备和响应目的在危害评定的基础上额外假定的事故。应急计划和程序须酌情经监管机构批准。

7.91. 参与研究堆应急响应的所有人员都必须按照对其分配的职责定期接受资格认定、培训和再培训，而且必须胜任其预期的职责（见第 GSR Part 7 号[6]）。应急响应必须包括具有研究堆运行方面最新知识的人员，如反应堆管理者或一名合格的授权代表。所有现场人员都必须接受关于在紧急情况下将要采取的步骤的指令。指令必须醒目地加以显示。

7.92. 必须每隔适当时间开展测试应急安排的演习，并且必须尽实际可能让所有负有应急响应职责的人员参与。必须对演习的结果进行审查，并且必须根据需要将汲取的经验教训纳入应急计划修订工作之中。应急计划和程序必须定期审查，并且必须根据需要进行修订，以确保纳入经验反馈和其他变化（如应急人员的联系方式）。

7.93. 供应急使用（包括与厂外当局通讯所需）的仪器、工具、设备、文件和通讯系统必须保持可用于一系列假想紧急情况。它们必须始终处于良好工作条件，而不可能由于事故或始发事件受到影响或无法使用。营运组织必须确保应急中心备有关于研究堆安全参数和设备条件的相关资料，以及在事故情况下控制室与应急中心之间的通讯畅通无阻。这些功能须定期进行测试。

要求 82：记录和报告

研究堆设施营运组织必须建立和维持记录和报告控制制度。

7.94. 就反应堆的安全运行而言，营运组织必须保留有关反应堆的设计、建造、调试、当前布置和运行的所有基本资料。这些资料必须在反应堆的整个运行阶段保持更新，并且必须在退役期间随时提供使用。

7.95. 必须建立与管理制度相符合的行政程序，用于生成、收集、保留和归档记录和报告。日志、检查清单和其他适当记录的信息条目必须适当地注明日期并签名。

7.96. 必须编写和保留并且必须向监管机构提供不符合项的记录和为使研究堆恢复到符合状态所采取的措施。营运组织必须按照监管要求具体规定拟保留的记录及其保存期。

7.97. 为存放和保管记录和报告作出的安排必须与管理制度相一致。文件管理系统必须设计成能够确保将过时文件进行归档并确保工作人员使用的是每一文件的最新核准版本。

要求 83：研究堆的利用和改造

研究堆设施营运组织必须制订并实施研究堆利用和改造工作管理计划。

7.98. 营运组织必须全面负责改造或实验的准备和实施的所有安全问题。它可以将某些任务的执行指派或转包给其他组织，但不得委托其责任。

7.99. 营运组织必须负责确保以下各点：

- (a) 对建议的实验或改造进行安全分析，以查明是否满足了所有适用的安全要求和规定。
- (b) 编写相关实验或改造安全文件并呈交（提交）适当当局批准。
- (c) 对实验中任何受辐照材料的处置路径作出界定，并规定须经批准。
- (d) 所有将参与建议的改造或利用的人员都要经过适当培训、合格和有经验。
- (e) 在新的利用或开始改造之前，根据需要均应更新实验或改造所影响的涉及反应堆安全特性的所有文件，如安全分析报告、运行限值和条件以及相关运行、维护和应急程序。
- (f) 对所有参与实验或改造的人员实施安全防范和控制措施。

7.100. 必须对研究堆的利用和改造的建议进行分类，并且必须制订这种分类的相关标准。必须根据有关建议的安全重要性或在说明拟议的变更是否将使反应堆的运行超出运行限值和条件的基础上对利用和改造建议进行分类。必须编制装置安全运行的限制条件（见第 7.37 段），并酌情将其纳入研究堆的运行限值和条件。

7.101. 具有重要安全意义的利用和改造项目（包括临时性改造，见第 7.104 段）（见第 SSG-24 号[15]第 3.13 段至第 3.20 段）必须进行安全分析，并遵守与第 6.119 段和第 6.121 段所述有关反应堆本身的程序等效的设计、建造和调试程序。

