

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

研究堆安全评定 和安全分析报告的编写

特定安全导则

第 SSG-20 (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，国际原子能机构受权制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并规定适用这些标准。

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

有关国际原子能机构安全标准计划的资料可访问以下国际原子能机构因特网网站：

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

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

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

相关出版物

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

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

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

安保相关出版物以国际原子能机构《核安保丛书》的形式印发。

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

研究堆安全评定 和安全分析报告的编写

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-20 (Rev.1) 号

研究堆安全评定
和安全分析报告的编写
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 4 月 • 奥地利

研究堆安全评定和安全分析报告的编写

国际原子能机构，奥地利，2024 年 4 月
STI/PUB/1981
ISBN 978-92-0-523823-4（简装书：碱性纸）
978-92-0-523623-0（pdf 格式）
EPUB 978-92-0-523723-7
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环境提供高水平的保护，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共同目的。安全措施和安保措施的制订和执行必须统筹兼顾，以便安保措施不损坏安全，以及安全措施不损坏安保。

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。

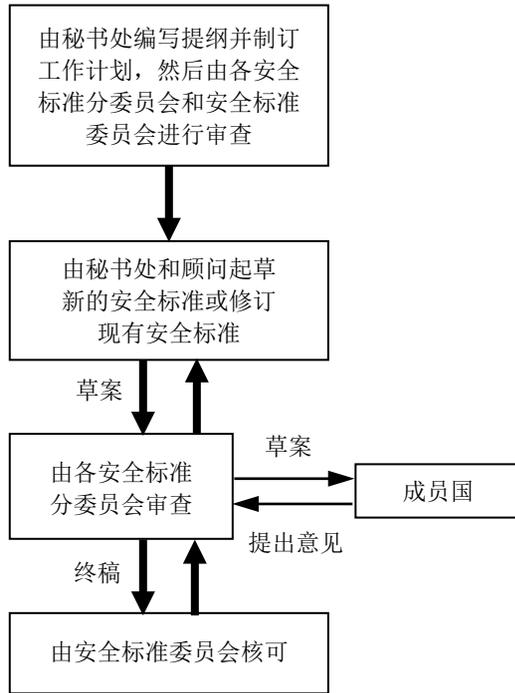


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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示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. 引言	1
背景 (1.1-1.3).....	1
目的 (1.4, 1.5).....	2
范围 (1.6-1.12).....	2
结构 (1.13, 1.14).....	3
2. 授权过程中的安全评定 (2.1).....	4
责任 (2.2-2.14).....	4
验收标准 (2.15-2.21).....	7
授权过程各阶段的信息要求 (2.22-2.25).....	9
向监管机构提交资料 (2.26-2.50).....	10
3. 安全分析报告的编写	15
安全分析报告的目的和范围 (3.1-3.6).....	15
安全分析报告的特定建议 (3.7-3.15).....	16
安全分析的发展 (3.16-3.36).....	18
4. 评审和评定进程需提交的资料	26
评审和评定的目的和范围 (4.1, 4.2).....	26
评审和评定计划 (4.3-4.12).....	28
附录 安全分析报告的内容	31
参考文献	91
附件 I 安全分析的途径和方法	95
附件 II 输入参数和初始条件示例	102
附件 III 研究堆说明中应考虑的物项	104
附件 IV 研究堆中的典型辐射源	107
参与起草和审订人员	109

1. 引言

背景

1.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-3 号《研究堆的安全》[1]规定了研究堆的安全要求，特别强调其设计和运行。本“安全导则”对研究堆的安全评定和安全分析报告的编写提供了建议。本“安全导则”是与关于研究堆安全的其他几个安全导则同时制定的，内容如下：

- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-24 (Rev.1) 号《研究堆的利用和改造安全》[2]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-80 号《研究堆的调试》[3]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-81 号《研究堆的维护、定期试验和视察》[4]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-82 号《研究堆堆芯管理和燃料装卸》[5]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-83 号《研究堆运行限值和条件及运行程序》[6]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-84 号《研究堆营运组织和人员招聘、培训与资格》[7]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-85 号《研究堆设计和运行中的辐射防护和放射性废物管理》[8]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-10 (Rev.1) 号《研究堆老化管理》[9]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-37 (Rev.1) 号《研究堆安全重要仪器仪表和控制系统与软件》[10]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-22 (Rev.1) 号《分级方法在适用研究堆安全要求中的使用》[11]。

1.2. 本“安全导则”中使用的术语应按照原子能机构《安全术语》[12]定义和解释加以理解。

1.3. 本“安全导则”取代原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-20 号《研究堆安全评定和安全分析报告的编写》¹。

目的

1.4. 本“安全导则”的目的是为研究堆在授权过程中的安全评定、安全分析的执行和安全分析报告的编写提供建议，以满足 SSR-3[1]相关要求。它还就满足原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 (Rev.1) 号《设施和活动安全评定》[13]规定的安全评定要求提出了建议。

1.5. 本“安全导则”中提供的建议用于研究堆的营运组织，本“安全导则”也可用于设计人员对研究堆进行安全评定。此外，本“安全导则”为监管机构提供了有用的指导，以执行对提交的安全分析报告的评审和评定，作为授权过程中的重要文件。

范围

1.6. 本“安全导则”主要用于额定功率高达几十兆瓦的异质热谱研究堆。对于功率更高的研究堆、专用反应堆（如均质反应堆、快谱反应堆）和具有专用设施的反应堆（如热中子源或冷中子源、高压和高温回路），可能需要额外的指导。对于这类研究堆，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2 (Rev.1) 号《核电厂确定性安全分析》[14]和第 SSG-61 号《核电厂安全分析报告的格式和内容》[15]提出的建议可能更合适。

1.7. 额定功率高达几十千瓦的低潜在危害研究堆，以及临界组件和次临界组件可能需要比这里概述更全面的安全评定和安全分析报告。虽然本“安全导则”中的所有建议都将予以考虑，但有些建议可能不适用于低潜在危害研究堆（见 SSR-3[1]第 2.15—2.17 段、要求 12 和 SSG-22 (Rev.1) [11]）。

1.8. 在本“安全导则”中，只有当特定建议与次临界组件无关或仅适用于次临界组件时，才会单独提及次临界组件。

¹ 国际原子能机构《研究堆安全评定和安全分析报告的编写》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-20 号，国际原子能机构，维也纳（2012 年）。

1.9. 本出版物涵盖了研究堆运行中通常包括在安全分析报告中的各个方面，如运行限值和条件²、调试、运行程序以及利用和改造；在其他安全导则[2—11]提供了关于研究堆运行这些方面更详细的建议。

1.10. 本“安全导则”提供了在初始设计过程中进行安全评定和设计修改的建议，以及用于新设计或现有设计的新研究堆安全评定的独立验证。然而，这些建议也适用于对现有研究堆进行修订和更新在重新许可程序背景下的安全评定。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》[16]提供了关于设施退役安全评定的建议。

1.11. 本“安全导则”只提供与反应堆安全分析报告安全分析相关的利用（即实验和实验设备³）的建议。SSG-24 (Rev.1) [2]提供了关于研究堆和实验设施实验安全分析的详细建议。

1.12. 本“安全导则”没有提供关于核安保的详细建议。但是，就核安全与核安保之间的接口以及机密信息的处理提出了建议。一般来说，与安全分析过程和输出相关的文件和电子记录提供的关于设备位置和设施布置的信息有限。然而，需要评审这些信息，以确定可能用于支持恶意行为的任何敏感信息，并需要适当保护这些信息。原子能机构《核安保丛书》第 23-G 号《核信息的安保》[17]和第 17-T (Rev.1) 号《核设施的计算机安保技术》[18]提供了关于敏感信息和信息安保的指导。

结构

1.13. 第 2 部分介绍了控制和确定研究堆安全和许可证发放的授权程序；第 3 部分提出了关于编写安全分析报告的一般建议，特别是关于营运组织编写安全分析的建议；第 4 部分就应向监管机构提供的信息提出一般性建议，以便利监管机构评审和评定研究堆的安全。附录提供了关于安全分析报告标准内容的建议。

² 在一些国家，营运组织和核反应堆监管机构使用“安全规范”、“安全运行技术规范”和“一般运行规则”等术语，而不使用“运行限值和条件”。这些表述通常包括安全限值、安全系统设置、安全运行的限值和条件、监视要求和管理要求。

³ 实验设施包括安装在反应堆内或周围以利用的任何装置反应堆用于研究、开发、同位素生产或任何其他目的的中子通量和电离辐射。

1.14. 附件 I 概述了对研究堆进行安全分析基本方法的应用，以分析事故，包括事故的放射性后果；而附件 II 则提供了用于安全分析的输入参数和初始条件的示例；附件 III 涉及安全分析报告中将描述反应堆的特定方面；最后，附件 IV 提供了在安全分析报告中考虑和描述的研究堆中的典型辐射源清单。

2. 授权过程中的安全评定

2.1. 在研究堆的授权过程中，安全评定活动可能是广泛的。在选址和设计阶段，安全评定可以迭代，确认设计符合验收标准。在建造阶段之前，主要的安全评定活动支持编写安全分析报告和支持文件，并将其提交监管机构评审。安全评定活动范围广泛，需要专业技能，因此可能涉及几个组织来支持营运组织和监管机构（见 GSR Part 4 (Rev.1) [13]）。根据与特定研究堆或活动相关的潜在危害程度和性质，在研究堆寿命的所有阶段继续进行安全评定（见 SSR-3[1]要求 5）。

责任

2.2. 政府必须建立适当的政府、法律和管理安全框架，为评定研究堆的安全影响提供法律和管理基础（见原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 (Rev.1) 号《促进安全的政府、法律和监管框架》[19]要求 1 和 2）。建立一个独立的监管机构是充分的法律和监管框架的一项重要要求。关于建立监管机构的要求见 GSR Part 1 (Rev.1) [19]。SSR-3[1]还对确保安全的系统框架提出了要求。

2.3. 遵守监管机构规定的要求并不解除营运组织在整个研究堆寿期内对安全的主要责任。营运组织仍有责任向监管机构证明这一主要责任已经并将继续得到充分履行，使监管机构满意。不能委托安全的首要责任。营运组织证明其已达到足够安全的方法之一是通过安全分析报告中提供的信息。这一信息也是监管机构就研究堆授权作出决定的主要依据。在对研究堆进行监管控制的整个过程中，监管机构和营运组织之间应保持密切联系。

2.4. 许可证申请内容将取决于国家的法律和监管框架。授权过程的相关要求见 GSR Part 1 (Rev.1) [19]。为支持许可证申请而提供的资料，应与研究堆及其使用相关的潜在危害，并应与授权过程的特定阶段相一致。

2.5. 授权是一个持续的过程，从选址和场址评价阶段开始，一直持续到研究堆退役和解除监管控制。授权过程应为相关各方所理解，并应是可预测的（即定义明确、清晰、透明和可追踪）。应以连贯而灵活的方式确定授权过程的不同阶段，以实现最大的效率。这些阶段应该是离散的，应该遵循一个逻辑顺序。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-12 号《核装置许可证审批过程》[20]提供了关于核准程序的详细建议。

2.6. 在所有情况下，研究堆授权程序的主要阶段都包括以下方面的监管：

- (a) 选址和场址评价；
- (b) 设计；
- (c) 建造；
- (d) 调试；
- (e) 运行，包括利用和改造；
- (f) 退役和解除监管。

2.7. 要求营运组织在授权过程的每个阶段提交核安全证明，包括充分的安全分析[1]；在下一阶段获得授权之前，这种安全演示应由监管机构进行评审和评定。在授权过程的每个阶段之前，营运组织应在前几个阶段反馈的基础上修订安全分析报告。一些国家采用了“预先许可”程序。这种许可前程序有助于促进被许可人、供应商和监管机构对设计概念、安全概念、安全期望和需要满足要求的共同理解。这种实践可能有助于最大限度地减少授权过程不同阶段的重复工作，并可能允许一些阶段并行进行。它还规定了监管机构、供应商和营运组织之间在不同阶段的明确责任分工；让公众有机会尽早参与；并确保最重要的安全问题在许可前阶段得到适当处理（见 SSG-12[20]第 2.6 段）。

2.8. 在所有阶段，营运组织都应能够证明，它对研究堆拥有控制权，并有适当的组织机构、管理系统和足够的资源来履行其义务，并酌情履行其责任。关于管理系统的进一步要求和建议见原子能机构《安全标准丛书》第

GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[21]、GS-G-3.1《设施和活动管理系统的适用》[22]和 GS-G-3.5《核装置管理系统》[23]。

2.9. 为了满足监管机构对与安全相关的信息进行评审和评定的要求（见 GSR Part 1 (Rev.1) [19]），营运组织必须及时向监管机构提交监管机构要求的任何信息。营运组织必须与供应商作出安排，以确保监管机构要求的信息的可用性。营运组织还必须向监管机构提供相关的新信息，并将以前提交信息的任何变化通知监管机构（见 SSR-3[1]要求 83）。

2.10. 营运组织为支持授权申请而提交文件的格式和内容必须以 SSR-3[1]第 3.6—3.9 段所规定的要求和本“安全导则”中提出的建议为基础。然而，监管机构可能要求或可能在授权过程中使用额外信息。

2.11. 监管机构对信息的评审和评定是一个持续的过程。必须向监管机构提交安全分析报告或其他文件，其中载有授权过程每个阶段所需的信息（见第 2.22 段）。要求在研究堆物项的早期制定提交供监管机构评审和评定文件的时间表，并提供给营运组织。

2.12. 营运组织应酌情修订与可能影响研究堆安全的任何改造或活动相关的所有文件（以及对研究堆安全有间接但重大影响的所有文件）。修订后的文件必须提交给监管机构评审和评定（见 GSR Part 1 (Rev.1) [19]第 4.45 段），同时考虑到相关潜在危害规模和性质（见 GSR Part 1 (Rev.1) [19]要求 26）。

2.13. 营运组织应向监管机构提交资料，监管机构可根据这些资料确定拟议研究堆是否可在不对工作人员、公众或环境造成不当辐射风险的情况下选址、设计、建造、调试、运行、利用、改造、长期关闭或退役。根据所提交的文件，监管机构应当能够做到以下几点：

- (a) 了解反应堆设计，其所依据的安全概念，以及营运组织提出的管理系统和运行安全方法；
- (b) 对营运组织提交的技术文件进行评审和评定。这种评审和评定应从对反应堆的全面调查开始，到对单一结构、系统和部件的设计及其在运行状态和事故工况下的性能进行深入评审和评定。

对反应堆设计或使用的改造，或对管理系统的改造，也应提交监管机构评审和核准。

2.14. 对拟议研究堆的安全方面进行评审和评定的主要依据是营运组织向监管机构提交的安全分析报告中所载的信息。安全分析报告应提供足够的信息，以便监管机构确定以下事项：

- 营运组织是否为评审和评定的目的和范围提供了必要和充分的信息（见第 4.2 段）；
- 此信息是否符合所有适用的法规要求；
- 这个信息是否准确。这可以通过对设计的独立检查，包括计算，以及对营运组织的设施和管理系统的视察来确定。

验收标准

2.15. 除了在监管框架内制定的验收标准外，营运组织还应制定额外的验收标准，以证明充分适用以下原则和目标：

原子能机构安全标准规定的安全设计和运行，包括适用辐射防护要求（见原子能机构《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》[24]和 GSG-7《职业辐射防护》[25]）。

2.16. 对于设计中考虑的研究堆运行状态和事故工况的安全分析结果，应采用验收标准来判断其可接受性。验收标准可以是以下其中一项：

- 对预测参数值的一组数值限值；
- 事故期间和事故后设施状态的一组条件；
- 系统的一套性能要求，包括设计扩展工况的安全特点（见 SSR-3[1] 要求 22）；
- 关于营运组织行动的需要和能力的一套要求；对于设计扩展工况，这些可能包括在时间和应用范围方面受到限制的保护措施。

2.17. 验收标准可以指定为“基本验收标准”或“特定验收标准”。基本的验收标准旨在达到足够的纵深防御水平。示例包括对公众的最大允许剂量和防止燃料故障[26]。特定验收标准应包括在监管框架内确定的基本验收标准之外的额外差额，以考虑到不确定性。特定验收标准可由营运组织提出，并使监管机构满意。

2.18. 应确定无重大堆芯退化的设计扩展工况的验收标准，以确保在足够的信心水平下能够防止堆芯熔化、有足够的裕度避免陡边效应⁴以及没有或只有轻微的场外辐射影响。根据 SSR-3[1]第 6.68 段，可能导致早期放射性排放或较大的放射性排放⁵必须实际消除，在合理可行的范围内，应以确保缓解放射性后果的方式确定具有堆芯熔化的设计扩展工况的验收标准。对设计扩展工况的分析可能导致实施额外的安全特点，或扩大安全系统的能力，以实现主要的安全功能，并确保管理事故工况的能力，在事故工况下，有大量放射性物质被密封在设施中，包括反应堆堆芯退化造成的放射性物质。

2.19. 在制定特定验收标准时，应考虑下列适用于研究堆类型的标准：

(a) 放射学标准，如：

- 公众照射的剂量限值和设计目标剂量（见 SSG-85[8]）；
- 职业照射的剂量限值和设计目标剂量（见 SSG-85[8]）；
- 符合原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》要求 11 和 14 的事故工况和紧急情况下救生行动的放射性水平[27]；
- 正常运行时对环境放射性排放的授权限值和事故工况下对环境放射性排放的可接受限值；
- 风险标准（如适用）。

(b) 核燃料性能标准，包括：

- 最高包壳温度低于起泡温度；
- 在瞬态过程中，最大热流密度不超过临界热流密度；
- 瞬态过程中不超过显著空隙开始的最大热通量；
- 不超过流动不稳定性开始的流动条件；

⁴ 核装置中的陡边效应是一种严重异常的系统行为，它是在系统参数发生微小偏差后，由异常系统状态突然转变为另一种状态，从而响应输入的微小变化而使系统工况突然发生大的变化[12]。

⁵ 早期放射性排放是指必须采取场外保护行动，但不太可能在适当时候完全有效的排放。大规模放射性排放是指在时间和适用范围方面受到限制的场外保护行动不足以保护人类和环境的排放[12]。

- 低于故障的最高燃料和燃料包壳温度；
- 其他限制，以防止对燃料的重大损坏和燃料包壳故障。

(c) 性能标准，包括以下各项：

- 参数限值，以防止损坏一次冷却剂系统边界；
- 对参数限值，以防止堆芯内或堆芯外实验设施安全重要系统造成损坏；
- 对参数限值，以防止对安全壳系统的损坏；
- 堆芯冷却的维护；
- 防止反应性事故的参数限值；
- 预计运行事件和事故工况的频率限值。

2.20. 如果上述特定验收标准被确定不适用于较低潜在危害的研究堆、临界组件或次临界组件，则应证明该决定的正当性并记录在案。对于次临界组件，可以为防止临界的反应性插入限值指定额外的验收标准。

2.21. 应包括以下验收标准：

- 一个事件不应在不发生进一步独立故障的情况下产生研究堆更严重的状况。因此，预计运行事件本身不应产生设计基准事故，而设计基准事故本身不应产生设计扩展工况；
- 对于缓解事故后果所必需的安全系统，不应因此而丧失功能；
- 用于缓解事故后果的系统应根据其对安全的重要性进行设计和建造，并能承受所分析事故的最大负载和应力以及最极端的环境条件。

授权过程各阶段的信息要求

2.22. 营运组织应向监管机构提供研究堆安全的所有相关信息。这些信息通常在安全分析报告中提出，并在本“安全导则”附录中进行全面描述。第 3 部分提供了关于安全分析报告的编写和提交的建议，第 4 部分提供了关于其评审和评定的建议。第 2.26—2.50 段就授权过程每个阶段通常需要的信息提出了建议。连续要求提供信息可能导致连续修订，每一版本的安全分析报告对应于授权过程的特定阶段（见 SSR-3[1]第 3.4 段）。

2.23. 安全分析报告的编写应在物项中尽早开始，以便设计者从安全分析中获得最大利益，并使监管机构熟悉反应堆的设计和安特点。安全分析报告在每个阶段提供的信息量应足以使营运组织和监管机构对该阶段反应堆的可接受性作出决定。