7.102. 在实施研究堆利用和改造项目时，必须将工作人员和设施上其他人员的辐射照射保持在规定限值之下和合理可行尽量低。

7.103. 反应堆管理者必须制订符合公认的工程实践的程序，以用于审查和批准实验和改造建议以及用于对其实施进行控制。

7.104. 必须在时间和数量上对临时性改造作出限制，以最大程度减少其累积的安全重要性。必须在实施场所和任何相关的控制部位清楚地贴上临时性改造标识。营运组织必须建立一项正式的制度，用以向相关人员及时通报临时性改造及其对设施运行和安全的后果。

7.105. 必须通过书面程序控制实验装置的使用和装卸。在这些程序中必须考虑对反应堆的可能影响，特别是反应性和辐射水平的变化。

7.106. 对实验装置的任何改造必须遵守与原实验装置相同的设计、运行和批准程序。

要求 84：辐射防护计划

研究堆设施营运组织必须制订和实施辐射防护计划。

7.107. 辐射防护计划必须确保对所有运行状态和事故工况而言，将由于研究堆设施电离辐射照射引起的剂量或由于设施放射性物质的任何已计划的释放引起的剂量保持在规定限值之下，并且合理可行尽量低。

7.108. 营运组织的辐射防护计划必须拥有充分的独立性和资源，以便能够建议和强制执行辐射防护条例、标准、程序和安全工作实践。

7.109. 营运组织必须依照监管要求制订辐射防护计划。该计划必须遵守第 GSR Part 3 号[7]的要求，并须经监管机构批准。该计划必须包括纳入了保护人和环境的基本安全目标的营运组织的政策宣示（见第 SF-1 号[1]第 2.1 段和第 GSR Part 3 号[7]“要求 1”）和营运组织对防护最优化原则的承诺宣示（第 GSR Part 3 号[7]“要求 11”）。

7.110. 辐射防护计划必须遵守职业性辐射防护的要求（见第 GSR Part 3 号[7]和第 RS-G-1.1 号[16]）并且必须特别包括以下措施：

- (a) 确保在预期出现辐射危害时辐射防护人员与其他运行人员和实验人员在制订运行程序和维护程序方面进行合作，并确保在需要时提供直接援助；
- (b) 提供工作场所监测和环境监测；
- (c) 规定对人员、设备和结构去污；
- (d) 对适用的放射性物质运输条例遵守情况进行核实；
- (e) 检测并记录放射性物质的任何释放；
- (f) 记录辐射源存量；
- (g) 提供辐射防护实践方面的适当培训；
- (h) 规定根据经验对计划进行审查和更新；
- (i) 对用于实验的材料、设备和条件进行审查和分析。

7.111. 营运组织必须通过监视、检查和审核来核实是否正在正确地实施辐射防护计划，以及是否正在实现计划目标。必须定期审查并在必要时更新辐射防护计划。

7.112. 为了协助反应堆管理部门确保将辐射剂量保持合理可行尽量低，营运组织必须设定剂量约束值（见第 GSR Part 3 号[7]“要求 11”第 1.22 段至第 1.28 段）。

7.113. 如果超过适用的职业性或公众受照量剂量限值或放射性释放的规定限值，则必须根据有关要求通知反应堆管理者、安全委员会、监管机构和其他主管当局。

7.114. 必须按照监管机构或其他主管当局的要求，对可能受到显著性水平职业性辐射照射的所有人员进行剂量测量、评定和记录，并且这些记录必须向健康监督计划主管、反应堆管理者、监管机构和国家条例中指定的其他主管当局提供[16]。

要求 85：放射性废物管理

研究堆设施营运组织必须制订和实施放射性废物管理计划。

7.115. 营运组织必须制订和实施放射性废物管理计划。放射性废物管理计划必须包括放射性废物的表征、分类、处理（即预处理、处理和整备）、运输、贮存和处置。⁴⁶必须对放射性废物的处理和贮存进行严格控制，以使其符合放射性废物处置前管理的要求[17]。必须保有关于废物产生和废物分类的记录。

7.116. 反应堆及其实验装置的运行必须尽量减少各种放射性废物的产生，以确保放射性物质向环境的释放保持在容许的监管限值之下和合理可行尽量低，并便于废物的处理和处置。