2.24. 在设计过程的各个阶段（例如，在开始建造之前，在开始运行之前），设计的状况应在安全分析报告中描述，该描述应包括到那时为止已经进行的设计和安评定（见 GSR Part 4（Rev.1）[13]）。

2.25. 对于较低潜在危害的研究堆，特别是对于临界组件和次临界组件，根据第 2.26—2.50 段应提供的信息和分析的数量可以按照分级方法减少。

向监管机构提交资料

提交资料的时间表

2.26. 应由营运组织制定时间表，并由营运组织和监管机构商定，指明编写安全分析报告的范围和时间表。由于通常需要在下一阶段开始之前核准一个授权阶段，因此时间表应包括每个评定阶段的合理时间，以便在下一阶段开始之前完成这些阶段（见第 4.3 段和第 4.4 段）。

选址和场址评价

2.27. 营运组织应提供与研究堆的类型、复杂性和相关危害相称的充分信息，以向监管机构证明拟议场址适合拟议研究堆的类型和设计。应查明在授权过程的后续阶段需要解决的困难。应提供关于场址本身的资料，以及关于研究堆及其与场址和周围环境相互作用的初始资料。此外，应提供一份初始声明，说明对场址人员、周围地区人口和环境的潜在放射性影响。放射性环境影响评定应作为核准程序的一部分进行（见原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-10 号《设施和活动的预期放射性环境影响评定》[28]）。

2.28. 可能影响研究堆安全的场址特征应由营运组织进行调查和评定（见 GSR Part 4（Rev.1）[13]）要求 8。评定的目标应是评定场址特征如何影响研究堆的设计和运行，并从安全的角度证明场址特征是否充分。SSR-3[1]第 5 部分规定了初始场址评价和场址选择的要求、场址评价的一般标准以及场址评价应考虑的外部事件。关于选址和场址评价的其他建议见本“安全导

则”附录（见场址特征安全分析报告第3章）和SSG-12[20]，相关场址评价的要求见原子能机构《安全标准丛书》第SSR-1号《核装置场址评价》[29]。在选址和场址评价阶段也应考虑核安保问题及其与安全的相互关系（见原子能机构《核安保丛书》第35-G号《核设施寿期内的安保》[30]）。安全分析报告中应涉及的选址细节见附录（见安全分析报告关于场址特征第3章）。

设计与建造

2.29. 在核准建造研究堆之前，应仔细考虑研究堆的实物布置和建造类型，以及建造过程的关键要素，及其对整个研究堆安全的影响。应该评定寿命。在这一阶段，应适当考虑材料的选择、材料和结构、系统和部件的老化机制以及这些老化机制对安全的影响；关于老化管理的其他建议见SSG-10 (Rev.1) [9]。还应考虑核安保，包括实物保护[31、32]、信息安保[17]以及核安全与安保的接口。营运组织应描述控制建造、制造和安装活动的安排。在设计阶段拟订的初始退役计划应包括拟采用的策略、预期的辐射剂量和预期产生的废物数量等问题（见SSG-47[16]）。关于本段所述事项的信息应提交监管机构评审和评定。

2.30. 为了获得建造许可证或开始建造的核准，营运组织应向监管机构提交资料，证明设计将导致安全的研究堆，并且建造将实现设计意图。资料应包括研究堆的设计、相关结构、系统和部件及其安全分级的说明。它还须提供安全分析的结果，以证明结构、系统和部件设计的充分性。这些信息应包括在安全分析报告中，并应随着设计和建造的进行而修订。

2.31. 在设计定稿前应提交监管机构评审和评定的设计的那些方面应经监管机构同意确定。随着反应堆详细设计的进行，这些信息应该修订并重新提交给监管机构。在某些情况下，文件的修订本就足够了；在其他情况下，技术补充可能是适当的。SSG-12[20]提供了关于这一阶段授权程序的其他建议。

2.32. 安全分析报告是在这一阶段提供的主要文件，供监管机构评审和评定，以核准详细设计和建造。

调试

2.33. 当建造处于足够的高级阶段时，应评审安全分析报告中包含的信息，并在必要时修订。修订后的安全分析报告应重新提交给监管机构评审和评定机构，以获得所需的调试授权。

2.34. SSR-3[1]第 7.52 段指出：“调试试验应按功能组和逻辑顺序安排。该序列包括运行前试验、初始临界试验、低功率试验、功率提升和功率试验。”每个试验序列都应成功完成，结果应提交监管机构进行评审和评定。试验结果应得到适当管理级别营运组织的核准，并根据对安全的直接影响，在随后的试验程序开始之前，由监管机构核准。SSR-3[1]第 7.52 段进一步指出（脚注略）：

“调试计划应……分为几个阶段，通常按以下序列安排：

- (a) A 阶段：燃料装载前的试验；
- (b) B 阶段：燃料装载试验、初始临界试验和低功率试验……；
- (c) C 阶段：功率提升试验和功率试验。”

调试应按照经监管机构评审和评定的调试计划进行。关于研究堆调试的详细建议见 SSG-12[20]和 SSG-80[3]。

2.35. 对于次临界组件，B 阶段的初始临界试验和低功率试验以及 C 阶段的试验不适用。然而，应进行额外的试验，如核实配置是否足够次临界，并测量中子通量。这种试验和测量应用于核实计算模式和工具的结果，这些计算模式和工具用于次临界组件的设计和安全分析。

2.36. 修订的安全分析报告应包括并证明调试计划的充分性。在修订的安全分析报告中，还应充分记录“建成后”反应堆、对假想事故的分析以及安全系统限制假想事故后果的能力。

2.37. 某一调试阶段的调试程序应在该调试阶段开始前评审并修订，必要时。应考虑研究堆的“建成”设计和前几个调试阶段的结果。修订的调试程序应提交监管机构评审和评定，以获得调试所需的授权。

2.38. 应进行 A 阶段试验，以确保反应堆已正确地按照设计文件建造、制造和安装。对设计文件的任何偏差都应记录和评定，并应表明安全分析仍然

有效，安全没有受到损害。这一阶段的结果还应确认研究堆的运行特点，并应用于制定运行程序，这些程序应在 B 和 C 阶段得到确认。

2.39. B 阶段是授权过程中重要的一步。调试计划 A 阶段的结果应在开始装入燃料之前，在调试阶段，营运组织的组织机构、运行人员的资格、辐射防护计划、应急准备和响应安排、运行限值和调试条件、初始运行程序以及管理安全与核安保之间接口的安排都应到位。当存在偏离设计参数的情况时，营运组织应对其进行分析，并向监管机构报告，以供评审和评定。

2.40. 随着 C 阶段接近完成，这一调试阶段应侧重于研究堆将如何运行、利用和维护，以及控制和监控运行以及对偏差和其他事件作出响应的程序。在申请运行授权之前，应将试验结果、对不符合项的任何更正、对设计的改造或对运行程序的改造，以及对运行限值和条件的任何拟议改造提交监管机构进行评审和评定。

2.41. 第 2.33—2.40 段中提到的信息应在每个调试阶段之后修订，向监管机构提交这一信息应成为启动下一个调试阶段的基础，作为授权过程的一部分。

运行

2.42. 营运组织在申请运行许可证时，应向监管机构提交前项所列各项资料。还应向监管机构提交证明安全运行能力的额外信息。其中一些信息将在授权过程的不同阶段被要求，一些信息应在获得正式许可证后提交。关于授权阶段的其他建议见 SSG-12[20]。

2.43. 申请运行许可证时，应修订安全分析报告。调试计划的结果应包括在申请中，并由监管机构进行评定，以证明设计要求已经满足。

2.44. 要求在研究堆的整个寿期对其进行系统的定期安全评审（见 SSR-3[1]第 4.25 段）。对研究堆安全的这种定期评审包括监管机构要求的定期安全评审（见 SSR-3[1]第 7.121 段和第 7.122 段）和营运组织进行的自评定。此类评审应涉及重要问题，如研究堆老化的累积影响。这种评审的性质和评审之间的间隔应反映研究堆所呈现的风险。对于此类评审，应将现有的安全分析报告与运行经验进行比较，包括事故运行经验以及关于辐射防护、改造、实验和其他运行方面的信息。如果由于定期安全评审而需要，营运组织

应向监管机构提出改造许可证的请求，其中应酌情包括经修订的安全分析报告。

利用和改造

2.45. 营运组织应向监管机构提交可能影响研究堆安全的实验和改造信息，供其评审和评定。提交的特定要求将取决于实验和改造的安全意义。这些要求见 SSR-3[1]要求 83。SSG-24 (Rev.1) [2]和 SSG-83[6]提供了关于制定控制实验和改造适当程序的特定建议，包括安全委员会的评审。

2.46. 对具有重大安全意义的实验和改造应进行分类，并遵循与研究堆本身相同的设计、建造、调试和安全分析程序（见 SSR-3[1]要求 83）。这种安全分析可能需要根据改造项目或使用活动的各个阶段分阶段进行。这些阶段可以是 (a) 实施前（即项目启动、项目定义和设计）；(b) 实施（即制造、安装和调试）；和 (c) 实施后（即运行和监视）。关于利用和改造的进一步建议，包括实验和改造的分级，见 SSG-24 (Rev.1) [2]。改造或利用项目每个阶段的安全方面应在单独的改造或利用活动安全分析报告中加以分析和提出，或应修订现有研究堆安全分析报告的适当章节，并提交监管机构评审和评定。此外，安全分析报告为已证明安全的运行限值和条件提供边界，任何实验和改造都应在这些边界内。

2.47. 如果适用，营运组织应修订相关的验收标准，并将其提交监管机构评审和评定，并核准其用于拟议实验或改造的安全分析。

2.48. 实验或改造后的研究堆的调试应证明符合安全分析报告中的设计要求。此外，如果对安全分析报告或某些分析进行了修改，则应确保所有其他安全分析仍然有效。

退役和解除监管

2.49. 营运组织应将退役计划和支持文件提交监管机构评审和评定。退役计划中的信息类型和详细程度，包括安全评定，将取决于与研究堆退役相关的危害。原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 6 号《设施退役》[33]规定了研究堆退役的要求。

2.50. 在退役过程中的某一时刻（例如，在将所有燃料从场址移走之后），安全分析报告不再是主要的工作文件，也不再是退役安全评定，与残留的危害，应由营运组织做好准备。关于退役的进一步建议见 SSG-47[16]，关于解除监管的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-5.1 号《解除终止实践后场址的监管控制》[34]。

3. 安全分析报告的编写

安全分析报告的目的和范围

3.1. 要求营运组织为研究堆准备一份安全分析报告（见 SSR-3[1]要求 1）。安全分析报告应提交监管机构评审和评定，作为授权程序的一部分（见 SSR-3[1]第 3.5 段）。要求安全分析报告为研究堆的安全运行提供依据，并应成为营运组织与监管机构在授权过程中互动的基础。

3.2. 此外，安全分析报告的编写还应服务于以下目的：

- 协助理设计者确认各个系统彼此正确地集成在一起，因为研究堆的设计和 safety 分析报告的编写是相辅相成和相互影响的过程；
- 确保安全分析已正确识别与设计相关的安全问题，并确保安全分析与设计一致；
- 协助理解相关的设计标准、限值和 要求，并协助评价研究堆在运行状态和事故工况下造成的危害；
- 协助运行人员的培训和复训，并帮助他们熟悉研究堆；
- 协助确定在反应堆寿命的所有阶段必须满足的某些参数的运行限值和条件，以确保反应堆有足够的裕度；
- 协助制定维护、定期试验和视察计划以及运行程序；
- 确定老化机制及其对安全的影响，以便制定老化管理计划；
- 协助理解安全与核安保之间的相互关系；
- 协助制定退役计划；
- 协助制定和建立应急准备和响应安排。

3.3. 在研究堆的使用寿命，安全分析报告应不断修订，以说明以下内容：

- 研究堆及其相关实验设施和设备的设计、运行和利用的演变，以及对研究堆的任何安全重大改造；
- 由于研究堆寿期内可能发生的事件或运行经验反馈，包括来自其他核装置的反馈，以及可能影响在研究堆退役过程中需要采取的行动，研究堆及其运行发生的变化。

3.4. 根据 SSR-3[1]第 3.6 段，安全分析报告必须详细说明研究堆场址、研究堆本身、实验设施和以及对安全有重要意义的所有其他设施。要求详细说明一般安全原则和标准，以及设计中为反应堆安全和保护运行人员、研究堆用户、公众和环境而适用的规范和标准。与研究堆运行相关的潜在危害也需要在安全分析报告中加以解决。安全分析报告必须包括事故序列的安全分析，并描述纳入设计的安全特点和设计扩展工况的附加安全特点，以防止事故或通过设计缓解其后果，以及运行程序和应急程序。

3.5. 根据 SSR-3[1]第 3.7 段，要求安全分析报告作为反应堆运行限值和条件的基础。运行限值和条件应纳入运行授权。安全分析报告至少应描述运行限值和条件的内容，如果它们将在单独的文件中详细描述的话。安全分析报告还必须提供营运组织打算进行的运行的详细情况，包括其为研究堆的设计和运行而建立的组织机构和管理系统程序。安全分析报告还必须提供相关研究堆应急安排的信息，并应列出与退役相关的设计规定和运行程序。

3.6. 本“安全导则”附录中处理的所有主题都应在安全分析报告中充分涵盖。应根据附录中的相应建议编写关于所有这些专题的资料。然而，有些专题可在单独的文件中处理（例如，在运行限值和条件、运行程序、实物保护计划、应急计划和程序以及退役计划中）。在这种情况下，这些主题应在安全分析报告中简要处理，并参考适当的单独文档。

安全分析报告的特定建议

3.7. 根据 SSR-3[1]要求 5，营运组织必须确保由独立于设计实施者的个人或团体对安全评定进行独立核实。独立核实应由一个独立于设计人员和安全评定人员的专家小组在营运组织的责任下进行，这些专家小组没有参与设计或安全评定的任何部分。核实应由营运组织或由另一鉴定组织代表其

进行（见 GSR Part 4（Rev.1）[13]第 4.66 段和第 4.67 段）。无论安全分析的制定和核实遵循何种程序，营运组织仍对安全分析的内容、全面性和质量负责（见 SSR-3[1]要求 2）。作为授权过程的一部分，在安全分析报告提交监管机构评审和评定之前，应进行这种独立核实。

3.8. 安全评定是设计人员在营运组织的责任下，在整个设计过程中为满足所有相关安全要求而进行的全面研究，独立核实应由营运组织或代表营运组织进行，作为与在设计组织内进行的评审分开活动（见 GSR Part 4（Rev.1）[13]要求 21）。

3.9. 关于研究堆的建议和授权申请应通过定期会议、正式听证会和/或其他适当的沟通方式，接受公开的公众参与。为此目的，营运组织可能必须编写公众能够理解的非技术版本的安全分析报告，并考虑到保密方面（见第 3.12 段）。关于公众参与的建议见 SSG-12[20]。

3.10. SSR-3[1]第 3.9 段指出：

“安全分析报告应引用对其彻底评审和评定可能必要的参考文献。本参考文献应随时提供给监管机构，且不应受到妨碍其充分评审和评定的任何分级或限值。”

这些参考文献不必与安全分析报告一起提交，但应由营运组织或设计人员保留，以便根据要求提供给监管机构。

3.11. 一些监管机构要求技术支持组织或独立的同行评审小组协助评审安全分析报告。在这种情况下，评审结果可直接报告监管机构。

3.12. 根据国家法律和法规，营运组织或其承包商提供的某些信息由于其专有性质、出于安全原因或由于个人隐私权，应被视为机密。必要时，应不受限制地向监管机构提供此类机密信息；这就是说，应向监管机构的工作人员、技术支助组织、顾问和咨询委员会以及参与评审和评定进程的任何政府机构提供报告。监管机构应正式通知营运组织哪些顾问和顾问将代表监管机构参与。应告知接受此类信息的人其机密性，并应根据国家法律和法规保护其机密性。如果顾问、技术支助组织和外部咨询委员会需要掌握机密文件，则应建立一个确保保密的程序。

3.13. 由于支持安全分析报告所需的文件数量，应建立一个文件控制系统，以管理索引和控制构成安全分析报告单独文件的发布。文件控制系统应用于按照管理系统程序控制文件的更新、修订、印发和删除，以便始终保持信息的最新性。

3.14. 研究堆的类型、场址及其特征（如设计、功率、使用）可能会影响安全分析报告中提供的信息的范围。对于功率水平较高或放射性物质库存较多的研究堆事故工况，应要求提供更多关于场址和安全特点的详细资料，以防止放射性物质向环境中大量排放，并在发生这种排放时缓解其后果。

3.15. 对于低风险设施—例如一些临界组件、次临界组件和较低潜在危害的研究堆—这些要求就不那么严格了。然而，由于安全分析报告通常是唯一的综合性文件，附录中涉及的每一个主题都应予以考虑。尽管关于每一专题的信息范围有限，但对于危害可能性较低的设施而言，某些专题（例如保护运行人员免受关键装配设施中的过度照射）的范围可能仍然很大。

安全分析的发展

3.16. 安全分析是用于研究堆授权的安全评定的一部分，应与设计过程并行进行，并在两项活动之间进行迭代。安全分析的范围和详细程度应随着设计过程的进展而增加，以便最终的安全分析反映所建造的研究堆的最终设计。

一般考虑因素

3.17. SSR-3[1]提出了安全分析发展的一般要求。为确保安全分析符合预期目标，应考虑本“安全导则”附录（见安全分析报告关于安全分析的第 16 章）中提出的关于准备安全分析的详细建议。

3.18. 安全分析应确定设计基准事故、无显著燃料退化的设计扩展工况和反应堆堆芯熔化的设计扩展工况。此外，应分析后果较严重的事故，以便进行应急计划，并特定说明为缓解事故后果而应采取的措施。

3.19. 安全分析应主要用于使运行人员了解反应堆安全运行的基础，并向监管机构证明研究堆的设计以及相关的运行和应急程序将如何有助于预防事故或缓解事故的后果。安全分析应包括分析反应堆对第 3.23 段所列假想

始发事件的响应。安全分析还应作为确定运行限值和条件、结构、系统和部件的安全分级以及制定事故管理程序和应急计划的基础。

3.20. 对运行状态和事故工况期间可能发生事件的考虑应确定研究堆的设计以及安全系统和研究堆运行所必需的大多数结构、系统和部件的设计限值。运行人员的运行说明和程序中也应考虑运行状态和事故工况下的事件。此外，在运行状态和事故工况下发生的事故对工作人员、公众和环境的潜在放射性后果通常比正常运行的放射性后果更严重。因此，同行评审和营运组织核实工作的一个重要部分应侧重于运行状态和事故工况下事故的安全分析。这种分析的范围和程度应与特定研究堆相关危害的程度和性质相一致。可以认为安全分析包括以下主要步骤：

- 确定和选择假想始发事件；
- 假想始发事件的分级；
- 确定包络假想始发事件定；
- 事件序列的评价、与系统响应相关的假想始发事件的发展及其后果；
- 与验收标准的比较。

3.21. 在安全分析中应核实以下几个方面：

- 已经提供了足够的纵深防御，防御级别是独立的，并尽可能保持，潜在的事故序列被尽早阻止；
- 研究堆能够承受它将经历的物理和环境条件。这包括极端环境条件和其他极端条件；
- 人因和人的绩效问题已得到充分解决（见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-51 号《核电厂设计中的人因工程》[35]）；
- 查明、监控和管理可能在设计寿命内降低结构、系统和部件可靠性的长期老化机制（即通过升级、翻修或更换），以便安全不受影响，风险不会令人无法接受地增加。

假想始发事件的识别、分级和分组

3.22. 确定和选择假想始发事件应是安全分析的第一步。所使用的选择方法应该是系统的，并且应该是可监查的。此外，应尽可能完整地列出假想始

发事件。评审和评定过程的一个重要特性应该是考虑确定假想始发事件的方法是否符合这些建议，以及假想始发事件清单是否可以作为安全分析的基础。除其他外，使用系统技术，如危害和可运行性研究或故障模式和影响分析，可促进选择过程。

3.23. 导致事件序列被归类为预计运行事件、设计基准事故和设计扩展工况的假想始发事件的典型示例包括以下按序列类型排序的示例。这份清单基本上是指示性的。实际清单将取决于反应堆的类型、实际设计与与研究堆相关的潜在危害⁶。选定的假想始发事件清单基于 SSR-3[1]附录 I:

(a) 电力供应丧失:

- 正常电力丧失。⁷

(b) 过量反应性的插入:

- 燃料装卸和装载过程中的临界（例如，由于燃料插入错误）;
- 始发事故;
- 控制棒故障或控制棒从动件故障;
- 控制驱动故障或控制驱动系统故障;
- 其他反应性控制设备（例如慢化剂、反射器）故障;
- 不平衡的棒位;
- 结构构件故障或倒塌;
- 注入冷水或热水;
- 慢化剂材料的变化（例如空隙、D₂O 泄漏到 H₂O 系统、H₂O 泄漏到 D₂O 系统）;
- 实验和实验设备的影响（例如，水淹或空隙，温度效应、易裂变材料的插入、吸收剂材料的去除）;
- 停堆反应性不足;
- 无意中弹出控制棒;
- 反应性设备的维护错误;

⁶ 根据国家法规和与核安保的接口安排，清单可辅以相关的核安保事件。

⁷ 虽然这不被认为是一个始发事件，但需要考虑到丧失正常电源，然后是丧失应急电源，以确保在紧急情况下的后果是可以接受的。

- 杂散控制系统信号；
 - 从冷却剂或慢化剂中去除毒物。
- (c) 流量丧失：
- 主泵故障；
 - 主冷却剂流量减少（例如由于阀门故障或管道或热交换器堵塞）；
 - 实验失败或处理不当的影响；
 - 主冷却剂边界破裂导致流动丧失；
 - 燃料通道堵塞或流量减少（例如由于异物）；
 - 例如，在堆芯实验或燃料装载中，由于棒位置不平衡而导致的功率分配不当（例如功率流不匹配）；
 - 由于堆芯旁路而减少冷却剂流量；
 - 系统压力偏离规定限值；
 - 散热器丧失（例如，由于阀门或泵的故障，或系统破裂）。
- (d) 冷却剂丧失：
- 主冷却剂边界破裂；
 - 水池受损；
 - 水池抽水；
 - 梁管或其他贯穿件故障。
- (e) 设备或部件的错误处理或故障：
- 燃料元件包壳故障；
 - 对堆芯或燃料的机械损坏（例如燃料装卸不当、转送架掉到燃料上）；
 - 工程安全设备（如应急堆芯冷却系统）故障；
 - 反应堆功率控制故障；
 - 贮存中燃料的临界；
 - 包括通风系统在内的密封设施故障；
 - 在转移或贮存过程中燃料冷却剂的丧失；
 - 适当屏蔽的丧失或减少；
 - 实验仪器仪表或材料的故障（如回路破裂）；
 - 超过燃料额定值。

(f) 内部特殊事件：

- 内部火灾或爆炸，包括内部生成的飞射物；
- 内部水淹；
- 丧失支持系统；
- 与安全相关的事件；
- 反应堆实验中的故障；
- 人员不当进入禁区；
- 流体射流和管鞭；
- 放热反应；
- 重物坠落。

(g) 外部事件⁸：

- 地震（包括地震诱发的断层和滑坡）；
- 洪水（包括上游或下游水坝的破坏、河流的堵塞以及海啸或巨浪造成的损坏）；
- 龙卷风和龙卷风飞射物；
- 沙尘暴；
- 飓风、风暴和闪电；
- 热带气旋；
- 爆炸；
- 飞机坠毁；
- 火灾；
- 有毒泄漏；
- 运输路线上的事故（包括撞入研究堆厂房）；
- 邻近设施（例如核设施、化学设施、废物管理设施）的影响；
- 微生物腐蚀、结构破坏或啮齿动物或昆虫对设备的破坏等生物危害；
- 极端气象现象；
- 电磁干扰（例如来自太阳事件）；

⁸ 在确定外部事件时，需要考虑到与气候变化相关极端天气条件的可能性。

- 雷击；
- 外部电源线上的电源或电压浪涌。

(h) 人为错误。

3.24. 第 3.23 段中规定的假想始发事件清单。应评审是否适用于次临界组件。由此产生的假想始发事件清单应为研究堆的特定配置提供正当性和文件。例如，以下假想始发事件可能不适用于某些次临界组件，这取决于它们的特定设计功能：

(1) 电力供应的丧失。

(2) 过量反应性的注入：

- 控制棒故障或控制棒从动件故障；
- 控制驱动故障或控制驱动系统故障；
- 其他反应性控制设备（例如慢化剂、反射器）故障；
- 不平衡的棒位；
- 注入热水或冷水；
- 反应性设备的维护错误；
- 杂散控制系统信号；
- 从冷却剂或慢化剂中去除毒物。

(3) 流量丧失。

(4) 冷却剂丧失：

- 从水池里抽水。

(5) 设备或部件的错误处理或故障：

- 应急堆芯冷却系统故障；
- 反应堆功率控制故障；
- 在转移或贮存过程中燃料的冷却剂丧失；
- 超过燃料额定值。

(6) 内部特殊事件：

- 流体射流和管鞭。

3.25. 应根据初始频率、系统恢复的可能性和一个假想始发事件的潜在后果对假想始发事件进行分级，以确定以下情况：

- (a) 应分析研究堆寿期内可能发生但不会导致事故工况（即可能导致预计运行事故）的假想始发事件，以表明研究堆有足够的安全裕度来符合此类事件的验收标准。这种安全裕度可能是由于在设计中提供了特定的安全系统和工程安全特点，并制定了运行程序，以 (i) 恢复安全状态；和 (ii) 防止或尽量减少损坏；
- (b) 应分析低可能性、反映设计特定特点并可能导致事故（设计基准事故）的假想始发事件，以表明研究堆有足够的安全裕度来符合此类事件的验收标准。之所以存在这种安全裕度，可能是因为提供了安全系统或工程设计的安全特点，或者是因为反应堆的固有行为倾向于 (i) 恢复安全状态；(ii) 防止放射性物质的排放；以及 (iii) 将任何排放限制在可接受的低水平。

3.26. 假想始发事件应根据始发事件的预期频率进行分组，并应明确分配给不同的电厂状态。这种分级的目的如下：

- 证明所评审事件范围的依据；
- 减少需要对一组进行详细分析的始发事件数量，该集合包括安全分析中所记入的各种事件组中的每个事件组中的包络情况，但不包括与相同系统性能相关的不同事件（例如在时间、电厂系统的响应和放射性排放分数方面相同的事件）；
- 允许将不同的安全分析验收标准应用于不同的事件组。

3.27. 在此事件分组过程中，应考虑所有运行状态（包括停堆和装载燃料）的所有类型的内部和外部假想始发事件。事件分组的过程应该导致一个要分析的包络假想始发事件的列表。其他系统如实验设施的故障、场外电源可用性的故障或场外电源的完全丧失、乏燃料贮存和放射性液体储罐中的故障也应视为假想始发事件。

3.28. 在为分析选择和分组假想始发事件时，第 3.23 段中给出的清单应构成要考虑假想始发事件的基础。本“安全导则”附件 I 给出了对可使用的方法的考虑。附件 I 还列出了分析由假想始发事件触发的事件序列以及分析外部事件和内部事件的考虑因素。特别是，分析应清楚地确定假想输入参数和初始条件。这些假想输入参数和初始条件应在安全分析报告中提出，并将为确定运行限值和条件提供依据。本“安全导则”的附件 III 给出了这些参数的示例。

确定性和概率方法

3.29. 附件 I 主要涉及通常用于研究堆安全评定的确定性方法。用于预计运行事件和设计基准事故的确定性技术以保守性为表征，并基于确定的事件选择规则集、分析方法、参数规范和验收标准。对于设计扩展工况，可采用具有实际边界条件的最佳估计方法。通过使用这些方法，可以合理地保证可以实现防止或限制放射性物质排放的最终目标，而不需要进行复杂的计算，因为这些方法往往高估了放射性物质的排放。在选择场址或为研究堆的工程安全特点设定设计要求时，会考虑到这些排放中最严重的排放。这些事故的选择是基于经验和工程判断，而不需要确定事件序列的概率。

3.30. 概率技术可用于补充第 3.29 段所述的安全评定（见 GSR Part 4 (Rev.1) [13]要求 15）。概率方法假设所有事故都是可能的，并且可能发生任意数量的同时发生的故障，尽管概率可能非常低。一些假想事件或事故的组合可能比确定性方法中使用的假想事故产生的后果不那么严重。然而，当它们按其可能性加权时，它们可能代表一个重大的风险，并可能对设计提出不同的要求。此外，确定性方法在有效地处理系统的相互依赖（例如，共因故障）方面存在困难，而概率方法可以分析和定量地解决。概率技术的应用也大大提高了对系统行为和相互作用的理解，以及对运行人员在事故工况下的作用的理解。概率技术可能适用于某些特定工况，可在营运组织和监管机构之间讨论。

安全分析中设计扩展工况的考虑

3.31. 设计扩展工况包括比设计基准更严重的事故，这些事故源于极端事件或事件的组合，这些事件可能对结构、系统或安全重要部件造成损坏，或对主要安全功能的实现提出挑战，以及可能导致反应堆堆芯损坏或放射性排放的事件进展。可在参考文献[36]找到适用于研究堆的设计扩展工况的示例。设计扩展工况的分析应采用最佳估计代码、模式以及初始和边界条件，以证明可以在足够的置信度下防止或缓解堆芯熔化，并有足够的裕度来避免任何陡边效应。

3.32. 对设计扩展工况的分析，包括对研究堆对这些工况响应的评定，应表明研究堆的设计足以防止事故工况或在合理可行的范围内缓解事故工况的后果。分析结果可能表明，需要为设计扩展工况或扩展安全系统的能力提供

额外的安全特点，以履行主要的安全功能，并确保有能力管理事故工况，在事故工况下，研究堆设施内有大量放射性物质，包括反应堆堆芯退化造成的放射性物质。

3.33. 设计扩展工况的分析还应论证以下几点：

- 可以使反应堆进入能够长期维持约束功能的状态；
- 所述结构、系统和部件能够避免早期放射性排放或大规模放射性排放；
- 控制位置保持可居住，以允许执行必要的运行。

此外，应当证明，实际上消除了可能导致早期放射性排放或大规模放射性排放条件的可能性。还应分析为应急准备和响应的目的而假想其他事故。

3.34. 分析应解决最具挑战性条件的影响，并应表明，通过设计中实施的设计扩展工况的安全特点，结合事故管理程序或导则的实施，符合验收标准。

3.35. SSR-3[1]第 6.66 段指出：“对于次临界组件，临界的可能性应足够远，可视为设计扩展工况。”应分析意外临界的可能性，以证明符合验收标准；确保有足够的裕度以避免任何陡边效应；并为安全系统的设计扩展工况或扩展能力确定额外的安全特点，以防止或缓解此类事件的后果。

成果摘要

3.36. 研究堆安全分析的结果应通过考虑附录中提供的建议（见安全分析报告第 16 章关于安全分析）反映在安全分析报告中。就安全分析报告第 16 章提供的建议还包括将结果与验收标准进行比较，以确定研究堆的可接受性。

4. 评审和评定进程需提交的资料

评审和评定的目的和范围

4.1. GSR Part 1 (Rev.1) [19]规定了监管机构评审和评定营运组织为证明研究堆的安全而提交的资料的要求。原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-13 号《安全监管机构的职能和程序》[37]第 3.149—3.209 段提出了建议。为

监管机构提供关于满足这些要求的信息。进行评审和评定，使监管机构能够就研究堆在安全方面的可接受性作出决定或一系列决定。评审和评定过程包括评审营运组织提交的与研究堆安全相关的所有方面的资料。它包括考虑正常运行和故障，以及可能导致场址工作人员或公众照射或对环境造成放射性危害的事件，包括与组织或人为错误相关的故障。这种安全分析应该是完整的，并应涵盖与监管机构商定的所有假想始发事件；评审和评定的最初任务之一是确认安全分析的完整性。评审和评定过程应与场址和其他地方的检查相协调，以核实提交材料中提出的索赔。营运组织可能有国家机构或国际组织在研究堆进行的外部同行评审。这种评审的结果可以为监管机构提供对研究堆安全的额外见解。

4.2. 营运组织应在其提交的资料中包括支持其许可证申请的信息，以便利监管机构的评审和评定过程。然后，监管机构可以确定拟议研究堆是否可以在不对场址人员、公众或环境造成不当辐射风险的情况下选址、建造、调试、运行、利用和改造以及退役。所提交的资料应包括充分的详细资料，使监管机构能够确定以下情况：

- (a) 场址是否适合拟议研究堆的类型、功率和用途；
- (b) 在建造前，建议的研究堆设计是否符合监管机构的要求，并施加监管机构可能认为必要的任何进一步要求或条件；
- (c) 营运组织是否具备满足监管要求所必需的能力、可靠性、资源、组织机构和称职人员；
- (d) 建造是否与监管机构的要求保持一致；
- (e) 调试计划是否充分，其结果是否证明已达到设计要求；
- (f) 运行限值和条件是否符合监管规定，以及是否有足够的能够确保运行安全，包括对事故工况作出的规定；
- (g) 实验或研究堆的改造是否符合监管机构的要求；
- (h) 退役计划是否符合监管机构的要求。

评审和评定计划

4.3. 营运组织应在早期阶段与监管机构讨论评审和评定计划（包括提交文件的时间表），该计划应由监管机构确定。评审和评定计划应考虑到第 2.6 段和第 2.26—2.50 段所述授权程序的各个阶段。

4.4. 对于营运组织提交更重要的文件（如安全分析报告的提交），监管机构对文件进行验收评审可能是有用的。作为这种验收评审的结果，在某些方面有缺陷的申请或呈件可退回营运组织进行更正和重新提交。

4.5. 营运组织提交的报告的一个主要特点将是对正常运行的分析以及对偏离正常运行的分析。研究堆的安全要求建立在已证明的工程实践和充分的安全管理的基础上，安全分析是对工程实践和管理充分性的确认，而不是替代。安全分析的价值在于扩大对反应堆的了解和对其行为的理解，并查明缺陷和可以改进安全的领域。

4.6. 为获得建造研究堆的授权而提交监管机构评审和评定的文件应包括下列文件：

- (a) 证明营运组织符合许可证要求的技能和能力的文件；
- (b) 场址特征，以确认场址的可接受性以及拟议研究堆设计中使用的相关数据；
- (c) 拟议研究堆的设计，以确认其将满足安全要求，包括职业健康要求和消防安全要求；
- (d) 营运组织的管理系统及其销售商的管理系统；
- (e) 安全重要核安保系统（包括实物保护和信息安保）的设计特点；
- (f) 核实设计所必需的信息。

4.7. 安全分析报告中提出的营运组织关于研究堆安全的情况，应提交监管机构评审和评定，以便获得 A 阶段（装料前的试验）的委托授权，应包括下列文件：

- (a) 反应堆的竣工设计；
- (b) A 阶段调试计划；
- (c) A 阶段调试的运行限值和条件；

- (d) 记录和报告控制系统；
- (e) 管理系统、组织机构和运行计划。

4.8. 为获得 B 阶段（燃料装载和初始临界）调试授权而提交监管机构评审和评定的文件应包括下列文件：

- (a) 上一次调试阶段的结果记录，包括不符合项，并酌情包括相关的纠正措施；
- (b) 对 B 阶段调试计划的修订（如有）；
- (c) B 阶段调试的运行限值和条件；
- (d) 辐射防护计划；
- (e) 运行指导书、运行程序、应急程序和管理规则；
- (f) 记录和报告控制系统；
- (g) 关于研究堆人员的培训和资格文件，包括工作人员的级别及其是否适合这项工作；
- (h) 关于职业健康安全和消防安全的文件；
- (i) 管理系统、组织机构和运行计划；
- (j) 应急预案；
- (k) 核材料和放射性物质衡算和监管制度；
- (l) 安保计划。

4.9. 为获得 C 阶段（功率提升试验和功率试验）的委托授权而提交监管机构评审和评定的文件应包括以下文件：

- (a) B 阶段调试试验的记录和结果，包括不符合项，并酌情包括相关的纠正措施；
- (b) 对调试计划的修订（如有）；
- (c) C 阶段调试的运行限值和条件；
- (d) 任何修订的安排。

4.10. 提交监管机构评审和评定以便获得全权正常运行授权的文件应包括下列文件：

- (a) C 阶段调试试验的记录和结果，包括不符合项，并酌情包括相关的纠正措施；
- (b) 核实反应堆内的辐射剂量率符合预期，并核实屏蔽的充分性；
- (c) 正常运行的运行范围和工况；
- (d) 任何经修订的安排；
- (e) 应急准备和响应的安排（例如应急计划、培训和演习计划）；
- (f) 维护安排、定期试验、视察、对规范的修改和变更控制以及监视的安排。

4.11. 在开始实施具有重大安全意义或可能对安全有重大影响的实验和改造建议之前，营运组织应向监管机构提交适当的文件，以供评审和评定。SSG-24（Rev.1）[2]提供了关于利用和改造物项的详细建议，包括实验和改造的调试。

4.12. 为获得退役授权而提交监管机构评审和评定的文件应包括下列文件：

- (a) 运行经验的记录和结果；
- (b) 退役计划。

在允许营运组织放弃授权之前（即在解除监管之前），应向监管机构提交退役结果。关于退役的建议见 SSG-47[16]，关于解除监管的建议见 WS-G-5.1[34]。

附 录

安全分析报告的内容

附录分为 20 章，涉及研究堆安全分析报告中涉及的标准特定主题。信息量和详细程度可能因研究堆的类型、复杂性和设计而异。附录的章节标题通常是安全分析报告不同章节的标题。强调了监管机构需要基本信息的领域一如场址特性、研究堆描述（和安全系统描述）、运行的实施、调试、安全分析、运行限值和条件、管理系统、辐射防护和应急计划。特别是，相当重视与研究堆利用相关的改造和实验的安全评定。

次临界组件安全分析报告中应包括的章节应与研究堆相同。然而，根据分级方法的应用，信息量和详细程度应与次临界组件的较低复杂性和较低危害性相一致。此外，本附录中的某些技术内容可能不适用于某些类型的次临界组件。这些事项在附录中以星号（*）突出显示或特别注明。

第 1 章：研究堆的介绍和概述

A.1.1. 安全分析报告的本章应包括报告的导言和关于研究堆和相关设施的一般信息，以便提供研究堆充分的全貌。

研究堆概述

A.1.2. 在本章中，应该提供研究堆和场址的主要特征的概要。应该描述研究堆的总体布置和布置—从堆芯开始，继续到第二、第三系统和反应堆厂房—以传达研究堆及其结构、系统和部件的印象对安全很重要。应简述反应堆场址及其环境。安全重要特点应该清楚地标识出来。如果研究堆有新的特点，或者如果采取了不寻常的安全分析方法，这些都应该概述。本章应包括对使用情况和预期的实验设施的一般说明。

历史回顾

A.1.3. 本章应介绍研究堆的运行历史。对于现有的反应堆，应提供运行经验的概述以及所做的主要改变。

与其他设施的比较

A.1.4. 本章应描述与其他设施的任何相似之处。在安全分析报告中将参考的其他设施的设计相似性、安全论证文件和案例历史应逐项列出。

业主、营运组织和代表的身份证明

A.1.5. 本章应指明研究堆的业主、营运组织、建筑师—工程师、主要承包商和顾问。应当指出，它们以前是否有核设施方面的经验。

安全特点

A.1.6. 本章应简要说明研究堆的设计、建造和运行所采用的安全原则，以及在安全分析中使用的验收标准。还应确定将在分析中以技术细节描述的研究堆所包含的安全特点、部件和系统。

实验计划

A.1.7. 本章应简要说明将在研究堆和实验设施中进行的实验计划。安全分析报告第 11 章论述了实验计划所需的规定，安全分析报告第 16 章论述了与实验计划和规定相关的安全分析。