7.117. 必须监测液态和（或）气态放射性排出流向环境的释放，并将结果记录下来，以核实是否符合批准限值。还必须根据监管机构或其他主管当局的要求定期向其报告这些情况。

⁴⁶ 这种放射性废物表征、分类、处理、运输、贮存和处置过程的部分工作可以由另一组织进行。

7.118. 必须遵守有关放射性废物处理、加工、运输和贮存的书面程序。必须根据监管机构或其他主管当局的要求开展这些活动。

7.119. 必须保存关于在反应堆场址上加工和贮存或为加工、贮存和处置目的从反应堆场址移出的放射性废物的数量、类型和特征的适当记录。

要求 86：老化管理

研究堆设施营运组织必须确保执行有效的老化管理计划，以便对安全重要物项的老化情况进行管理，从而在研究堆整个运行寿期内发挥结构、系统和部件所需的安全功能。

7.120. 老化管理计划必须确定老化的后果以及维持结构、系统和部件的运行能力和可靠性所需开展的活动。老化管理计划必须与其他相关计划包括在役检查、定期安全评审和维护计划⁴⁷进行协调并保持一致。必须采取系统性方案，以便为制订、实施和持续改进老化管理计划作好准备。

定期安全评审

7.121. 在定期安全评审结果的基础上，营运组织必须采取一切必要的纠正行动，并且必须考虑进行合理改造，以加强安全（关于老化管理和定期安全评审之间的相互作用，亦见第 7.120 段）。

7.122. 营运组织必须根据需要及时向监管机构报告得到确认的具有安全影响的定期安全评审结果。

要求 87：延期关闭

如果计划或者发生延期关闭，研究堆设施营运组织必须建立和实施各项安排，以确保安全管理、规划、有效进行和控制延期关闭期间的工作活动。

⁴⁷ 定期安全评审是为了处理老化、改造、运行经验、技术发展和选址方面的累积效应而每隔一定时间对现有设施（或活动）的安全进行的系统性再评价，目的是确保在设施（或活动）的整个服务寿期内保持高水平安全[8]。

7.123. 研究堆设施在对其未来作出决定之前可以有一段延期关闭期⁴⁸。营运组织必须在延期关闭期间采取适当的措施，确保材料和部件不致严重降质。因此，必须考虑以下措施：

- (a) 将燃料元件从反应堆堆芯卸出，使之处于适当的安全贮存状态；
- (b) 根据对已关闭反应堆的要求修改运行限值和条件；
- (c) 移出部件进行保护性贮存；
- (d) 采取措施防止腐蚀和老化加速；
- (e) 保留适当的设施工作人员，以便进行必要的维护、定期测试和检查。

7.124. 营运组织必须负责制订和颁布延期关闭管理程序，并提供适当的资源以确保延期关闭期间活动的安全。在延期关闭状态下规划和开展各项活动的过程中，必须优先考虑安全相关问题。必须特别注意按照运行限值和条件使反应堆配置保持最新。

7.125. 营运组织必须尽快作出必要的决定，以便将延期关闭时间减至最短。在延期关闭期间，营运组织必须考虑满足许可证条件的必要性以及对应急规划和对运行人员资格的要求。只要核燃料或其他放射性物质在设施上存在，就必须提供安保措施。

要求 88：运行经验反馈

研究堆设施营运组织必须制订从核设施事件和其他研究堆事件中以及向核工业界学习的计划。

7.126. 营运组织必须系统地报告、收集、甄别、分析、研究趋势、记录和通报反应堆设施的运行经验。营运组织必须获取和评价关于其他核装置的相关运行经验的信息，以便从中得出和纳入可供自身运行包括其应急安排

⁴⁸ 延期关闭研究堆系指不再运行但尚未决定其退役而且对反应堆的未来尚无关于其是恢复运行还是退役的明确决定的反应堆。用于维护或用于实施整修和改造项目的长期关闭期不被视为延期关闭状态。

借鉴的经验教训。营运组织还必须鼓励在国家和国际运行经验反馈系统内交流经验。这些活动必须按照管理制度进行。

7.127. 必须对有重要安全影响的事件进行调查，以查明其直接原因和根源，包括与设备设计、运行和维护或人员或组织因素有关的原因。这种分析的结果必须酌情纳入相关培训计划，而且必须用于审查程序和指令中。

7.128. 必须由主管人员对运行经验资料中存在的不利于安全之工况的任何先兆或趋势进行研究，以便在严重工况出现以前采取必要的纠正行动。

7.129. 营运组织必须与参与设计的支持组织（制造商、研究组织和设计单位）保持适当的联系，以便在出现设备故障或其他事件时反馈运行经验方面的信息和在必要时获取咨询意见。

8. 研究堆退役的准备

要求 89：退役计划

除非监管机构另行核准，研究堆设施营运组织必须制订一项退役计划，并在研究堆的整个寿期内保持该计划，以证明可以安全地并以实现规定终态的方式完成退役。

8.1. 退役计划必须在设计阶段制订，并必须根据监管要求的变化，结构和系统和部件的变动，技术的进步，退役活动需求的变化以及国家退役和（或）放射性废物管理政策的修改进行更新[11]。

8.2. 在开始实施退役活动之前，必须提交退役计划供安全委员会审查和监管机构批准。

8.3. 必须不断更新反应堆文件，并且必须记录有关在反应堆维护或改造期间处理受到污染或活化结构、系统和部件方面的经验的资料，以促进退役计划的制订。对于在设计中没有考虑最终退役的一些在运研究堆，必须制订退役计划，以确保整个退役过程中的安全。

8.4. 退役计划必须包括对适合于有关反应堆并符合监管机构要求的一项或多项退役方案进行评价。以下是认可的退役方案：

- (a) 在移出所有燃料组件以及所有随时可移动的活化和受污染部件和放射性废物之后，反应堆在完整状态下进行保护性贮存；
- (b) 从反应堆移出所有放射性物质以及所有可移动的活化和受污染部件，并对其余结构进行彻底去污，以允许该设施不受限制地被使用。

8.5. 在制订退役计划时，必须审查反应堆设计的各个方面，包括对退役特别具有挑战性的那些方面。此外，还必须审查对退役具有重要性的设施运行的所有方面。这包括其净化已被推迟到反应堆退役阶段的任何意外污染，以及可能没有充分文件记载的任何改造。退役计划必须包括能够导致最终完成在最低限度监视或无监视情况下确保安全程度之退役的所有步骤。这些阶段可以包括贮存和监视、限制厂址使用以及不受限制的厂址使用。

8.6. 必须预先制订有关需要贮存和最终处置的实验装置和其他辐照设备的处理、拆卸和处置的程序，或如果有关设备已经建造而这些程序尚未落实，则必须尽早制订这些程序。

8.7. 营运组织必须负责反应堆设施的知识保存和促进退役所需关键工作人员的留任。

8.8. 必须评定和管理在永久停堆和最终退役计划被批准之间的过渡阶段（如有）的活动对安全的影响，以避免产生不适当的危害并确保安全。

9. 研究堆安全和安保之间的接口

要求 90：核安全和核安保之间的接口

必须在研究堆设施整个寿期期间以综合方式处理反应堆安全和安保之间的接口。安全措施和安保措施的制订和执行不得相互损害。

9.1. 参考文献[18]提供了核安保基本法则，参考文献[13]则提供了核安保建议。在履行对安全的主要责任时，营运组织必须设计、实施和维持技术和行政措施，以达到与安全 and 安保之间接口有关的监管要求，维持与涉及安全和安保的国家组织的协调，以及确保有具备安全和安保之间接口相关知识和技能的充足训练有素人员作为管理制度的一个组成部分（亦见第 4 部分）。

9.2. 第 GSR Part 1 (Rev.1) 号[3]和第 GSR Part 2 号[4]分别确定了监管监督和管理制度领域有关安全和安保之间接口的一般安全要求。这些要求通过适当使用分级方案适用于研究堆。

9.3. 营运组织必须在研究堆寿期的所有阶段制订适当的措施，以确保有着不同目标和背景的人员之间的有效交流和协调，从而确保安全措施和安保措施不相互损害。

9.4. 研究堆场址的选择必须基于安全相关标准和安保相关标准这两者。参考文献[13]提供了关于核装置（包括研究堆）的场址选择中安全和安保之间接口的建议和关于场址评价的建议。