通过引用合并的材料

A.1.8. 本章应列出支持安全分析报告的参考信息。这种信息可以包括，例如，计算机代码和反应堆制造商和燃料制造商的报告。

对进一步技术资料的要求

A.1.9. 本章应指明那些安全特点或部件，监管机构除了在安全分析报告中提供的信息之外，还需要进一步的技术信息来支持许可证申请。

第 2 章：安全目标和工程设计要求

A.2.1. 安全分析报告的本章应确定和描述安全重要结构、系统和部件的安全目标和工程设计要求。

安全目标和一般设计要求

A.2.2. 本章应描述研究堆设计中遵循的安全目标和一般设计要求，同时考虑到正常运行的要求、预计运行事件、设计基准事故和设计扩展工况。还应包括预防事故和缓解事故后果的安全目标和设计要求。可用于缓解事故状况的其他措施应在安全分析报告的适当章节中加以说明。

A.2.3. 应包括总体安全目标的陈述。在此之后，应简要说明安全重要基本安全目标和一般设计要求。安全目标见 SSR-3[1]第 2 部分，一般设计要求见 SSR-3[1]第 6 部分（见要求 16—41）。这些目标和要求可涉及以下方面：

- (a) 管理系统；
- (b) 高标准的工程设计，特别是保守的设计裕度、工程设计的安全特点、防止放射性核素转移的屏障以及这些屏障的保护；
- (c) 固有的安全特点（即仅依赖物理特性的特性）；
- (d) 非能动安全特点（即不依赖外部输入的特性）；
- (e) 可能影响排放的后果或可能性的独特或不寻常特性被纳入设计的程度；
- (f) 在安全系统和工程安全特点设计中采用冗余、多样性、实物分隔和功能独立的程度，以实现这些系统和特性的必要可靠性，并防止常见故障；
- (g) 故障安全特点；
- (h) 在纵深防御设计中应用，包括不同层级防御的独立有效性；
- (i) 事故预防；
- (j) 事故管理；
- (k) 经证实的工程实践和普遍接受标准的使用；
- (l) 评定组织和人因以及相关的故障；
- (m) 辐射防护；
- (n) 关于利用和改造的规定；
- (o) 老化管理规定；
- (p) 设计扩展工况的安全特点；
- (q) 应急准备和响应的规定；

- (r) 消防规定；
- (s) 研究堆及其实验设施设计中的退役规定；
- (t) 核安全与核安保之间接口的规定。

重点应该放在设计中使用的原则上，而不是对研究堆的描述上。研究堆的概要说明应在安全分析报告的第 5 章中给出。

特定设计要求

A.2.4. 应用的特定设计要求应在本章中说明。这些要求见 SSR-3[1]第 6 部分（见要求 42—66），并涉及以下内容：

- (a) 设计管理系统，包括设计中使用的实施规范；
- (b) 在反应堆和系统的运行范围内监控变量和控制变量；
- (c) 反应堆堆芯的完整性；
- (d) 防止流动不稳定和抑制功率振荡；
- (e) 同一场址设施之间共用安全重要共同结构、系统和部件的标准（例如应急电源、现场消防队）；
- (f) 考虑人因和人机工程学原理，减少人为失误的可能性，缓解运行人员的压力；
- (g) 通过验证的技术、模式或代码进行设计分析；
- (h) 反应性控制规定，包括：
 - (i) 冗余反应性控制；*
 - (ii) 反应性限值；
 - (iii) 在所有运行状态和事故工况下，有足够的负反应性来维持反应堆次临界。
- (i) 反应堆冷却剂系统和相关系统的设计，包括：
 - (i) 为所有运行状态和事故工况提供足够的堆芯冷却；*
 - (ii) 反应堆冷却剂系统的完整性和边界防止泄漏；*
 - (iii) 防止堆芯暴露。*
- (j) 反应堆堆芯和燃料的设计，包括以下内容：
 - (i) 中子、热工、机械、材料和化学设计的燃料设计基准；

- (ii) 燃料设计参数的安全裕度；*
 - (iii) 燃料完整性核实；
 - (iv) 防止意外的燃料移动；
 - (v) 安全重要反应堆材料的机械、热力和化学设计的设计基准；
 - (vi) 停堆裕度；*
 - (vii) 防止次临界组件的临界。
- (k) 关于安全利用和改造的规定，包括：
- (i) 所有运行工况下的辐射防护；
 - (ii) 设计以确保安全系统设置不受不利影响；
 - (iii) 保留反应堆的密封和屏蔽手段的规定；
 - (iv) 对反应堆和任何已安装的实验设备之间相互依赖关系的认识。
- (l) 反应堆安全系统，包括：
- (i) 提供停堆、燃料冷却和控制放射性核素排放的系统；
 - (ii) 反应堆安全系统的运行；
 - (iii) 安全系统和控制职能之间的分离；
 - (iv) 单一故障规范的应用；
 - (v) 故障安全特点。
- (m) 仪器仪表和控制系统的可靠性和可试验性，包括：
- (i) 提供达到所要求的可靠性水平的手段；
 - (ii) 周期可测性；
 - (iii) 故障安全特点；
 - (iv) 功能多样性。
- (n) 有能力监视和维护安全重要设备。
- (o) 辐射防护系统，包括：
- (i) 控制放射性排放；
 - (ii) 固定剂量计，用于在日常可到达的地方和适当的地点监控预计运行事件和事故工况；
 - (iii) 用于确定选定放射性核素浓度的监控器和实验室；
 - (iv) 监控和控制污水；
 - (v) 测量放射性表面污染、人员剂量和污染的设施和设备；

- (vi) 在大门和其他入口进行监控；
- (vii) 评定对研究堆周围区域影响的安排。
- (p) 厂房和构筑物，包括：
 - (i) 为设计基准事故而设计的厂房和构筑物，并在可行范围内为设计扩展工况而设计的厂房和构筑物；*
 - (ii) 反应堆厂房和通风系统的密封性规定。
- (q) 密封手段，包括：
 - (i) 在运行状态和事故工况下对放射性物质进行密封；
 - (ii) 保护反应堆不受自然外部事件和人为事件的影响；
 - (iii) 运行状态和事故工况下的辐射屏蔽。
- (r) 反应堆堆芯的应急冷却*，包括以下内容：
 - (i) 在发生冷却剂丧失事故时防止燃料损坏；
 - (ii) 为应急堆芯冷却系统的功能试验和性能核实而对部件进行定期视察的规定。
- (s) 在安全重要系统中使用基于计算机的设备，包括：
 - (i) 为开发和试验计算机硬件和软件实施适当的标准和最佳实践；
 - (ii) 独立评定，确保计算机设备的高可靠性；
 - (iii) 考虑由软件引起的常见故障；*
 - (iv) 防止意外或蓄意干扰和网络攻击，包括设计基准威胁；
 - (v) 软件系统的核实、验证和试验；
 - (vi) 数据通信的独立性和性能；
 - (vii) 预先开发的软件在安全重要系统中使用的适用性。
- (t) 场址*的应急设施，包括以下设施：
 - (i) 关于反应堆参数、监控系统和用于持续评定的信息的必要信息向场址相关应急设施的通信系统；
 - (ii) 通信手段的规定。
- (u) 电力供应系统，包括：
 - (i) 可靠的正常电源，以实现必要的安全功能；
 - (ii) 提供不间断的电力供应；
 - (iii) 提供应急电源。

- (v) 燃料和堆芯部件的装卸和贮存系统，包括：
 - (i) 安全存储足够数量的乏燃料元件*和辐照堆芯部件的规定；
 - (ii) 随时从堆芯安全卸载所有燃料的规定；
 - (iii) 关于以适当的裕度防止临界的规定，以及关于进行视察和试验的规定；
 - (iv) 防止重物无意中坠落在燃料上的规定，以及适当贮存可疑或受损燃料元件的规定；
 - (v) 允许辐照燃料在所有运行状态和事故工况下进行充分散热和屏蔽的规定；*
- (w) 放射性废物管理系统，包括：
 - (i) 确保废物管理安全和尽量减少放射性废物产生的规定；
 - (ii) 关于处理固态、液态和气态放射性废物的规定，以将放射性排放的数量和浓度保持在合理可达尽量低水平，并低于核准的排放限值。

结构、系统和部件分级

A.2.5. 安全分析报告的本章应介绍为分析或设计目的，如为地震安全或核安全，对结构、系统和部件进行分级方法、安全分级基准和类别清单。其他建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-30 号《核电厂结构、系统和部件的安全分级》[38]。

防范外部事件

A.2.6. 在本章中，结构、系统和部件对外部事件抵抗能力的设计规范在第 3.23(g)段中列出。在确定外部事件以及外部事件的组合时，应考虑到极端天气条件，包括气候变化造成的影响。SSR-1[29]对研究堆的场址评价提出了要求。

规范及标准

A.2.7. 在本章中，应列出在结构、系统和部件设计中使用的所有规范和标准。应提供使用这些规范和标准的正当性，特别是在设计安全重要结构、系统和部件时使用这些规范。

A.2.8. 如果对同一物项或系统的不同方面使用不同的规范和标准，则应证明它们之间的一致性。规范和标准所涵盖的典型领域如下：

- 机械设计，包括应力分析和断裂力学；
- 结构设计；
- 抗震设计；
- 材料的选择；
- 设备和部件的制造；
- 对制造和安装的结构、系统和部件的视察；
- 热工水力和中子设计；
- 电气设计；
- 仪器仪表和控制系统的的设计；
- 屏蔽和辐射防护；
- 消防；
- 与设计相关的维护、定期试验和视察；
- 燃料的设计、鉴定和生产。

A.2.9. 对于没有适当的既定规范和标准的安全重要物项，应采用从类似设备的现有规范和标准中衍生出来的方法。在没有此种规范和标准的情况下，可适用经验、试验或分析的结果，或其组合，并应对结果及其适用性作出解释。

技术设计方法

A.2.10. 本章应描述结构、系统和部件的设计和分析方法，包括设计瞬态、使用的计算机程序和模式、实验应力分析，以及用于机械系统和部件的动态试验和分析的任何程序。应特别注意安全重要物项。

内部消防设计

A.2.11. 本章应描述研究堆内部消防的设计要求。应包括隔离、分隔、材料的选择、厂房布置和分区、消防屏障的位置、安全系统的布置和保护（包括冗余安全系统的分隔）等非能动特点。消防系统应在安全分析报告第 10 章加以说明（见 A.10.8 段）。

设备和部件的鉴定

A.2.12. 本章应描述设备和部件的设计基准，以使其能够抵抗诸如振动、热膨胀、辐射、腐蚀、动态效应、机械负载和高压、高温、潮湿、水、蒸汽、化学品、低温或真空等环境因素。应该描述已经（或将要）进行的鉴定试验和分析。

A.2.13. 本章应描述鉴定计划的范围和所采用的鉴定程序，以确认安全重要物项，包括设计扩展工况的安全特点，能够满足设计要求，并在为它们应该执行的情况确定的单一或综合环境挑战范围内保持适合目的。所确定的挑战应考虑到研究堆寿期内的所有阶段及其持续时间。

遵守国家国际标准

A.2.14. 本章应说明研究堆的设计是否符合国家和国际标准中确立的设计原则和标准，这些原则和标准本身将允许遵守为反应堆通过的安全目标。

结论

A.2.15. 本章应提出结论，即研究堆的设计是为了满足总体安全目标和基本安全目标，研究堆的设计中考虑了适当的外部事件、规范、标准和设计方法，包括部件的鉴定。

第3章：场址特性

A.3.1. 安全分析报告的本章应提供相关场址和场址周围区域的地质、地震、水文和气象特征，以及目前和预计的人口分布、土地使用、场址活动和计划控制的信息。目的是表明这些场址特征如何影响研究堆的设计和运行规范，并从安全的角度表明场址特征的充分性。SSR-1[29]对研究堆的场址评价提出了要求。

A.3.2. 应提供足够详细的资料，以便进行独立评定，并支持安全分析报告第16章的分析和结论，以证明研究堆可以在拟议场址安全运行。对于一些较低潜在危害的研究堆以及临界组件和次临界组件，本章提供的详细内容可以大大减少。此外，大部分对于某些次临界组件，可能不需要下文所述的相

关地质学和地震学、气象学、水文学和海洋学、辐射影响和场址是否足以采取应急响应行动的细节。

A.3.3. 如果已经编写了一份单独的场址评价报告，则应在本章中引用该报告，并且只应提出摘要。

一般场址描述

A.3.4. 在本章中，应特定说明研究堆场址的位置，并提供一份区域图，标明以下内容：

- (a) 研究堆的位置、场址区域和场址区域边界；
- (b) 主要厂房和设备的位置和方向；
- (c) 附近任何工业、商业或军事设施以及任何机构、娱乐或居住结构的位置；
- (d) 附近的公路、车行道、机场、水路、管道、铁路线；
- (e) 确定流出物排放限值的界限。

A.3.5. 本章应说明营运组织对位于指定场址区域⁹内的所有区域的合法权利，以及在场址区域内允许的与研究堆运行无关的任何活动。

场址特定危害评定

A.3.6. 本章应描述与场址相关的现象和特征，包括自然和人为引起的，在评定场址是否适合研究堆时应考虑到这些现象和特征。

A.3.7. 本章应描述为确定将构成重要自然现象和人类诱导效应的假想始发事件的外部效应所采用的适当方法。应注意可能导致安全系统常见故障的外部危害，以及设计扩展工况下的附加安全特点。关于防止这些影响的设计标准的进一步信息应在安全分析报告第2章提供（见第A.2.6段）。

⁹ 场址区域是包含授权研究堆、授权活动或源的地理区域，授权研究堆或授权活动的管理层可在该区域内直接启动应急行动[12]。

地质学与地震学

A.3.8. 本章应充分详细地描述场址及其周围区域的地质、构造、地震和火山特性，以查明可能对研究堆构成危害的影响。地震危害评价应以适当的大地构造模式为基础，以适当的证据和数据为依据。该分析结果应详细说明，以便在考虑结构设计、构件抗震鉴定和安全分析的安全分析报告的其他章节中进一步使用。应提供有理由预计影响场址周围地区的报告地震的历史概况。

A.3.9. 本章应提供用于确定抗震设计的信息，如地震复发间隔和地面运动（包括所有土质或岩石斜坡（包括天然斜坡和人工斜坡）的静态和动态稳定性），以及下列信息：

- 评定场址表断裂的可能性；
- 确定支撑反应堆基础的土壤和/或岩石的条件和工程特性，包括可能出现的沉孔；
- 评定火山活动的潜力；
- 评定液化和地震动的可能性。

气象学

A.3.10. 本章应提供场址和场址周围区域的气象描述，包括风速和风向、气温、降水、湿度、大气稳定度参数和长期逆温。天气现象的季节和年度频率—包括适用的飓风、龙卷风和水龙卷、雷暴、闪电、冰雹、冻雨、冰雪和沙尘暴。

水文学和海洋学

A.3.11. 本章应描述场址及其周围地区的地表和地下水文情况，包括位置，附近淡水航道的大小、流量、用水情况及其他特点。应注明人工构筑物的位置和特点，包括堤坝、导流渠和任何防洪措施。应说明可能影响水文的可预见的土地使用变化，例如城市化或排水渠调整引起的径流特征变化。

A.3.12. 应介绍研究堆周围区域的地下水水文情况，包括含水地层的主要特性及其与地表水的相互作用，以及该区域地下水使用情况的数据。

A.3.13. 如果研究堆要建在海岸，则应提供海洋学和水文资料，包括反应堆位置前面的近岸地区的水深图。

A.3.14. 安全分析报告中应考虑的自然现象应包括以下内容：

- 洪水；
- 涌浪、海浪和波浪作用，包括冰脊的影响；
- 地震诱发的现象，如海啸和水坝的破坏。

附近的工业、交通和其他设施

A.3.15. 所有可能对研究堆构成危害的现有和预计的工业、运输和军事设施都应在本章中加以说明。这类设施的示例包括大型制造或化工厂、炼油厂、存储设施、采矿和采石作业、军事基地或场址、运输路线（空运、陆运和水运）、运输设施（例如铁路线、码头、锚地、机场）、石油和天然气管道、钻井作业和水井以及地下存储设施。应说明此类设施对研究堆的潜在不利影响（例如飞机坠毁、其他运输事故）。

A.3.16. 应考虑可预见的土地用途的重大变化，包括扩建现有设施或活动，或建造高风险设施。

放射性影响

A.3.17. 本章应说明放射性方面，特别是向人转移放射性物质的生物学方面。对于一些低潜在危害的低功率研究堆或临界组件和次临界组件来说，这些细节中的大多数可能是不必要的。在这种情况下，只应在每个标题下给出一个简短的摘要。如果没有提供放射性影响部分，应提供安全分析报告中省略该部分的正当性。本章还应涵盖可能影响反应堆整个寿命期放射性影响的场址活动的所有方面，包括建造、正常工况下的运行和退役。

A.3.18. 应列入信息，结合安全分析报告其他章节中提出的放射性排放和放射性核素行为和转移的详细情况，将有助于评定所有设施国家对周围人口的剂量以及对动植物和食物链的任何污染。这一信息应涵盖可能受影响的整个区域，并考虑到地形、水文和气象特征。

人口分布

A.3.19. 本章应介绍研究堆周围和区域内的人口分布，包括季节和每日变化，以及与研究堆安全设计和运行相关的土地使用情况。特别是，应收集研究堆周围现有或预计人口分布的信息，并在研究堆寿期内保持最新情况。

自然环境与土地和水的利用

A.3.20. 本章应概述区域生态特性以及土地和水的用途，包括以下内容：

- (a) 支持野生动物的土地和水体；
- (b) 农业用地；
- (c) 用于饲养牲畜或奶牛的土地；
- (d) 作商业、住宅或康乐用途的土地；
- (e) 用于商业或体育捕鱼的水体；
- (f) 用于商业或娱乐的水体；
- (g) 食物链放射性污染的直接和间接途径。

放射性水平基准

A.3.21. 本章应包括对自然和人工放射性物质在空气、水和土壤（包括地表以下）以及植物和动物群中造成的放射性的说明。如果该场址过去曾有核装置，则应提供导致该场址残留放射性物质的任何事件的简要说明。

放射性物质的大气弥散

A.3.22. 本章应说明根据营运组织和监管机构的政策，用于评定在运行状态和事故工况下研究堆排放的放射性物质的大气扩散的模式。应该说明离散度估计是基于代表性气象数据还是基于保守的、最坏的天气假设。模式应包括任何不寻常的地点和区域地形特点，以及可能影响大气扩散的研究堆的特征。模式的准确性和有效性—包括输入参数的适宜性、源配置和地形—应该得到解决。

A.3.23. 在适当情况下，本章可提供场址边界和场外地点大气扩散参数的计算结果，或可参考放射性核素大气浓度和剂量计算，这些应在安全分析报告第 12 章和第 16 章提出。

放射性物质通过地表水或地下水的扩散

A.3.24. 本章应指出研究堆附近放射性核素可能被排放或可能进入地表水或地下水的位置。为了在必要的程度上评定水体的稀释和扩散特征而进行的水文和水文地质调查的结果应提交。

A.3.25. 应说明用于评价地表水和地下水污染对人口可能产生的影响的模式。在适当的情况下，应提供场外剂量计算的结果，或在安全分析报告的第12章和第16章提及此类计算。

场址是否足以应对应急响应行动

A.3.26. 本章应考虑但不限于以下内容：

- 研究堆周围区域的人口分布和预测的人口变化；
- 本区域目前和预计的土地使用和水使用情况；
- 潜在的放射源术语，以及不同照射途径（例如空气传播的放射性物质、水途径）对人群的剂量；
- 食物链的潜在污染；
- 场址人员的潜在照射；
- 控制受控区内与研究堆运行无关的活动或疏散从事这些活动的人员的必要性；
- 适当当局在必要时采取应急行动的能力；
- 应急计划的可行性（如果需要的话），同时考虑到人口分布、国家和国际边界、特殊群体（例如医院中的人）、特殊地理特点（例如岛屿）、疏散路线和疏散人员接待中心的可用性以及通信和运输规定。

场址相关参数监控

A.3.27. 本章应界定可能受到分析所考虑的外部事件影响的场址相关参数（例如，可能受到地震、大气、地表水和地下水相关事件以及人口、工业和运输相关因素影响的参数）。应说明监控策略、监控规定以及将监控结果用于预防、缓解和预测与场址相关危害的影响。