9.5. “要求 11”（亦见关于防止未经授权接触的“要求 39”）涉及研究堆设计中核安全与核安保和核保障的接口问题。

9.6. 必须制订修改控制过程，以确保对设计（包括新实验设施）、研究堆设施布局或程序进行的任何建议的修改都进行评价，核实它们对安全或安保不造成损害。

9.7. 在研究堆建造阶段和重大改造期间，通常会有数量众多且各式各样的工作人员和其他人员接触场址。就此而言，必须实施措施，防止无意或有意引入能够导致反应堆运行和利用期间发生违反安保措施或放射性释放的薄弱点、装置或任何威胁。

9.8. 必须在运行阶段实施适当措施，以确保有效管理安全和安保之间的接口。必须特别重视与燃料装卸和贮存及放射性废物和乏燃料管理，应急准备和响应（见第 GSR Part 7 号[6]），出入控制程序，以及关于反应堆利

用、维护、定期检验和检查的操作程序有关的活动。这些程序的制订必须旨在确保安全和安保之间的适当平衡。必须制订特定安排，以确保长时间停堆期间燃料的安全和安保以及处于延期关闭状态研究堆的安全和安保。

附 录 一

选定的研究堆假想始发事件

I.1. 以下是选定的研究堆假想始发事件的例子。⁴⁹ 根据具体设计特征而定，某些研究堆可能会有其他假想始发事件：

(a) 断电：

- 丧失正常电源。⁵⁰

(b) 引入剩余反应性：

- 在燃料操作和装载期间发生临界（由于燃料装入失误）；
- 启动事故；
- 控制棒故障或控制棒随动体故障；
- 控制棒驱动机构故障或控制棒驱动机构系统故障；
- 其他反应性控制器具（如慢化剂或反射层）故障；
- 棒位失衡；
- 结构部件故障或坍塌；
- 冷水或热水注入；
- 慢化剂变化（如空泡、重水漏入轻水系统或轻水漏入重水系统）；
- 实验和实验装置的影响（如溢流或发生空泡、温度影响、引入易裂变材料或去除吸收剂材料）；

⁴⁹ 所列出的一些假想始发事件与次临界装置无关。

⁵⁰ 虽然正常断电不被视为是始发事件，但必须考虑正常断电会伴随应急电源丧失，其目的是确保有关后果在应急工况下是可接受的（例如电压下降可能引起装置在不同时间发生故障）。

- 停堆反应性不充分；
- 控制棒误弹出；
- 反应性器具维护失误；
- 控制系统乱真信号；
- 去除冷却剂或慢化剂中的毒物。

(c) 失流：

- 主泵故障；
- 一次冷却剂流量下降（如由于阀门故障或管道或热交换器阻塞）；
- 实验故障或误操作的影响；
- 一次冷却剂边界破裂导致失流；
- 燃料通道阻塞或流量下降（如由杂质引起）；
- 例如因堆芯实验或装料中棒位失衡引起的功率分布不当（功率-流量不匹配）；
- 由于堆芯旁通引起的冷却剂流量下降；
- 系统压力偏离规定限值；
- 失去热阱（如由于阀门或泵故障或系统破裂）。

(d) 冷却剂丧失：

- 一次冷却剂边界破裂；
- 水池损坏；
- 水池压强下降；
- 射束管或其他贯穿件损坏。

(e) 设备或部件误操作或故障：

- 燃料元件包壳破损；
- 堆芯或燃料的机械性损坏（如燃料误操作或传送容器掉落在燃料上）；
- 应急堆芯冷却系统故障；
- 反应堆功率控制失灵；
- 贮存燃料发生临界；
- 包括通风系统在内的密封手段失效；
- 传送或贮存期间燃料冷却剂丧失；
- 适当屏蔽丧失或减少；
- 实验仪器或材料故障（如回路破裂）；
- 燃料比功率过高。

(f) 特殊内部事件：

- 内部失火或爆炸，包括内部产生的飞射物；
- 内部溢流；
- 辅助系统丧失；
- 安保相关事件；
- 反应堆实验故障；
- 工作人员不适当地进入限制区；
- 流体喷射和管道甩动；
- 放热化学反应；
- 重载荷掉落。

(g) 外部事件：

- 地震（包括地震引起的断层和滑坡）；
- 洪水（包括上下游水坝故障和河流淤塞以及海啸或高波造成的破坏）；
- 龙卷风和龙卷风抛射物；
- 沙尘暴；
- 飓风、暴风雨和闪电；
- 热带飓风；
- 爆炸；
- 飞机坠毁；
- 火灾；
- 毒物溢出；
- 运输线路事故（包括碰撞到研究堆厂房）；
- 附近设施（如核设施、化学设施和废物管理设施）的影响；
- 生物危害，例如微生物侵蚀，啮齿动物或昆虫造成的结构或设备损坏；
- 极端气象学现象；
- 电磁干扰（如由太阳活动引起）；
- 雷击；
- 外部供电线的功率或电压波动。

(h) 人为误差。

附 录 二

需要特别予以考虑的研究堆运行问题

II.1. 本附件突出强调了需要特别予以考虑的研究堆运行问题。

反应性和临界管理

II.2. 研究堆的堆芯布置经常变化，这些变化涉及对燃料组件、控制棒和实验装置等部件的操作，其中许多物项具有很大的反应性价值。必须谨慎从事，以确保任何时候都不会超过有关燃料贮存和堆芯装载的相关次临界限值和反应性限值。

堆芯热安全

II.3. 堆芯装载的频繁变化影响着堆芯的核特征和热特征。必须采取措施，以确保就每种变化而言都能正确地确定这些特征，并在反应堆投入运行之前按照核安全和热安全的相关条件核实这些特征。

实验装置安全

II.4. 研究堆中使用的实验装置因其技术特征、核特征或运行特征而可能对反应堆安全产生重要影响。必须采取措施，以确保充分地评定实验装置的技术特征、核特征和运行特征的安全影响，并对这种评定提供适当的文件记录。

反应堆改造

II.5. 研究堆及其相关实验装置要经常进行改造，目的是使它们的运行和实验能力与其利用方面不断变化的要求相适应。必须特别注意需要核实：每项改造在其潜在安全影响方面均已得到适当评定、记录和报告；以及在完成具有重要安全影响的改造之后在未经正式核准的情况下不重新启动研究堆。

部件和材料操作

II.6. 特别在池式研究堆中，对反应堆堆芯附近的部件、实验装置和材料要经常进行操作。必须小心谨慎，以确保：进行这些操作的工作人员将严格遵守既定的程序和限制，以防止对反应堆产生任何核干扰或机械干扰，最大程度地减少失控异物造成燃料冷却系统阻塞的可能性，并防止放射性释放和不适当的辐射照射。

对访问者的安全措施

II.7. 访问研究堆的客座科学家、受训人员、学生和其他人员可以进入控制区，并可以积极地参与反应堆的运行或利用活动。必须制订程序、限制和控制等措施，以确保这些访问者拥有安全的工作条件，其活动将不会影响反应堆安全，而且安全指令得到严格的遵守。

参 考 文 献

- [1] 欧洲原子能联营、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、国际海事组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境规划署、世界卫生组织《基本安全原则》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [2] 国际原子能机构《分级方案在研究堆安全要求适用中的使用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-22 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。
- [3] 国际原子能机构《促进安全的政府、法律和监管框架》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [4] 国际原子能机构《促进安全的领导和管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [5] 国际原子能机构《核装置的厂址评价》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-3（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [6] 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、国际刑事警察组织、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《核或辐射应急的准备与响应》，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）。
- [7] 欧洲委员会、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境规划署、世界卫生组织《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》，国

际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。

- [8] 国际原子能机构《国际原子能机构安全术语》（核安全和辐射防护系列）（2007 年版），国际原子能机构，维也纳（2007 年）。
- [9] 国际原子能机构《核电厂安全：设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [10] 国际原子能机构《核电厂安全：调试和运行》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [11] 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）。
- [12] 国际原子能机构《设施和活动的安全评定》，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）。
- [13] 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）。
- [14] 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）。
- [15] 国际原子能机构《研究堆利用和改造的安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-24 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。
- [16] 国际原子能机构、国际劳工局《职业性辐射防护》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 RS-G-1.1 号，国际原子能机构，维也纳（1999 年）。
（该出版物的修订版正在编制中）