结论

A.3.28. 本章应提出关于所考虑的研究堆场址可接受性的结论。如果需要进一步的分析来支持关于可接受性的结论，则应确定场址特征，并参考安全分析报告的适当部分。应说明事故工况，包括可能需要采取缓解措施的情况，对人口的辐射风险是否低得可以接受，是否符合国家要求。

第 4 章：厂房及构筑物

反应堆厂房

A.4.1. 本章应包括对反应堆厂房和内部构筑物（例如反应堆水池和内部构件、支撑结构、起重机、通风系统）的说明，并酌情强调厂房的那些有助于在所有运行状态和事故工况下保持场址内外可接受放射性水平的特征。对反应堆厂房的要求见 SSR-3[1]要求 42 和 43。

A.4.2. 说明应包括厂房和内部结构的设计基准，以及厂房贯穿件（例如气闸、门、窗、机械和电气贯穿件）的设计基准，以说明它们对内部和外部事件的抵抗力（见第 A.2.11 段和第 A.3.7 段）。

A.4.3. 应描述通风系统的设计和运行，包括对安全壳或密封手段的要求，以及不同运行模式的通风换气率。如适用，应区分用于正常运行的通风系统和用于紧急情况的通风系统。应给出空气过滤器和碘捕集器的特定效率。

A.4.4. 应该描述反应堆建造子系统的设计和运行，例如控制裂变产物排放的系统。

A.4.5. 应说明起重机或其他起重和搬运设备的设计和运行。

A.4.6. 第 A.4.1—A.4.5 段中的描述应辅以图纸，包括流程图和仪器仪表图。

A.4.7. 应说明子系统的允许限值以及试验和视察要求，特别是确保规定的密封性和泄漏率的限值。

辅助结构

A.4.8. 本章应包括安全重要反应堆辅助厂房和结构的描述。如适用，应包括应急响应设施和辅助控制室的说明*。

第 5 章：反应堆

A.5.1. 安全分析报告的本章应提供所有必要的信息，以证明研究堆能够履行主要的安全功能。主要安全功能如下：

- 反应性控制；
- 从反应堆和燃料贮存中排出热量；
- 限制放射性物质、屏蔽辐射和控制计划中的放射性排放，以及限制意外放射性排放。

A.5.2. 本章应提供与运行状态相关的信息，包括安全分析中涉及这些状态的部分。故障和事故的后果在安全分析报告第 16 章处理。

摘要说明

A.5.3. 本章应首先概述反应堆的功能、技术和运行特点。应提供图纸、流程图和表格以供说明和支持。本“安全导则”的附件 III 提供了概要说明中要考虑物项的示例。摘要说明应表明反应堆主要部件的依赖和相互关联的安全功能。

燃料元件

A.5.4. 本章提供的关于燃料设计和燃料特性的基本信息应包括以下内容：

- (a) 燃料材料、浓缩、成分和冶金状态（例如氧化物、合金）；
- (b) 所有其他燃料部件的材料（即类型、成分）（如包壳、间隔物和配件、可燃中子吸收器）；
- (c) 燃料几何构型、尺寸和公差（连同图纸）；
- (d) 第 A.5.5—A.5.8 段所述分析所需的材料特性；
- (e) 燃料元件可承受不变形的最高温度（例如由于起泡形成或机械削弱）；
- (f) 燃料鉴定；
- (g) 与燃料相关的运行经验（如有）；
- (h) 燃料元件仪器仪表，如果有的话。

A.5.5. 应提供一项分析，表明燃料元件在其正常使用寿期能够承受其所承受的热力条件。这一使用寿命不仅应包括在反应堆堆芯内的时间，还应包括贮存、搬运和运输的时间。

A.5.6. 应提供一项分析，表明燃料元件能够承受它们所受的机械力（例如液压力、差热膨胀效应），而不会破坏机械完整性或不适当的变形。预期的效果应该量化。

A.5.7. 应提供一项分析，表明燃料元件包壳能够承受其在使用和贮存期间所受的化学环境，同时考虑到温度和辐照的影响。

A.5.8. 应提供一项分析，表明预期的辐照工况和限值（例如裂变、密度、堆芯寿命结束时的总裂变量）是可以接受的，不会导致可能含有易裂变材料的部件不适当的变形或膨胀。对于热安全分析，应提供最终变形的预期上限（例如，表示为最小冷却通道宽度）。

A.5.9. 这些分析和资料应得到关于实验测量和辐照经验的报告的支持，并应包括整个燃料循环（即存储和运输）。

反应性控制系统

A.5.10. 本章应提供资料，证明反应性控制系统在所有可预见的运行工况下都能履行其指定的安全功能。只有确保反应性控制的安全功能（如插入能力）才应在安全分析报告的本章中处理。应在核设计一章中处理反应性的所有其他方面（见第 A.5.13—A.5.16 段）。反应堆保护系统和反应堆功率控制系统在安全分析报告的第 8 章进行了处理。

A.5.11. 应提供反应性控制系统设计的基本信息，包括预期的材料、冗余和多样性方面性能特征（如驱动速度、驱动和插入时间）和故障安全特点。

A.5.12. 应提供一项分析，表明反应性控制系统在反应堆的所有运行状态下都能正常工作，并在所有设计基准的事故下，包括反应性控制系统本身的故障下，都能保持其反应堆停堆能力。应考虑到由于性能退化和辐照损坏而引起的可预见的老化效应。

核设计

A.5.13. 本章应提供一项分析，表明在整个预期的堆芯循环中，反应堆堆芯的核条件是可以接受的。分析应包括反应堆的稳态和动态核和热特性。

A.5.14. 关于核设计的基本资料应包括以下内容：

- (a) 堆芯配置和组成，如影响堆芯核特性的燃料元件、控制元件和其他部件的类型和预期装载模式。由于研究堆的堆芯结构可能会随着实验应用和要求的变化而变化，分析可以使用相对于所有其他结构具有保守性质的标准堆芯结构。对预期燃料替代策略的解释应补充这一信息。这些信息应该有图纸支持；
- (b) 在热中子和快中子能级下，堆芯内中子通量的水平和垂直分布；
- (c) 堆芯的基本反应性特征，如无限和有效中子倍增因子；控制元件在堆芯寿期内的预期有效性和位置；最小停堆能力；反应性反馈性质与温度和空隙；和单一堆芯部件（例如燃料元件、辐照装置）的反应性值。

A.5.15. 基本信息应通过参考所使用的计算方法和代码、基本输入数据的实验核实或支持核性质有效性的其他信息来支持，其细节在本章中提供。

A.5.16. 应当提供一项分析，该分析表明反应堆停堆系统¹⁰的有效性、作用速度和停堆裕度是可接受的，并且停堆系统中的一次故障不会阻止该系统在必要时履行其安全功能。应提供足够的停堆裕度，以便在所有运行状态和事故工况下都能使反应堆达到并保持在次临界状态。

热工水力设计

A.5.17. 本章应提供资料，证明在所有运行状态下，都有足够的堆芯冷却能力，以将反应堆燃料热参数保持在可接受的水平内，并保持足够的安全裕度，以防止或尽量减少事故工况下的燃料损坏。对于次临界组件，应根据特定设施的设计配置酌情处理以下描述的细节。

A.5.18. 热工和水力堆芯设计的基本信息应包括以下内容：

¹⁰ 对于具有不止一个停堆系统的反应堆设计，分析需要涵盖所有停堆系统。

- (a) 在强制和自然对流冷却期间的运行状态下，单一堆芯部件和整个堆芯部件的所有与安全相关的水力特征（如冷却剂平均速度和局部速度，以及冷却剂压力，视情况而定）；
- (b) 可包含易裂变材料的所有堆芯部件的功率分布，包括功率峰值系数，这是根据第 A.5.14(b)段指出的核设计特征得出的。

A.5.19. 应参照分析、实验测量和制造规范对信息进行限定，从而对每一个已量化的安全相关参数的不确定度进行定量评定。

A.5.20. 应提供一项分析，证明反应堆堆芯中任何燃料元件在任何运行状态下所承受的最大热负载不超过可用的冷却能力，无论冷却是通过强制对流还是通过自然对流。用于此分析的限制标准可能与核沸腾、流动不稳定性，进口涡流或离开核沸腾（取决于反应堆类型和运行工况），并应核实和鉴定。所有用于确定热工水力负载和空隙率的关联式都应该清楚地描述，以及它们的适用性的正当性。

A.5.21. 分析应导致确定堆芯的热安全裕度，既适用于“最佳估计”条件（基于名义热工水力条件），也适用于“保守”条件（考虑到第 A.5.19 段中导出的不确定度值）。

A.5.22. 评定应考虑到第 A.5.6 段和第 A.5.8 段所述机械变形或辐照膨胀可能引起与安全相关的燃料参数变化。

反应堆材料

A.5.23. 本章应提供资料，表明为建造安全相关结构和部件而选择的所有材料都能承受它们将受到的核、热和化学环境，而不会使这些结构和部件的安全性能出现不可接受的恶化。由于性能恶化和辐照损坏引起的老化效应应包括在内。在材料的选择过程中应考虑活化性能低的材料。

A.5.24. 应考虑的物品包括：

- (a) 堆芯支助和承压结构；
- (b) 与安全相关的反应堆内构件，如反应性控制机构的导轨；
- (c) 反应堆水池或储罐以及构成一回路冷却剂边界的相关部件；
- (d) 反应堆储罐、安全仪器仪表、辐照设施和束流管的支撑结构。

这些信息可以作为所有相关材料、其安全规范和在其使用寿命结束时基本材料性能的预期保守值的列表给出。

A.5.25. 这些信息应该通过参考实验测量和经验来验证。如果不能给予这种验证,则材料应说明为核实材料基本特性而进行的监视计划(即定期试验和视察)。

第 6 章: 研究堆冷却系统和连接系统

A.6.1. 安全分析报告的本章应该提供从反应堆中排出热量的反应堆冷却系统的描述。说明应包含主要的设计特征和在运行状态和事故工况下的性能特征。它应该由示意图和冷却系统的高程图来支持。对于低潜在危害的研究堆以及临界组件和次临界组件,安全分析报告本章的详细程度应与冷却系统和连接系统的安全重要性相称。应提供一个简短的陈述,以证明本章的详细程度是正当的。

一回路冷却系统

A.6.2. 一回路冷却系统的设计和运行应在本章中详细说明。主要部件(即泵、阀、热交换器和管道)的设计和性能特征应制表。应包括主要部件的流程和仪器仪表图及图纸。这些部件所用的材料和辐照对这些材料的影响应特定说明。应描述反应堆容器以及在役环境因素,如腐蚀、疲劳、热应力循环和老化效应。

A.6.3. 应描述用于泄漏检测的方法和最大限度地减少一回路冷却剂丧失的措施。一回路冷却剂丧失的潜在后果应该得到解决。

A.6.4. 应提供一回路冷却剂的化学数据,包括一回路冷却剂辐照效应的数据。还应说明一回路冷却剂中放射性核素的监控系统。

二回路冷却系统

A.6.5. 二回路冷却系统的设计和运行应在本章中详细说明设计和性能特征主要部件(即泵、阀门、热交换器、冷却塔和管道)应列成表格。应包括主要部件的流程和仪器仪表图及图纸。应规定部件的材料和腐蚀控制措施。老

化的影响也应得到解决。如果适用，还应说明监控二回路冷却剂中放射性核素的系统。

A.6.6. 如果反应堆在一次冷却系统和最终散热器之间使用一个密封的中间冷却系统，也应说明这一点。

慢化剂系统

A.6.7. 慢化剂系统的设计和运行应在本章中详细说明。应提出慢化剂中产生的热量的计算。慢化剂冷却系统主要部件的设计和性能特征应列成表格。应包括本系统的流程和仪器仪表图以及主要部件的图纸。应指定部件所用的材料；应该解决辐照和腐蚀的影响。老化的影响也应得到解决。

应急堆芯冷却系统

A.6.8. 应急堆芯冷却系统的设计和运行应在本章中详细说明。该系统设计的事故工况应该被提及，并且应该提供分析来证明该系统满足要求。主要部件的设计和性能特征应列成表格。应包括主要部件的流程和仪器仪表图及图纸。应特定说明部件所用的材料，如有辐照影响，还应说明任何环境影响和老化影响。应说明应急堆芯冷却系统的视察和试验程序。

衰变热排出系统

A.6.9. 衰变热排出系统的设计和运行，包括最终散热器，应在本章中详细说明。该系统设计的事故工况应提出，并应提供分析，以证明该系统满足要求。主要部件的设计和性能特征应被制表。应包括主要部件的流程和仪器仪表图及图纸。应指定部件所用的材料；辐照的影响（如果有的话）、任何腐蚀和老化的影响，以及对最终散热器不利的环境条件都应该得到解决。

一回路净化系统

A.6.10. 应详细说明一回路净化系统的设计和运行，包括树脂交换程序和在此类运行中用于保护人员的屏蔽。这可以在本章中描述，也可以参考安全分析报告的第 10 章。

A.6.11. 主要部件（泵、阀、过滤器、树脂、管道）的设计和性能特征应列成表格。应包括主要部件的流程和仪器仪表图及图纸。应该指定部件的材料。应描述监控性能和修订系统净化冷却剂能力的方法。

一回路冷却剂补充系统

A.6.12. 应说明冷却剂补充系统的设计和运行。这可以在本章中描述，或者应该参考安全分析报告的第 10 章。应提供冷却剂的相关化学控制和化学数据（例如新的水处理、脱气和脱矿加工的详细情况）。

第 7 章：工程安全特点

A.7.1. 安全分析报告的本章应确定并概述研究堆中为预计运行事件和事故工况提供的工程安全特点的类型、位置和功能。工程安全特点的示例是应急堆芯冷却系统和安全壳或其他限制手段。SSR-3[1]要求 43 和要求 48 说明了对这些系统和补充功能的要求。设计扩展工况下的安全特点示例包括额外的冷却水供应和非永久性设备（如便携式柴油发电机）。用于研究堆对于较低潜在危害的临界组件和次临界组件，本章的详细程度应与工程安全特点的安全重要性相称。应提供一份说明这些功能的简短说明，以证明本章的详细程度。

A.7.2. 应详细说明工程安全特点的设计基准和各种运行方式。应提供设计这些特性的事故工况，并提供分析以证明特点满足要求。应描述对工程安全特点的正确运行至关重要的子系统（例如，应急堆芯冷却系统的不间断电源）。工程设计的安全功能自动化的程度和需要手动控制的条件应该清楚地表明。

A.7.3. 应提供以下方面的资料：

- (a) 部件可靠性、系统相互依赖性、冗余性、多样性、故障安全特点和冗余系统的实物分隔；
- (b) 所用材料能够承受假想事故工况（例如放射性水平、辐射分解、温度、压力）的证据；
- (c) 试验、视察和监视（包括在模拟事故工况下进行的试验、视察和监视）的规定，以确保该特性在需要时是可靠和有效的；

(d) 老化对工程安全特点可运行性的影响。

A.7.4. 设计扩展工况下的安全特点的设计规范, 如有规定, 应说明这些特性防止或缓解放射性后果的能力, 包括其要求履行功能的可靠性、与设计基准事故中使用特点的独立性以及在与设计扩展工况相关的环境条件下的执行能力。

A.7.5. 应参考提供的安全分析报告的相关章节, 或进一步描述设计扩展工况的工程安全特点和附加安全特点的其他文件。

第 8 章: 仪器仪表和控制系统

A.8.1. 安全分析报告的本章应提供相关所有安全系统、安全相关物项和系统的仪器仪表和控制系统的信息。所提供的资料应强调那些影响反应堆安全的仪器仪表和相关设备。对仪器仪表和控制系统的要求在 SSR-3[1]要求 49 中确定。

A.8.2. 应列出所有仪器仪表和控制系统及支持系统(重点是安全系统和安全相关系统), 包括警报、通信和显示仪器仪表, 并应包括考虑的仪器仪表错误信息。在仪器仪表和控制系统的设计中考虑的安全重要人因的信息也应包括在内。关于这一专题的建议见 SSG-37 (Rev.1) [10]。应提供足够的原理图。

A.8.3. 还应包括关于试验仪器仪表和控制系统的规定的信息。应该证明, 在设计中已经考虑了部件的老化影响和陈旧, 特别是对于那些不能随时更换的部件。

反应堆保护系统

A.8.4. SSR-3[1]要求 50 规定了反应堆保护系统的要求。反应堆保护系统, 包括其所有部件, 应在安全分析报告的本章中详细说明。示意图应显示如何从中子通量、温度和流量等监控过程变量中得出启动保护行动的参数, 以及这些参数如何逻辑组合。

A.8.5. 应说明保护系统是否足以以安全方式(例如提供冗余和多样性)关闭反应堆, 并使反应堆进入安全状态。应当证明, 保护系统能够按需执行其功

能，特别是在共因故障和共模故障以及单次故障的情况下。还应表明保护系统的仪器仪表在本质上是故障安全的。

A.8.6. 对于基于计算机的数字保护系统，应包括软件核实和验证的证据。关于的补充建议原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-39 号《核电厂仪器仪表和控制系统的的设计》[39]规定了对软件的核实和验证，这些软件也可用于研究堆。

A.8.7. 应说明在反应堆保护系统中检测故障的方法。

A.8.8. 本章应说明防止不利环境条件（如温度、湿度、高压、电磁场）影响反应堆保护系统的方法，以及防止篡改的方法。

反应堆功率控制系统

A.8.9. 反应堆功率控制系统的所有要素都应在本章中描述，包括设计规范和功能。功率调节系统和反应堆保护系统之间的任何接口都应进行识别和分析，以确认它们不会导致安全下降。对于次临界组件，本章中的详细程度应与反应堆功率控制系统的安全重要性相称。应该提供一个简短的陈述来证明本章的详细程度。

其他仪器仪表和控制系统

A.8.10. 本章应描述安全运行所需的所有其他仪器仪表系统，如：

- 消防系统；
- 实验控制系统；
- 通风控制系统；
- 二次冷却系统；*
- 冷却剂化学控制系统；
- 辐射监控系统；
- 地震监控系统；
- 外部气象水文条件监控系统。

警报系统

A.8.11. 应在本章中说明警报系统，以指示研究堆的异常状态和安全系统中的故障。

联锁

A.8.12. 为研究堆运行提供的所有联锁和相关逻辑应在本章中列出和描述。

控制室

A.8.13. 本章应包括对反应堆控制室仪器仪表系统的描述，以指示保护系统、反应堆功率调节系统和其他重要系统的状态。

A.8.14. 应证明反应堆控制室有足够的信息和手段，使运行人员能够执行所需的动作。

A.8.15. 应列出紧急情况下所需的信息，包括补充控制室和场址应急设施提供的信息。

第 9 章：电源

A.9.1. 安全分析报告的本章应该描述交流和直流电源，重点是它们的可靠性和安全意义。这些描述应该有足够的图表来支持。应证明每一个电源的充足性，并应解决可能影响安全的老化效应。

场外电源

A.9.2. 本章应描述场外电源，并应强调其设计和性能特征。

应急电源

A.9.3. 本章应描述应急电源的设计和运行，包括必要时在设计扩展工况下恢复电力供应所需的非永久性设备的规定，并应强调与场外电源的连接。

A.9.4. 说明应包括以下内容：

(a) 系统的可靠性；

- (b) 系统供电设备的启动负载要求；
- (c) 系统的启动时间和连接负载的时序；
- (d) 启动方式（自动或手动）；
- (e) 在有或无备用柴油机的情况下运行的持续时间。