- [17] 国际原子能机构《放射性废物的处置前管理》，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）。
- [18] 国际原子能机构《国家核安保制度的目标和基本要素》，国际原子能机构《核安保丛书》第 20 号，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。

附 件 一

研究堆的选定安全功能

I-1. 研究堆的选定安全功能列于表 I-1。安全功能是与结构、系统和部件有关的对于确保反应堆安全必不可少的特征功能。安全功能将取决于特定的反应堆设计。一些安全功能与某些类型的研究堆无关。安全功能是在对结构、系统和部件适用要求时进行分级的关键要素之一。必须确定每一结构、系统和部件所发挥的安全功能。表 I-1 列出选定的安全功能，以供研究堆营运组织考虑。如果对某一特定反应堆不规定执行其中的任何安全功能，则必须证明其合理性。

表 I-1. 研究堆的选定安全功能

安全重要物项	安全功能
建筑物和结构	形成阻挡放射性物质向环境无控释放的屏障 对封闭的安全系统提供保护以防止发生外部和内部事件 提供防止辐射的屏蔽
反应堆堆芯	保持燃料的几何形状和必要的冷却剂流动通道，以确保在反应堆所有运行状态下和设计基准事故中实施停堆和排热的可能性 提供反应性的负反馈 提供慢化和控制中子通量的手段
燃料基体和包壳	形成阻挡从燃料中释放裂变产物和其他放射性物质的屏障 提供可冷却的燃料配置
反应性控制系统 (包括停堆系统)	控制反应堆堆芯的反应性，以确保反应堆能够安全停堆，并确保在反应堆任何运行状态下或设计基准事故中均不超过燃料设计限值和其他限值

表 I-1. 研究堆的选定安全功能（续）

安全重要物项	安全功能
反应堆冷却剂一次回路	提供适当的堆芯冷却，并确保在反应堆任何运行状态下或设计基准事故中均不超过对燃料和冷却剂的规定限值
堆芯应急冷却系统	在冷却剂丧失事故后以适当的速率从反应堆堆芯排出热量，以防止燃料的显著性破损
反应堆保护系统	采取保护行动以实施停堆，冷却和封闭放射性物质，并缓解事故后果 控制联锁装置，以便在所需条件尚未满足的情况下防止误操作
与安全有关的其他仪器仪表和控制系统	将反应堆参数保持在运行限值范围内，并确保不达到安全限值 向反应堆操纵员提供和显示迅速确定反应堆保护系统状况所需的充足信息，并采取正确的安全相关行动
供电	向系统和设备提供质量适宜的充足电力，以确保它们在必要时有能力发挥其安全功能
燃料装卸和贮存系统	最大程度地减少辐射照射 防止意外临界 限制燃料升温 贮存新燃料和辐照燃料 防止燃料的机械性或腐蚀性破损
辐射监测系统	提供测量和报警，以最大程度地减少对运行人员和研究人员的辐射照射
防火系统	确保火灾或火灾诱发爆炸的不利影响不会妨碍安全重要物项在必要时发挥其安全功能

附 件 二

次临界装置适用安全要求概述

II-1. 次临界装置具有各种设计、运行安排和利用计划。鉴此，所有总括性要求（要求 1 至要求 90）都可以通过使用与设施潜在危害相称的分级方案适用于次临界装置。具体而言，第 1.9 段规定“必须确定分级适用要求的每种情况，同时考虑到特定设施和所开展的活动造成的危害的性质和可能程度”。第 2.17 段中阐述了在决定是否可以分级适用某些要求时需考虑的因素。

II-2. 因此，对高性能次临界装置适用要求的方式可能不同于对潜在危害低的次临界装置适用要求的方式。特别是，对于使用天然铀燃料的具有轻水反射层或慢化剂的次临界装置，可以在很大程度上采用分级的方式适用安全要求，包括适用那些与许可证审批过程有关的安全要求（即鉴于某些次临界装置的辐射危险可忽略，可能无需适用某些要求）。因此，根据原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》[II-1]制订和适用的国家放射性物质使用批准过程可能足以进行安全验证。