不间断电源

A.9.5. 本章应介绍交流和直流不间断电源的设计和运行，包括与应急电源的连接。应规定电源的容量，并与安全相关负载的要求进行比较。

电缆和布线

A.9.6. 本章应提供相关所用电缆类型的信息。应证明所采用的隔离电缆以保持冗余、防止电缆之间的干扰和提供消防保护的措施是否充分。

接地防雷

A.9.7. 本章应提供接地和防雷（内部和外部保护）系统的描述，包括与各种接地子系统相关的部件。

第 10 章：辅助系统

A.10.1. 安全分析报告的本章应提供相关研究堆中包括辅助系统的信息。应提供对每个系统的描述、系统和主要部件的设计基准、证明系统如何满足设计基准要求的安全评定、为核实系统的能力和可靠性而进行的试验和视察的信息，以及所需的仪器仪表和控制系统的信息。在适用的情况下，应说明在设计扩展工况下使用的非永久性设备的存储系统。在辅助系统与保护公众免受辐射照射无关的情况下，足够的资料应提供允许理解辅助系统的设计和性能；重点应放在可能影响研究堆及其安全特点或可能有助于控制研究堆内部放射性物质的那些方面。对于辅助系统，还应处理可能影响安全的可预见的老化效应。

燃料贮存和移动

A.10.2. 本章应描述贮存新燃料和乏燃料的系统；用于冷却和清洁乏燃料水池（如适用）；以及在研究堆内转移过程中装卸和冷却燃料。应提供关于待贮存燃料数量的信息，以及在运行状态和事故工况下维持乏燃料次临界和冷却的方法*。

A.10.3. 应说明新燃料的装卸和贮存，包括所使用的工具和系统。还应简要说明燃料装卸操作程序（见第 A.13.10 段）。

A.10.4. 应酌情提供关于辐照燃料和乏燃料管理的信息（即活度、衰变率、燃料燃料历史、换料频率以及视察和贮存要求），包括损坏燃料的管理。

水系统

A.10.5. 以前没有描述过的研究堆的任何水系统都应该在本章中描述。这可能包括服务水系统、反应堆辅助设备冷却系统和软化水补充系统。在每种情况下，提供的信息应包括设计基准、系统描述、流程和仪器仪表图、必要时的安全评定、试验和视察要求、仪器仪表要求和可预见的老化影响。

辅助加工系统

A.10.6. 与反应堆加工系统和实验设施相关的所有辅助系统，如压缩空气系统、加工取样系统或设备和地板排水系统，应在本章中描述。信息应包括设计基准、系统描述，安全评定、试验和视察要求、仪器仪表要求和可预见的老化影响。

供暖、通风和空调系统

A.10.7. 本章应说明反应堆厂房所有区域的供暖、空调和通风系统。该信息应包括设计基准、系统描述、试验和视察要求以及可预见的老化影响。应提供关于设计扩展工况安全分析结果的信息，以便根据 SSR-3[1]要求 75 的保持控制室的宜居性和良好状态（见第 A.16.48—A.16.53 段）。通风系统的其他功能—例如，密封功能—可以在安全分析报告的其他相关章节中讨论。

消防系统

A.10.8. 本章应提供消防系统的说明和安全分析，包括程序、预防计划、灭火和控制计划、人员培训和维护活动等方面的信息。也可参考设计方法（见第 A.2.11 段）。

起重设备

A.10.9. 本章应提供起重设备的说明。设计的相关规则和假设也应该被描述和正当。应特别注意可能对安全功能的实现产生影响的关键重物装卸操作。所提供的信息应表明 SSR-3[1]要求 63 已得到满足，并应包括定义如果坠落将造成最大损坏的重物参数；研究堆重物装卸区域；起重设备的设计；以及运行、维护和视察的适用程序。

其他辅助系统

A.10.10. 在本章中，应提供其他辅助系统的设计基准、系统描述和安全分析，如一般通信系统、照明和应急照明系统、卫生设施、污水系统和气体服务系统。

第 11 章：研究堆的利用

A.11.1. 安全分析报告的本章应说明研究堆的预期实验用途，并提供资料，证明已作出规定以确保实验设施和实验符合为研究堆、现场人员、实验人员和公众制定的安全标准。SSR-3[1]提出了要求，SSG-24 (Rev.1) [2]提出了建议。

实验设施

A.11.2. 本章应尽可能提供设计基准和设计说明，并提供与研究堆直接或间接相关的所有实验设施的安全分析。这类设施可包括束流管、热柱、芯内或慢化剂设施、钻孔、气动系统 and 实验回路。应评价假想始发事件—如实验设备或材料的故障（如回路破裂、放热化学反应，见第 3.23 段）。应提供与这些事件相关的分析结果和实验设施的安全设计特点。还应描述可能影响安全的老化效应。

A.11.3. 应说明新实验设施的评审和核准方法，以及所采用的行政程序和控制措施。应特别注意用于评审和核准安全分析报告所述设施范围以外的新实验设施的方法。

A.11.4. 对于尚未详细定义的实验设施，应提出设计基准。应在稍后阶段为这些设施编写和核准专门的安全分析报告。

A.11.5. 在反应堆堆芯或堆芯附近的实验中不允许使用的物质，以及只允许在附加安全条件下使用的物质，都应特定说明。

A.11.6. 应规定插入或在反应堆附近进行的实验中所用物质的最大允许正反应性和负反应性。这应该包括实验插入和抽出的最大速度。

第 12 章：运行辐射安全

A.12.1. 安全分析报告的本章应描述以下内容，以便正常运行：

- (a) 辐射防护计划（见 SSR-3[1]要求 84），包括营运组织的辐射防护政策和目标；
- (b) 研究堆的辐射源；
- (c) 辐射防护研究堆的设计；
- (d) 废物管理计划和废物管理系统；
- (e) 正常运行剂量评定；
- (f) 结论。

A.12.2. 应在安全分析报告第 16 章分析预计运行事故和事故工况下，场址人员和公众的估计辐射照射量。第 20 章描述了核或辐射紧急情况的计划，安全分析报告第 10 章应处理辐照燃料的管理。

辐射防护计划

营运组织的辐射防护政策和目标

A.12.3. 辐射防护政策声明应认可 SSR-3[1]第 2.2 段和第 2.3 段所述的辐射防护目标。特别是，本章应概述人员和公众的授权剂量限值，以及基于这些剂量限值的排放限值。应说明将放射性物质（包括放射性废物和废水）的照

射和排放保持在授权限值以下的管理要求。还应说明营运组织为协助研究堆管理部门应用最优化原则以确保辐射剂量和排放尽可能低并低于授权限值而制定的剂量限值。SSG-85[8]提供了应用最优化原理的建议。还应特定说明为证明研究堆利用可能导致辐射照射是正当的而应保存的记录。

A.12.4. 应说明研究堆营运组织制定和实施的辐射防护计划，包括最优化原则的应用。的政策和安排还应说明研究堆放射性排放的控制，包括监控排放和评价趋势的组织政策。

组织、人员配置和责任

A.12.5. 本章应说明负责辐射防护的管理层和工作人员的行政组织，包括与所确定的每个职位相关的权力和责任，以及负责辐射防护计划的工作人员的经验和资格。应酌情包括辐射防护官员在辐射防护咨询、支助、培训、监控、剂量测定和实验室服务以及放射性物质行政监管等领域的职责。还应参照适用于辐射防护活动的相关管理系统程序。

设施、设备和仪器仪表

A.12.6. 本章应说明辐射防护设施和设备，例如分析放射性物质的实验室、控制污染的设备和净化设施，包括这些设施的位置，以及仪器仪表的维护和校准以及人员监控的安排（例如热释光剂量测定服务）。

A.12.7. 本章应说明辐射和污染监控站，包括安装在这些监控站的固定手脚监控器、门式监控器（如使用）和便携式活动监控器。还应说明用于进行辐射和污染调查、控制不同进入区之间的污染、监控和取样气态放射性物质以及人员监控的便携式和设在实验室的设备和仪器仪表。

A.12.8. 应提供关于研究堆日常使用的防护服和设备的信息，包括呼吸防护设备。

A.12.9. 在可能存在高剂量率的应急响应中使用的特殊设备，以及对研究堆人员的任何特殊培训应在应急计划中说明这种特殊设备的使用情况（见第A.20.3段）。

A.12.10. 如果已经编写了单独文件来描述辐射防护计划，可参考该文件，本章仅给出简要摘要。

程序和培训

A.12.11. 本章应提供辐射防护计划的书面程序概述。此类程序应按照相关管理系统要求编写，并可包括与下列相关的程序：

- 进行辐射调查和空气取样的政策、方法和频率；
- 污水监控；
- 控制进入受控区域和/或停留时间的行政措施；
- 控制人员和设备的污染；
- 监管遵守适用的放射性物质运输条例的情况；
- 人员监控的方法和程序，包括记录、报告和分析结果的方法；
- 评定内部辐射照射的计划，例如生物化验或全身计数，以及对人员的其他相关医疗监控，特别是对过度照射的情况；
- 呼吸机等防护用品的发放、选择、使用和维护；
- 源、放射性同位素或其他放射性物质的装卸和存储；
- 放射性废物的处理和处置；
- 实验人员和场址人员的培训。

A.12.12. 应参照运行程序，其中包括控制运行人员在正常运行和维护、在役检查和换料工作期间剂量的规定。还应提及操作程序中涉及对收集、存储、贮存或运输放射性液体、气体或固体的系统进行监控规定的部分。应参考与实验设施、同位素生产或实验室活动相关的任何程序。

A.12.13. 本章应说明控制和评价访客、实验人员和其他人员（如承包商、学生）照射的方法和程序，这些人员可能对研究堆的辐射防护程序仅有粗略的了解。

A.12.14. 还应参考安全分析报告第 20 章关于研究堆剂量率可能很高的紧急情况的应急运行程序。

A.12.15. 本章应简要说明为负责辐射防护、运行和维护的管理人员和工作人员以及包括承包商、实验人员和学生在内的其他人员提供的辐射防护培训计划。

污水监控计划

A.12.16. 本章应描述在场内和场外进行的污水监控计划。如果由研究堆的营运组织对流出物进行场外监控，则应解决安排和责任问题。

监查和评审计划

A.12.17. 本章应说明控制辐射防护计划执行情况的规定及其评审。

研究堆辐射源

A.12.18. 与反应堆运行相关的所有辐射源（含有的源、液态和气态放射性物质）以及在整个研究堆中可以识别的所有其他辐射源都应在本章中编目。这些源可能包括用作屏蔽计算、通风系统设计、剂量评定、废物管理或确定流出物排放量基准的源。

A.12.19. 对于屏蔽或含有的辐射源，应提供关于形式、位置、几何构型、同位素含量和活性以及测量日期的信息。对于液态和气态放射性物质，应提供关于形式、位置、同位素含量和浓度以及测量日期的信息。

A.12.20. 辐射源的示例见本“安全导则”附件 IV。

A.12.21. 安全分析报告的本章应提供研究堆的图纸，显示所有辐射源的位置。

辐射防护研究堆的设计

A.12.22. 本章应说明研究堆和设备的设计考虑，以证明工作人员和公众可能受到的外部和内部辐射照射符合第 A.12.3 段所述的辐射防护政策。应包括设计如何减少人员照射的描述；最大限度地减少放射性物质的不良生产；减少可能导致内部或外部照射的维护和运行活动的需要和花费在这些活动上的时间；并将放射性物质向环境中的排放保持在合理可达尽量低水平。

访问控制和分区

A.12.23. 本章应描述研究堆的布置如何使放射性物质与工作人员和公众隔离，以及如何防止其他危害。该布置可包括根据其污染和/或照射的可能性而分级的区域。应提供显示研究堆布置的图纸，并标明受控区域和监督区

域。本章还应说明防止人员接近高辐射场区域和可能受污染区域的出入控制措施，以及防止在有人存在的区域放置辐射源（例如乏燃料或激活或辐照材料）的控制措施。

屏蔽和防护特点

A.12.24. 本章应说明第 A.12.18—A.12.21 段中确定的研究堆、相关设施（例如束流管）和辐射源的屏蔽。说明应包括在可能需要占用的地方屏蔽外的放射性水平，以及材料、屏蔽穿透的标准和使用的计算方法。本章还应描述其他防护特点，如几何构型布置（例如距离）或远程处理方法，以确保研究堆人员和公众的照射符合并根据相关要求和最优化原则。说明应包括确保束流管和其他实验设施在实验过程中充分屏蔽辐射流的方法。

辐射防护通风

A.12.25. 本章应根据安全分析报告第 4 章或第 7 章对通风系统的描述，讨论通风系统的辐射防护方面。

辐射监控系统

A.12.26. 本章应说明受控和监督区域、废水和气态放射性物质的永久监控系统，包括关于下列方面的资料：

- 监控器、探测器和取样器的位置；
- 监控器和仪器仪表的类型（即固定式或移动式、灵敏度、测量类型、量程、准确度和精密度）；
- 本地和远程警报器、广播、读出器和记录器的类型和位置；
- 警报或控制器设定点；
- 提供应急电源；
- 校准、维护和试验的要求；
- 要开始或采取的自动行动。

A.12.27. 本章应描述确保从被监控地区获得代表性样本的标准和方法。

A.12.28. 应说明辐射监控系统和可用于事故工况下的其他系统。关于系统在安全分析中的使用，应参阅安全分析报告第 16 章；关于事故工况下监控应用的应急响应行动，应参阅第 20 章。

放射性废物管理计划和废物管理系统

固态放射性废物

A.12.29. 本章应说明固态放射性废物的最小化和处理，酌情包括以下内容：

- (a) 放射性废物的种类和类别，固态放射性废物的来源和数量，包括物理形态、体积和同位素组成，以及测量或估计的活度；
- (b) 对于湿放射性废物，脱水的方法；
- (c) 放射性废物的收集、分离、加工、包装、存储和运输方法；
- (d) 废物容器的类型和大小。

液态废物

A.12.30. 本章应说明被认为是液态放射性废物的处理，包括以下内容：

- (a) 液态放射性废物的种类和数量，以及液态放射性废物的来源、地点、形式和估计活动；
- (b) 向环境排放的流动路径和流量、加工设备、储罐和排放点的示意图；
- (c) 采取措施将放射性流出物和非放射性流出物分开，并确保排放到环境中的流出物是可溶的；
- (d) 排放的行政控制级别；
- (e) 对系统容量、冗余和灵活性的要求，以及对系统便于维护、减少泄漏和防止不受控制的排放，如从储罐溢出到环境中能力的要求。

A.12.31. 应说明确定经处理的液态放射性废物是否将被回收或排放的标准，包括按排放的放射性核素列表列出的预期流出物浓度和每年向环境排放的放射性总量。应给出排放时的稀释系数。

气态废物

A.12.32. 本章应说明被视为废物的气态放射性物质的处理情况，包括：

- (a) 气态废物的种类和数量，以及放射性核素的来源、位置、形式和计算数量；
- (b) 向环境排放的流动路径和流量、加工设备和排放点的示意图；
- (c) 分离放射性流出物和非放射性流出物的措施；
- (d) 排放的行政控制级别；
- (e) 对系统容量、冗余和灵活性的要求，以及对系统便利维护、减少泄漏和防止向环境无节制排放的能力的要求。

A.12.33. 应按排放的放射性核素，包括每年向环境排放的放射性总量，列出预期的流出物浓度。应给出排放时的稀释系数。

A.12.34. 如果适用，应说明处理具有爆炸可能性的危害气态物质的设计规定。

A.12.35. 原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 5 号《放射性废物的处置前管理》[40]规定了关于这一主题的详细要求。

正常运行剂量评定

公众剂量

A.12.36. 本章应表明，直接辐射和研究堆放放射性物质排放的综合影响不会导致超出授权限值的场外公众剂量。此外，还应说明在最优化原则的基础上减少照射的措施。

A.12.37. 如果安全分析报告本章的前几章已经证明放射性排放是排放限值的一小部分，是可以接受的，并且直接和间接暴露于辐射也在授权限值范围内，本章只应提供气态放射性物质、液态放射性物质、直接和间接辐射照射所有的辐射照射途径摘要。

A.12.38. 如果放射性排放没有按照排放限值进行处理，则本章应包括由于所有排放的影响，在研究堆场址边界和场址外地点对代表人的个人剂量的计算（见 GSR Part 3[24]）。还应介绍计算中使用的假设、方法和工具。应当证明，所有排放的综合影响符合对公众剂量的监管要求。

A.12.39. 本章应说明用于确定气态和液态放射性排放以可接受的速率产生的标准。应包括按排放的放射性核素和每年向环境排放的放射性总量列表的流出物浓度，以及计算这些数量时使用的方法、参数和假设。

A.12.40. 此外，对于气态废水，应查明向环境排放放射性物质的所有地点，并对每一数量提供以下内容：

- (a) 排放的高度；
- (b) 出水温度和出口速度；
- (c) 关于气体在环境中的迁移和稀释所作的假设。

职业照射

A.12.41. 本章应提供一张图表，显示研究堆正常占用区域和将进行维护活动区域的辐射场。应使用研究堆受控区域的估计年度占用数据，以表明预期剂量对于主要功能是可接受的，例如研究堆的运行、进行实验、维护、放射性废物管理、换料和在役检查。应提供受控地区边界的年剂量估计数。关于职业照射的进一步指导见 SSG-85[8]和 GSG-7[25]。

A.12.42. 本章应表明，由于吸入空气中放射性物质的区域，人员的估计辐射照射量为可以接受。如果有数据，应提供研究堆人员的年度剂量概要。

结论

A.12.43. 本章应就研究堆的实际辐射防护计划和设计特点的可接受性提出结论。

第 13 章：运行实施

A.13.1. 安全分析报告的本章应描述组织机构和营运组织将进行研究堆运行的方式。这应包括研究堆的人员配置、评审和运行监查；运行程序；保养；试验和视察；与核安保的接口；以及记录和报告。还应提供关于考虑组织和人因的资料，以及关于人员配备、培训和资格、运行程序以及维护、定期试验和视察计划的资料。关于这些议题的要求见 SSR-3[1]，关于这些议题的建议见 SSG-81[4]、SSG-83[6]和 SSG-84[7]。

组织机构

A.13.2. 应在本章中说明营运组织的机构。研究堆各运行级别的关键人员和小组应在组织图中说明。应说明营运组织中关键人员的职能、权限和责任。

A.13.3. 应指明计划使用外部组织的组织职能。

A.13.4. 本章应提供研究堆不同运行状态所需人员的数据。

工作人员资格和培训

A.13.5. 本章应描述关键人员的资格。

A.13.6. 本章应说明各种人员所需培训的类型以及培训提供的频率。应说明对工作人员的任何许可证或资格要求。对研究堆用户的培训要求和对来访者的指示，如果有的话，应该给出。如果有模拟机，本章还应说明模拟机在员工培训和资格中的使用情况。

评审和监查

A.13.7. 本章应描述对研究堆运行的安全方面进行评审和监查的方法。还应说明评审和监查小组的组成和资格；团队会议规则；小组将评审的物项，如许可证、运行限值和条件、程序和研究堆本身的变化；改造；新的试验；实验和程序；和对计划外事件的评价。

A.13.8. 应提供关于小组监查职能的信息，包括要监查的物项、监查之间的间隔时间以及研究堆管理层在管理系统内处理监查结果的方式（见安全分析报告第 18 章）。

运行说明和程序

A.13.9. 本章应描述运行程序或提供包含这些程序运行手册的概述。

A.13.10. 这些书面指示和程序（另见 SSG-83[6]）应酌情包括关于下列物项的信息：

- 反应堆启动、运行和停堆；
- 燃料和辐照材料的装卸和移动；

- 安全重要物项，特别是安全系统的视察和试验；
- 具有安全意义实验的设置、试验和执行；
- 使用生产的放射性物质和运输放射性物质；
- 维护，特别是涉及安全重要主要部件或系统的维护；
- 辐射防护；
- 对预计异常事件、系统或部件故障和事故工况的响应；
- 污水监控和环境监控；
- 紧急情况；
- 核安保，包括实物保护和信息安保（见 A.13.14 段和第 A.13.15 段）；
- 消防。

A.13.11. 安全分析报告的这一部分还应描述如何对程序进行主要的、次要的和临时的修订。

维护、定期试验和视察

A.13.12. 本章应根据 SSG-81[4]建议，说明研究堆设备和部件的维护、定期试验和视察计划的实施情况。如果在补充文件中提供详细的计划，概述就足够了。本章应提供关于维护、定期试验和视察计划下列方面的资料：

- (a) 被视察或试验的系统或设备；
- (b) 视察或试验标准；
- (c) 视察或试验间隔；
- (d) 负责维护、试验和/或视察的人员；
- (e) 维护工作的核准；
- (f) 维护后恢复正常运行。