附件二参考文献

[II-1] 欧洲委员会、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境规划署、世界卫生组织《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 3 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。

定 义

以下定义不同于以下网址所载《国际原子能机构安全术语：核安全和辐射防护系列》（2007 年版）（国际原子能机构，维也纳（2007））中的定义：

<http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/7648/IAEA-Safety-Glossary>

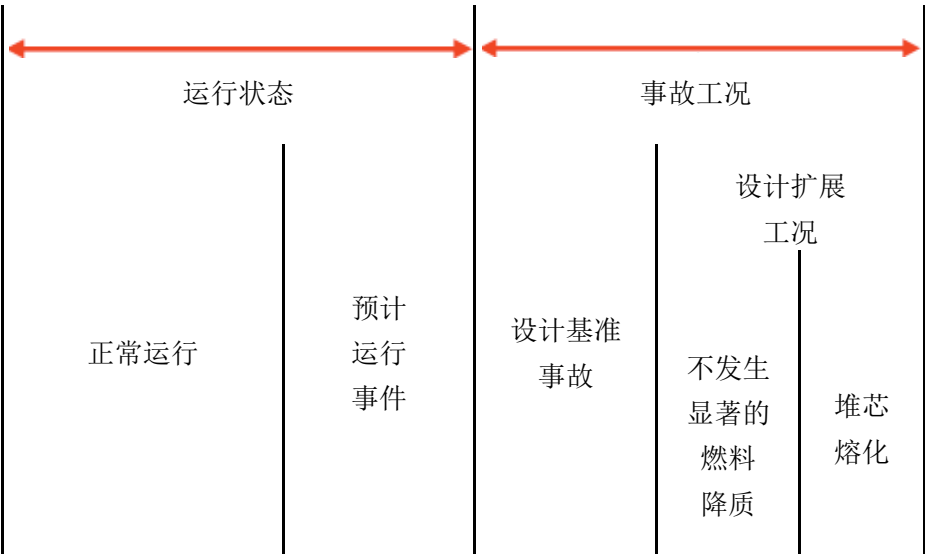
《国际原子能机构安全术语》2016 年修订版可在以下网址获得：

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

符号“①”系情况说明。

受控状态。反应堆设施在发生预计运行事件或事故工况后的状态。在这种状态中，能够确保履行主要安全功能，并能够使基本安全功能维持足够长的时间，以便实施旨在实现安全状态的规定措施。

设施状态（为设计目的所考虑的研究堆设施假想状态）



事故工况。比预计运行事件频率低但更严重并且包括设计基准事故和设计扩展工况的偏离正常运行的工况。

设计基准事故。在按照确定的设计准则和保守方法学设计的设施中发生的导致事故工况的假想事故。当出现这种工况时，放射性物质的释放被保持在可接受的限值内。

设计扩展工况。不在设计基准事故考虑范围但在设施设计过程中根据最佳估计方法学加以考虑的假想事故工况。当出现这种工况时，放射性物质的释放被保持在可接受的限值内。

- ① 设计扩展工况包括没有发生显著的燃料降质的事件中的工况和出现堆芯熔化的事件中的工况。

安全状态。反应堆设施在发生预计运行事件或事故工况后的状态。在这种状态中，反应堆处于次临界，并能够确保主要安全功能和维持基本安全功能长时间稳定。

（设计扩展工况的）安全特性。为防范设计扩展工况而设计的能执行某种安全功能的物项或具有防范设计扩展工况的某种安全功能的物项。

安全系统设定值。为防止超过安全限值，在发生预计运行事件或设计基准事故时自动启动安全系统的水平设定值。

参与起草和审订的人员

H. Abou Yehia	辐射防护和核安全研究所（法国）
A. Adams	核管理委员会（美利坚合众国）
H. Boado Magán	顾问
A.J. D’Arcy	南非核能公司（南非）
L.W. Deitrich	顾问
T. Hargitai	国际原子能机构
H. Hirshfeld	以色列原子能委员会（以色列）
D. Polyakov	联邦环境、工业和核监督服务局（俄罗斯联邦）
D.F. Sears	国际原子能机构
A.M. Shokr	国际原子能机构

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 978-92-0-506017-0
ISSN 1020-5853