老化管理

A.13.13. 本章应说明老化管理计划—包括对研究堆结构、系统和部件的材料进行视察和定期试验—这些视察和试验应是有效的，并应根据 SSG-10 (Rev.1) [9]提出的建议系统地加以发展。如果在补充文件中提供详细的计划，概述就足够了。本章应提供相关系统老化管理计划下列方面的资料：

- (a) 为老化管理评审筛选结构、系统和组成部分；
- (b) 识别和理解退化机制；
- (c) 最大限度地缓解老化影响；
- (d) 老化效应的检测、监控和趋势；
- (e) 缓解老化的影响；
- (f) 验收标准；
- (g) 纠正措施。

核安全与核安保界面

A.13.14. 为保护研究堆不受未经授权的进入和破坏以及为防止未经授权的排出易裂变材料和放射性物质而采取的措施—包括进入场址和研究堆的程序以及实物保护系统—应保密，因此应在单独的实物保护计划中加以说明（见参考文献[17、31、32]）。

A.13.15. 本章应说明营运组织如何确保按照 SSR-3[1]要求 90 执行安全措施和核安保措施。安全措施和核安保措施必须以综合的方式设计和应用，并尽可能以互补的方式设计和应用，以便核安保措施不损坏安全，安全措施不损坏安保。本章应说明以协调方式处理安全和核安保问题的制度，并应确定对将安全和核安保结合起来具有重要意义的特定规定。

文件和记录

A.13.16. 本章应提供相关控制安全重要记录、数据和报告的系统的信息。记录应涉及以下内容：

- (a) 反应堆运行情况（例如日志、条形图、核对表、自动数据读出）；
- (b) 运行状态（例如运行部件和停用部件的类型和数量）；
- (c) 维护、试验和视察协议；
- (d) 改造；
- (e) 对样品和产生的放射性核素进行辐照；
- (f) 易裂变材料的移动；
- (g) 放射性水平；
- (h) 辐射照射（外部和内部）、工作人员辐射剂量和医疗检查记录；

- (i) 出水监控和环境监控结果；
- (j) 涉及安全重要部件的故障和其他事件；
- (k) 培训和复训。

A.13.17. 本章应给出根据研究堆运行管理系统存储记录的最小时间间隔（见安全分析报告第 18 章）。

运行经验反馈计划

A.13.18. 本章应说明评价和反馈运行经验的计划，包括评价运行问题的趋势和故障的趋势，以及在研究堆和在适用的情况下在其他核装置发生的未遂事件和其他事件。该计划应包括对技术、组织和人因的考虑。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号《核装置运行经验反馈》[41]提出了关于这一领域的建议。

第 14 章：环境评定

A.14.1. 安全分析报告的本章应提供经授权的设施和活动的环境影响评定报告摘要，包括研究堆的建造、运行、改造和退役。

A.14.2. 本章应结合安全分析报告第 3 章所包含的相关信息，简要说明以下几点：

- (a) 核准的设施和活动对环境的影响；
- (b) 不可避免的不利环境影响；
- (c) 选择授权设施和活动的替代办法；
- (d) 不可逆转和无法收回的资源承诺；
- (e) 一份分析报告，对核准的设施和活动的环境影响以及可用于防止或缓解环境影响的替代办法进行平衡分析，并概述研究堆产生的环境、经济、社会、技术和其他利益。

A.14.3. 一些经核准的设施和活动可能对环境影响很小或没有影响。在这些情况下，应说明采取此类行动的决定并简要说明正当性。

第 15 章：调试

A.15.1. 安全分析报告的本章应描述调试计划的技术方面。对于建造中的研究堆，本章应充分详细地描述调试程序，以表明结构、系统和部件的功能要求将得到充分核实。对于现有的研究堆，本章应充分详细地描述已进行的调试计划和调试计划的主要结果，以表明结构、系统和部件的功能要求已得到充分核实。调试计划和调试结果的完整细节，如果完成，可以在单独的调试文件中提供。

A.15.2. 安全分析报告的本章应说明调试计划的主要阶段和每个阶段要实现的特定目标（见第 2.34 段）。

建造中的研究堆

A.15.3. 本章应提供以下相关调试计划的信息：

- (a) 调试计划及其目标的摘要；
- (b) 调试机构的详细情况，包括培训要求；
- (c) 调试管理系计划（见安全分析报告第 18 章）；
- (d) 调试计划主要阶段的摘要时间表；
- (e) 调试的运行限值和条件以及调试程序的摘要。

A.15.4. 本章应说明如何使用类似运行研究堆的调试信息。应说明向监管机构报告调试结果的方法，包括关于不符合或意外结果的决议。

A.15.5. 如果需要，本章应描述修订安全分析报告的方法，以包括调试试验的结果。

调试后的研究堆

A.15.6. 在研究堆调试之后，关于调试的一章应修订相关调试计划的下列信息：

- (a) 调试结果摘要；
- (b) 调试过程中重大技术和组织变革的总结；
- (c) 已接受的不符合项的摘要，并酌情说明相关的纠正措施；

(d) 对结构、系统和部件、程序、安全分析和安全分析报告修订的概述。

现有的研究堆

A.15.7. 对于现有的研究堆，本章应提供相关调试计划的下列信息：

- (a) 调试计划及其目标的摘要；
- (b) 调试结果摘要；
- (c) 已接受的不符合项的摘要，并酌情说明相关的纠正措施；
- (d) 修订安全分析报告的方法，如果需要，包括改造的调试试验结果。

改造调试

A.15.8. 第 A.15.1—A.15.7 段中概述的信息也应包括在涉及对现有研究堆进行改造的安全分析报告中。

第 16 章：安全分析

A.16.1. 本章提出的安全分析构成了安全分析报告的重点。在前面的章节中，已经说明了研究堆的设计，特别是结构、系统和部件的设计对安全很重要，应该评价结构、系统和部件对错误和故障的敏感性。在本章中，应描述由于组织或人为错误（即假想始发事件）而在运行过程中预期偏离正常运行和假想部件错误和故障的影响，包括其后果，以评价研究堆控制或适应这种情况和故障的能力。这些分析包括正常运行的确定性安全分析、预计运行事件、设计基准事故、无显著燃料退化的设计扩展工况和有堆芯熔化的设计扩展工况；为支持“实际消除”可能导致早期放射性排放或大规模放射性排放的工况而进行的分析；以及为补充确定性安全分析而进行的任何概率安全评定。

A.16.2. 为确保陈述的完整性并便于监管机构的评审和评定，安全分析报告的本章应包含以下信息：

- (a) 导言 — 安全分析中使用的一般方法和方法（第 A.16.3 段和第 A.16.4 段）；
- (b) 研究堆的特征 — 用于安全分析的研究堆参数和初始条件（第 A.16.5—A.16.9 段）；

- (c) 假想始发事件的选择 — 安全分析中考虑假想始发事件的范围（第 A.16.10—A.16.12 段）；
- (d) 个别事件序列的评价 — 安全分析的结果（第 A.16.13—A.16.47 段）；
- (e) 设计扩展工况分析（第 A.16.48—A.16.53 段）；
- (f) 摘要 — 关于可接受性的重要结果和结论的摘要（第 A.16.54—A.16.56 段）。

介绍

A.16.3. 本章应提供安全分析中使用的方法和途径的概述。所提供的信息应足以使评审员基本了解用于评定结果可接受性的方法和标准的一般性质。本“安全导则”附件 I 可能对完成本章有所帮助，但附件 I 的详细程度在本章中没有必要。参考文献[26]提供了更多的指导。

A.16.4. 本章应在以下标题下提供一个简短的摘要：

- (1) 假想始发事件的识别、选择和证明方法。
- (2) 在预计运行事件、设计基准事故和设计扩展工况中对假想始发事件进行分级。
- (3) 分析方法，酌情包括下列方法：
 - (a) 事件序列分析；
 - (b) 瞬态分析；
 - (c) 外部事件和特殊内部事件的评价；
 - (d) 定性分析；
 - (e) 放射学后果分析。
- (4) 验收标准。

研究堆的特征

A.16.5. 本章应概述瞬态分析中使用的研究堆参数和初始条件（第 A.16.19—A.16.25 段）。这些参数和允许的运行边界将构成安全分析报告第 17 章的运行限值和条件基础。

堆芯参数

A.16.6. 应给出安全分析中所考虑的研究堆参数和规定运行工况范围的概要。虽然这些值可以在安全分析报告的其他各章中列出,但应在本章中对其进行总结,以协助安全分析的评审和评定。这些参数应包括但不限于以下内容:

- (a) 堆芯功率;
- (b) 堆芯进口温度;
- (c) 燃料元件,包壳温度;
- (d) 反应堆系统压力;*
- (e) 堆芯冷却剂流量;*
- (f) 轴向和径向功率分布及热通道系数;*
- (g) 功率峰值系数;*
- (h) 过度反应性;
- (i) 反应堆动力学参数;
- (j) 燃料温度、反应性系数、慢化剂温度、反应性系数;
- (k) 空隙反应性系数;
- (l) 可用停堆反应性裕度;*
- (m) 次临界组件的临界裕度;
- (n) 反应性控制和安全设备的插入特征。

A.16.7. 研究堆参数应规定一个随燃料燃耗、换料或其他因素而变化的数值范围。

A.16.8. 应该规定系统参数的允许运行边界,包括给定参数的允许波动和相关的不确定性。在运行边界内的最不利条件应作为瞬态分析的初始条件。

研究堆保护系统的功能

A.16.9. 应列出安全分析中使用的所有保护系统功能的设置。典型的保护系统功能是反应堆跳闸、隔离阀关闭和提供备用冷却。

假想始发事件的识别、分级和分组

A.16.10. 本章应列出在安全分析中处理的假想始发事件。安全分析的起点是确定一系列假想始发事件。该清单应全面，并提供拒绝特定假想始发事件的正当性。本“安全导则”附件 I 提供了一些相关方法的信息。在选择时应考虑第 A.16.11 段和第 A.16.12 段中提到的各点。

A.16.11. 每个假想始发事件应归入下列类别之一，或以与研究堆类型一致的其他方式分组：

- (a) 电力供应的丧失；
- (b) 过量反应性插入；
- (c) 流量丧失；
- (d) 冷却剂丧失；
- (e) 设备运行错误或故障；
- (f) 内部特殊事件，包括实验失败；
- (g) 外部事件；
- (h) 人为错误。

对于一些次临界组件，分级将取决于设备特定的设计特性及其对安全的重要性。

A.16.12. 对假想始发事件进行分级和分组的基础应加以描述和说明。安全分析报告本章中要处理的计划列表应包括预计运行事件、设计基准事故和设计扩展工况。应评价每组假想始发事件，以确定边界事件，并应指出和证明选择进一步分析的事件。为进一步分析选择的事件应包括那些具有潜在后果的事件，这些后果对组中所有其他假想始发事件都有限制。

单项评价

A.16.13. 在本章中，应为第 A.16.11 段中选定的每一个假想始发事件提供物项符号(a)–(f)中所列的详细信息。这些信息按以下标题组织：

- (a) 查明原因；
- (b) 事件序列和系统运行；
- (c) 瞬态分析；

- (d) 损坏状态分级；
- (e) 源项的推导；
- (f) 放射学后果评价。

A.16.14. 对于各种假想始发事件，应该为这些主题提供的定量信息的范围将有所不同，并将取决于研究堆的类型。对于某些特定假想始发事件不是边界事件的情况，只应给出导致这一结论的定性推理，并提及对相关类别的边界事件作出评价的部分。此外，对于那些需要定量分析的假想始发事件，可能没有必要为每个主题提供这样的分析。例如，有许多事件引发研究堆瞬变，导致最小的放射性后果。安全分析报告只应提供一个定性评价，以表明情况确实如此。详细的不需要对每一个这样的始发事件进行放射性后果的评价。

查明原因

A.16.15. 对于每个被评价的事件，本章应包括导致所考虑的始发事件的原因的描述，包括由于设备故障引起的始发事件和由于组织或人为错误引起的始发事件。

事件序列和系统运行

A.16.16. 从事件开始到最终稳定的情况，事件的一步一步的顺序应该在本章中描述。应为每个事件序列提供以下内容：

- (a) 确定时间尺度上的重大事件，例如中子通量监控器跳闸或开始插入控制棒；
- (b) 表明正常运行的反应堆仪器仪表和控制设备的正常运行，以及这些仪器仪表和控制设备未能正常运行；
- (c) 反应堆保护系统、安全系统和其他工程安全特点的正常运行，以及它们未能正常运行的迹象；
- (d) 对于设计扩展工况，事件序列中假想附加故障；
- (e) 所需运行人员动作的指示；
- (f) 评价因组织或人为错误而导致的相关错误和故障；
- (g) 序列概率的定性评价（如果使用）；

(h) 对被认为“实际消除”的事件序列进行辩护，并证明它们在物理上是不可能的，或者在高度可信情况下，它们极不可能出现。

A.16.17. 并不是每一个假想始发事件都需要完全分析和描述。在事件序列分析中，应为每组假想始发事件建立逻辑模式以识别故障序列。逻辑模式应从主要安全功能开始，并考虑一组假想始发事件、安全系统和安全系统的各个组成部分所需的安全功能。每组中已被选择用于进一步分析的边界事件序列都应指明。

A.16.18. 应进行系统评定，以确定在假想始发事件后可能发生的安全系统设备故障。这些故障应该包括在逻辑模式中。

瞬态分析

A.16.19. 对反应堆堆芯和系统性能的详细分析应在本章中列出。应该描述在事故工况下用来表征反应堆堆芯和系统性能的方法，并提出重要的分析结果。资料应酌情包括对可能影响限制放射性物质从燃料向环境移动的屏障性能的参数的评价（例如，燃料-包壳相互作用和燃料故障模式、主要冷却剂系统边界和提供限制功能的厂房或系统）。

计算模式

A.16.20. 本章应描述所使用的计算模式，包括分析中使用的计算机代码或模拟。描述应表明，模式适用于预计运行参数范围，它们代表了所有重要的物理现象，并得到了适当的核实。描述还应表明，计算模式在预计运行事件和设计基准事故的情况下使用保守方法，在设计扩展工况的情况下使用最佳估计方法。本章只应提供所用数学模式和计算机代码的摘要，参考监管机构可获得的文件中的详细说明。还应提供以下内容：

- (a) 模式的一般说明，包括以下内容：
 - (i) 模式的目的是其适用范围，包括所调查变量的程度或范围；
 - (ii) 对所使用的分析模式和经验相关性的概要描述；
 - (iii) 在分析中引入的任何简化或近似；
 - (iv) 方法的保守程度及相关性；
 - (v) 模式的数值精度，包括结果的估计精度和导致不确定性的因素；

- (vi) 用于组合代码的方法（如果使用了一组代码）。
- (b) 每个模式的输入数据的简要说明，包括以下内容：
 - (i) 输入参数的选取方法、参数的适用性和保守性；
 - (ii) 每个模式的输入数据清单；
 - (iii) 模式对特定输入参数的敏感性。
- (c) 核实研究结果摘要，包括以下内容：
 - (i) 模式预测与实验或运行结果的比较，或与其他与实验或运行结果进行比较的模式的比较；
 - (ii) 预测和实验中的不确定性；
 - (iii) 对所使用的核实模式的说明；
 - (iv) 足够的数值精确度或保守程度的证明（对于预计运行事件和设计基准事故）；
 - (v) 确认模式代表了所有重要的物理现象；
 - (vi) 证实经验关联是保守的，是基于实验（在可行的情况下），并适合于运行参数的范围。

输入参数和初始条件

A.16.21. 分析中使用的输入参数和初始条件应在本章中明确标识。本“安全导则”附件 III 提供了输入参数和初始条件示例清单。其他变量和附加参数的初始值，如果在分析中使用，也应包括在安全分析报告中。

结果

A.16.22. 分析结果应在本章中提出和说明。关键参数应以图形形式表示为瞬时或事故的时间函数。应包括以下参数：

- 反应性；
- 火力发电；
- 热流密度；
- 功率分配；
- 反应堆冷却系统压力；
- 最小临界热流密度比或离核沸腾比（如适用）；

- 堆芯冷却剂流量；
- 冷却剂工况（如进口温度、平均堆芯温度、热通道出口温度）；
- 堆芯温度（例如最高燃料中心线温度、最高包壳温度）和最高燃料焓；
- 反应堆冷却剂库存（例如，反应堆冷却剂系统各位置的总库存和冷却剂水平）；
- 二次热交换器系统的参数（如库存和液位、焓、温度、质量流量）。

A.16.23. 对于较低潜在危害的研究堆以及临界组件和次临界组件，应根据设施的设计特点及其对安全的重要性（例如处理反应性事故的措施）确定参数。

A.16.24. 应指出并解决结果中的不确定性。

A.16.25. 应提供各种堆芯参数的预测值与代表可接受条件边界的这些参数值之间的边距。

损坏状态分级

A.16.26. 对瞬态的分析可能表明，燃料设计限值将被超过，从而对燃料和/或燃料包壳造成一些损坏。本章应提供对损坏类型、受影响燃料数量和其他因素（例如燃料和包壳温度、冷却剂特征、化学相互作用）的估计。

A.16.27. 一些事件序列可能导致不同的放射性危害，包括试验或辐照和/或激活设施的失败以及辐照燃料包壳的机械损坏。应提供对危害材料的形式和内容的估计，以及进一步表征其性质的任何物理参数。根据放射性危害的类型和程度对序列的任何重新组合都应加以说明。不造成危害的序列应排除在外，对每一类危害都有限制或约束的其余序列应选择用于分析放射性物质的排放。

源项推导

A.16.28. 安全分析报告前一章中提到的每个边界序列的源术语（如果有的话）应在本章中描述。这些说明应包括可能从研究堆排放的放射性物质的数量、其物理和化学形式以及为完全说明其在环境中的潜在扩散所必需的任何其他因素。应考虑到影响源项的因素，包括放射性核素的挥发性、燃料的

排放、裂变产物在反应堆冷却剂内的滞留以及裂变产物在反应堆厂房内的滞留或限制手段。参考文献[42]提供了关于源术语派生的更多信息。

A.16.29. 本章应说明是否对实际排放分数进行了详细计算，或者是否使用了保守的排放分数，如大于对可能事故序列预期的任意源项（例如，为了证明厂房或密封手段的有效性，为了表明对代表性人员产生的剂量将符合监管要求）。

A.16.30. 应总结用于确定和分析源项的数学模式，并提供相关其验证的信息。第 A.16.31—A.16.33 段中给出的信息应酌情提供给每个边界事件序列。

反应堆厂房内排放评定

A.16.31. 本章应说明厂房内排放的放射性核素、特定放射性核素的数量以及每个相关序列排放的其他物理因素。应提出分析中使用的参数和假设，包括以下内容：

- (a) 裂变产物清单（或不涉及燃料损坏事故的放射性核素清单）；
- (b) 燃料元件损坏的性质和燃料包壳损坏的比例；
- (c) 从燃料中排放的裂变产物的分数；
- (d) 放射性核素在水中和表面的滞留因子和板出因子¹¹。

反应堆厂房排放的评定

A.16.32. 对于导致向反应堆厂房排放的每一事件序列，本章应给出排放到环境中的放射性核素、每一特定放射性核素的数量和表征排放的其他物理因素。应考虑空气中和水中放射性物质的排放。应提出分析中使用的参数和假设，包括以下内容：

- (a) 通过液体和气体截留系统、再循环系统和通风系统去除放射性核素，包括过滤器的效率；
- (b) 表面沉积和再悬浮；
- (c) 放射性核素滞留时间、衰变时间和前体产生率；
- (d) 反应堆厂房泄漏率或液态流出物排放率；

¹¹ 板出是将放射性同位素的子产物沉积到另一种材料的表面上。

- (e) 排放方式（即单次喷气、间歇或连续排放）和估计排放持续时间；
- (f) 排放点（如堆栈、地平面）。

其他危害的评定

A.16.33. 本章应描述可能导致工作人员或公众严重直接暴露于反应堆厂房内任何排放物相关辐射场的事故（另见第 A.16.40 段）。这类事故的示例包括：

- 意外临界；
- 从实验或研究堆中排放出来的含有放射性危害的物质；
- 当地含有的放射性物质的水泄漏或其他排放；
- 屏蔽丧失（例如，反应堆堆芯暴露但不会导致包壳损坏的冷却剂丧失事故）。

放射学后果评价

A.16.34. 本章应描述用于确定代表性事件序列可能的放射性后果的计算方法，并应总结剂量计算的结果。这些信息应足以证实结果，并允许监管机构进行独立评审。

A.16.35. 如果一个给定的事件序列没有可能的放射性后果，本章应简单地包含一个大意是这样的声明。

可能放射性后果的分析方法

A.16.36. 本章应介绍用于分析事件可能导致的放射性后果的方法。在确定可能的放射性后果时所使用的假设和方法应通过提供充分的信息来支持，在适当的情况下，通过参考安全分析报告中的其他部分，或通过参考其他文件来支持。

A.16.37. 关于可能的放射性后果建模的信息应包括以下内容：

- 所用数学或物理模式的说明，包括分析中引入的任何简化或近似；
- 用于进行计算的气象数据的说明；

- 分析中使用的计算机代码或模拟的摘要，并参考详细说明；
- 关于所用计算方法验证的信息，包括对其使用的限制和限值；
- 在评价结果时考虑所使用的计算方法、设备性能、仪器仪表响应特性或其他中间影响中的不确定性。

剂量计算结果

A.16.38. 本章应提供剂量计算的结果，给出场址区域或密封边界的有效剂量，如有必要，给出离场址较远距离的公众的有效剂量。在这些情况下，应给予代表人的剂量，以及事故中控制室人员和场址其他地方人员的剂量。

外部照射

A.16.39. 本章应提供相关考虑因素的资料，说明水和大气排放产生的辐射引起的外部照射，以及地面污染的可能性和地面上沉积的放射性核素产生的 γ 辐射（“地面照射”）。

辐射场

A.16.40. 本章应描述与事故工况相关的辐射场，包括研究堆内发生的排放和来自源（包括反应堆堆芯）的直接辐射，这些辐射可能导致外部照射而产生辐射剂量，以及对代表性人员的剂量估计。分析中使用的参数和假设应当是正当的，包括：

- 排放的放射性核素数量和排放的时间尺度；
- 放射性核素衰变时间和前体产生率；
- 屏蔽参数、积聚系数和散射（例如，空气羽流中放射性核素的 γ 辐射（“云闪”））；
- 传播速度、到代表人的距离和计算剂量的时间尺度。

水分排放

A.16.41. 本章应概述对水分排放的评定，并酌情概述在地表水和地下水中的扩散、对动植物群和食物链的污染，以及由此对个人和人群产生的剂量。关于地表水和地下水的水文和水文地质特性的数据，应参看第 A.3.11—A.3.14 段。关于潜在危害的信息应包括以下内容：

- 流体排放的辐射；
- 由于放射性核素从排放的流体中再悬浮而导致的蒸发或气态放射性物质；
- 地面污染；
- 场址内外含水层和水库的污染。

A.16.42. 分析中使用的参数和假设应说明正当性，包括：

- 通过液体滞留系统或再循环系统去除放射性核素；
- 潜在排放点、排放的放射性核素清单、其在流体中的浓度、排放速率和排放方式（即单次、连续或间歇排放）；
- 放射性核素衰变时间和前体产生率；
- 稀释和扩散特征，包括土壤的迁移和保留特征、放射性核素在水文地质构造中的移动、沉积物和生物群的再浓缩能力，以及确定放射性核素移动和照射途径可能需要的其他影响；
- 食物链污染的直接和间接途径；
- 人类对放射性核素的摄取和随后的剂量。

A.16.43. 应特别注意确定对确定放射性核素在食物链中的移动具有重要意义的特征。

A.16.44. 如果认为向地表水或地下水含水层的水排放的可能性可信，则应说明限制研究堆内任何液体排放的规定，并应处理这些规定故障的可能性。

大气排放

A.16.45. 本章应在研究堆排放气态放射性物质后向研究堆人员和公众介绍剂量，并酌情考虑到大气扩散。

A.16.46. 分析中使用的参数和假设应该是保守的，包括：

- 来源术语，其特性是放射性核素存量、物理和化学形式，以及为完全说明放射性物质向环境扩散所必需的任何其他因素，包括浮力；
- 排放的模式和特征（即单次、间歇或连续排放、排放持续时间）；
- 排放的位置和特征，包括堆的高度和直径；

- 到受体的距离和介入地形；
- 气象资料，包括风速和风向、降水、逆温资料和其他大气稳定因素；
- 厂房尾流效应；
- 扩散参数；
- 放射性核素在受体位置的物理和化学形式以及它们是空气传播还是沉积；
- 剂量计算结果（吸入、摄入和地面照射引起的剂量）。

地面污染

A.16.47. 本章应述及可能的地面污染，无论是颗粒放射性物质的直接扩散，还是从空气中或水中排放的放射性物质中沉积。应估计放射性核素的表面污染并评定剂量（由于摄入和地面发光）。

设计扩展工况分析

A.16.48. SSR-3[1]第 6.68 段指出（脚注略）：

“设计应使可能导致早期放射性排放或大量放射性排放工况的可能性得到实际消除。设计应使在设计扩展工况下，在时间和适用范围方面受到限制的保护措施足以保护公众，并应有足够的时间采取这些措施。”

如果分析结果不能证明满足这些标准，则应实施设计扩展工况的附加安全特点。

A.16.49. 本章应介绍使用的假设和从分析设计扩展工况中获得的结果，而燃料没有显著退化。分析应以足够的信心证明，堆芯熔化是可以防止的，并有足够的裕度来避免任何陡边效应。

A.16.50. 本章还应介绍使用的假设和从分析设计扩展工况中得到的结果，包括堆芯熔化和随后向安全壳（或研究堆厂房）排放放射性物质。

A.16.51. 本章还应确定由堆芯熔化序列产生的最严重的参数，并应证明如下：

- 使研究堆处于长期保持密封功能的状态；
- 研究堆的结构、系统和部件能够防止任何早期放射性排放或大规模放射性排放；
- 符合验收标准是通过设计中实施的安全特点，结合严重事故管理的实施程序或导则来实现的；
- 实际上消除了出现可能导致早期放射性排放或大规模放射性排放条件的可能性。然而，一个好的实践是为实际上被消除的事件序列实现一个专用的部分。

A.16.52. 本章还应说明为应急准备和响应的目的而假想额外事故（例如氙化重水的大量排放、目标的损坏）的分析。

A.16.53. 为设计扩展工况提供的信息的范围和内容应类似于为设计基准事故提供的信息（见第 A.16.13—A.16.47 段）。

摘要

A.16.54. 本章应总结安全分析的重要结果，包括主要事故序列的简要描述。应提出分析得出的重要结论。应考虑和评价结果中不确定性的影响。

A.16.55. 对于预计运行事件和事故工况，分析结果应与适当的验收标准进行比较。应当表明，第 2.15—2.21 段所列标准已得到满足。对结果的评价应证明，对于预计运行事件和设计基准事故，设计是可接受的，并应确认安全分析报告第 17 章所述运行限值和条件的有效性。

A.16.56. 对于设计扩展工况，分析结果应证明满足第 2.18—2.21 段所述标准。

第 17 章：运行限值和条件

A.17.1. 安全分析报告的本章应包含从安全分析中得出的对反应堆安全运行重要的运行限值和条件。运行限值和条件是由营运组织制定的一系列参数，如果不超过这些参数，将保护研究堆、人员和公众免受照射，并保护环境免受污染。运行限值和条件应被负责的运行人员所理解。运行限值和条件包括安全限值、安全系统设置、安全运行限值和条件以及监视和管理要求。SSR-3[1]要求 71 规定了要求，建议见 SSG-83[6]。

A.17.2. 运行限值和条件是基于营运组织和监管机构之间的协议，它们构成了研究堆运行监管机构授权要求的重要组成部分。运行限值和条件的改变应要求修订安全分析报告，并经监管机构的评定和核准。

A.17.3. 由于运行限值和条件在确保安全运行中的重要作用，每一运行限值或条件都应加以选择，并以书面形式适当说明采用的正当性。这些信息应该在单独的文件中提出，或者包括在安全分析报告的本章中。在第一种情况下，安全分析报告中给出的运行限值和条件的信息可以是这一单独文件的摘要。在这两种情况下，关于每个运行限值或条件的信息应涵盖以下几点：

- (a) 通过确定运行限值或条件（例如，防止可能导致事故工况的情况）而达到的目标；
- (b) 运行限值或条件的适用性，例如对与实物屏障相关的物理变量的适用性，如燃料包壳温度或水池水位，或对这些屏障的条件的适用性。有时，适用性指的是设备的设置，如可运行的测量通道的最小数量；
- (c) 运行限值或条件的说明，例如，不允许超过的值，或者设备上的特定条件；
- (d) 这些主题的基础，特别是所采用的规范。这些基础通常是安全分析中包括的设计计算或安全计算，它们允许工程和测量不确定性的余量。然而，这些基础有时是来自先前运行经验的简单保守假设，或者是拟议实验的结果。

安全限值

A.17.4. 重要加工变量或参数的安全限值应在本章中说明。这些限值应由安全分析报告中提供的分析证明。安全限值通常涉及运行参数，如燃料温度、燃料包壳温度、反应堆冷却剂温度、反应堆压力、反应堆功率、冷却剂流量以及池式反应堆堆芯上方的水位。这些安全限值主要来自安全分析报告第 5 章和第 16 章的结果。

安全系统设置

A.17.5. 应该为那些如果不加以控制，可能导致超过安全限值的过程变量和参数提供安全系统设置。本章应确定安全系统设置并提供分析，以显示安全限值不会超过。在确定安全系统设置时，应考虑校准误差、可能的测量不

准确和系统响应时间等物项。安全系统设置主要来自安全分析报告第 5 章和第 16 章的结果。

安全运行的限值和条件

A.17.6. 本章应提供安全运行的限值和条件，在正常运行值和安全系统设置。在许多情况下，由营运组织建立的限值和条件对设备和运行特性设置了约束。这些限值在安全分析报告中被确定为对安全重要，在研究堆运行期间应该遵守。在某些情况下，当过程变量或参数达到安全运行的限值和条件时，可能会启动警报，以使运行人员能够采取适当的措施来防止超出安全系统设置。安全运行限值条件的一些示例如下：

- 堆芯结构和设计限值（例如反应性系数、功率峰值系数、燃耗限值、燃料元件和反射器元件的最小和最大数目、它们的几何构型布置、视察）；
- 反应性控制机构的最低数量、设计和性能；*
- 燃料设计参数（例如浓缩、燃料类型、包壳类型）；
- 最大正反应性插入率；*
- 用于研究堆和安全设定点的运行测量系统和控制系统的最低数量；
- 提供约束或遏制所需的结构、系统和部件；
- 需要使用密封或屏蔽手段的操作；
- 通风系统的最低运行设备；
- 应急电源系统的设备及性能；*
- 辐射监控系统和流出物监控系统的最低运行设备及其不同运行阶段（例如关闭、运行、燃料装卸）的安全设定点；
- 污水排放限值；
- 对试验的限值（例如反应性值、材料）；
- 其他安全重要设计限值。

监视要求

A.17.7. 本章应描述相关试验频率和范围的监视要求，表明安全限值所规定的性能水平和安全运行的限值和条件得到满足。应包括监控、视察、可运行

性检查和校准的要求，并说明系统发生故障时应采取的行动。修理工作期间继续运行工况或应说明更换故障设备的替代设备的可接受性。建议见 SSG-83[6]。

行政要求

A.17.8. 本章应包括行政和组织要求，以及组织机构和责任、人员配置要求、研究堆运行程序的评审和监查、运行事件、报告和记录的评审以及辐射防护领域的分级。这些限值和条件和管理要求主要来自安全分析报告第 13 章的结果。

第 18 章：管理系统

A.18.1. 管理系统是一套相互关联或相互作用的综合要素，它确立了政策和目标，并使这些目标能够以安全、高效和有效的方式实现。关于管理系统的要求见 GSR Part 2[21]，建议见 GS-G-3.1[22]和 GS-G-3.5[23]。

A.18.2. 营运组织负责开发和使用一个管理系统，以确保符合安全的各个方面的要求。管理系统的目标和范围应按照 SSR-3[1]和国家标准的要求确定。

A.18.3. 管理系统应建立一个安全委员会（或咨询小组），就设计、调试和运行问题的安全评定以及反应堆安全和使用安全的所有相关各方面向营运组织提供咨询意见。

A.18.4. 本章应该描述管理系统或者应该参考对它的描述。应提供管理系统所适用的物项、服务和程序的摘要，以及计划和执行活动的组织机构。还应定义质量控制和核实的水平，并描述实现这一水平的可用手段。

A.18.5. 本章应酌情说明或提及为设计、采购、建造、调试、运行和退役等阶段建立的管理系统的特定部分。管理系统程序应与研究堆物项的要求及其目标、状态和特征相一致，管理系统应为监管机构所接受。

管理系统程序

A.18.6. 本章应描述或提及与管理系统程序相关的基本活动的计划、实施和控制，以确保特定要求—如法规要求、设计和建造标准以及验收标准—得到正确应用和满足。尤其应明确管理系统下相关人员的职责和权限。

A.18.7. 本章应描述涵盖管理系统下特定活动的程序，如解决不符合项、设计变更、设计偏差和特许权，以及分析其对安全要求的影响。本章应描述在管理系统下执行的运行活动的程序。例如，与堆芯管理和燃料装卸、堆芯冷却、实验设备安全、反应堆改造、部件和材料的采购和存储以及人的监视相关的活动。

A.18.8. 本章应描述安全分析报告和支持文件是如何识别和归档的，以及文件保留的时间，或应给出对此描述的引用。

第 19 章：退役

A.19.1. 安全分析报告的本章应提供相关设计规定和运行程序的信息，以促进退役过程。应说明与退役相关的设计基准。

A.19.2. 应说明研究堆设计中有助于退役的那些方面，例如选择材料以减少活化，并提供易于去污、分离和处理的条件（必要时远距离）活化部件，以及处理放射性废物的适当设施。

A.19.3. 本章应描述研究堆运行中促进退役的方面，例如减少材料活化的运行实践和研究堆建造和污染记录的保存。安全分析报告应提供证据，证明改造不会对研究堆退役产生不利影响。

第 20 章：应急准备和响应

应急预案

A.20.1. 安全分析报告的本章应包含或提及应急计划，该计划将提供合理的保证，确保在研究堆可能发生的核或辐射紧急情况下能够并将采取应对行动。应急响应计划和程序的要求在 GSR Part 7[27]确立。

A.20.2. 本章应表明，应急计划和程序是基于安全分析报告中分析的事故工况，以及根据危害估计为应急准备和响应的目的所假设的条件。本章还应表明，应急计划是与所有其他应对组织协调制定的。

A.20.3. 本章应提供在反应堆厂房、应急响应设施、场内和场外应采取的响应行动的信息。由于场外应急计划需要与负责当局合作制定，因此将在场外

采取的应急行动可以在一个单独的计划中提出，然后在本章中参考。资料应涵盖下列物项：

- (a) 应急处置安排，明确权限和职责；
- (b) 紧急情况的识别和分级过程；
- (c) 与场外应急服务达成的协议；
- (d) 通知现场人员，必要时通知场外人员；
- (e) 政府当局和地方当局的通知；
- (f) 控制室与应急响应设施之间以及与场内和场外应急响应组织之间通信的可靠性；
- (g) 保护行动和其他应对行动；
- (h) 可用于处理紧急情况及设备物项及其位置；
- (i) 与医疗设施安排治疗受辐射污染或辐射过度照射的个人；
- (j) 人员培训；
- (k) 培训、演习和演练的频率和范围；
- (l) 执行应急计划的资源是否充足。

A.20.4. 对于危害潜在性低的研究堆以及临界组件和次临界组件，详细资料的类型和性质将取决于危害评定的结果，如 GSR Part 7[27]所要求的，并在参考文献[43]进一步说明。

应急程序

A.20.5. 本章应论证应急计划将以应急程序的方式实施。应急程序应包括在核或辐射紧急情况下将采取的特定缓解和应对行动。

A.20.6. 本章应载有关于定期评审应急计划和应急程序及其执行情况的安排的信息，以确保列入新的实验或研究堆改造的要求。

A.20.7. 应急程序应包含关于限制应急工作人员照射限值的导则，以及 GSR Part 7[27]所述应急准备和响应中使用的通用和运行标准。

参 考 文 献

- [1] 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）。
- [2] 国际原子能机构《研究堆的利用和改造安全》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-24（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [3] 国际原子能机构《研究堆的调试》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-80 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [4] 国际原子能机构《研究堆的维护、定期试验和视察》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-81 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [5] 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 SSG-82 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [6] 国际原子能机构《研究堆运行限值和条件及运行规程》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-83 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [7] 国际原子能机构《研究堆的营运组织和人员招聘、培训与授权》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-84 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [8] 国际原子能机构《研究堆设计与运行中的辐射防护与放射性废物管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-85 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [9] 国际原子能机构《研究堆的老化管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-10（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [10] 国际原子能机构《研究堆安全重要仪器仪表和控制系统与软件》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-37（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。

- [11] 国际原子能机构《分级方案在适用研究堆安全要求中的使用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-22 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（编写中）。
- [12] 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）。
- [13] 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）。
- [14] 国际原子能机构《核电厂确定性安全分析》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [15] 国际原子能机构《核电厂安全分析报告的格式和内容》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-61 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [16] 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）。
- [17] 国际原子能机构《核信息的安保》，国际原子能机构《核安保丛书》第 23-G 号，国际原子能机构，维也纳（2015 年）。
- [18] 国际原子能机构《核设施计算机的安保》，国际原子能机构《核安保丛书》第 17-T (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2021 年）。
- [19] 国际原子能机构《促进安全的政府、法律和监管框架》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [20] 国际原子能机构《核装置许可证审批过程》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-12 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [21] 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）。
- [22] 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）。

- [23] 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）。
- [24] 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）。
- [25] 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）。
- [26] 国际原子能机构《研究堆安全分析》，《安全报告丛书》第 55 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。
- [27] 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）。
- [28] 国际原子能机构、联合国环境规划署，《设施和活动的预期放射性环境影响评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-10 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [29] 国际原子能机构《核装置场址评价》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [30] 国际原子能机构《核设施寿期中安保》，国际原子能机构《核安保丛书》第 35-G 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [31] 国际原子能机构《关于核材料和核设施实物保护的核安保建议》（《情况通报》第 INFCIRC/225/Revision 5）号，国际原子能机构《核安保丛书》第 13 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [32] 国际原子能机构《核材料和核设施的实物保护》（INFCIRC/225/Rev.5 实施），国际原子能机构《核安保丛书》第 27-G 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。

- [33] 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）。
- [34] 国际原子能机构《解除终止实践后场址的监管控制》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 WS-G-5.1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [35] 国际原子能机构《核电厂设计中的人因工程》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-51 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [36] 国际原子能机构《从福岛第一核电站事故看研究堆的安全再评定》，国际原子能机构《安全报告丛书》第 80 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [37] 国际原子能机构《核安全监管机构的职能和程序》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-13 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。
- [38] 国际原子能机构《核电厂结构、系统和部件的安全分级》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-30 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [39] 国际原子能机构《核电厂仪器仪表和控制系统的的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-39 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [40] 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）。
- [41] 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）。
- [42] 国际原子能机构《研究堆事故源项的推导及放射性后果分析》，《安全报告丛书》第 53 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。
- [43] 国际原子能机构《放射性废物地质处置设施》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-14 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。

附件 I

安全分析的途径和方法

I-1. 本附件介绍了研究堆安全分析方法的示例。开发安全分析的方法是考虑可信事故的假想始发事件，使用确定性方法估计向环境可能排放的最大值。关于确定性安全分析发展的更详细的信息见参考文献[I-1]。概率方法可以用来补充确定性方法，以评价哪些事故序列具有更高的可能性，它们还将有助于评价风险的相对排名，从而确定对策。它们还可以用来识别设计中的任何潜在弱点，并量化可能的改进或改造的价值。然而，在本“安全导则”中没有处理概率安全评定，因此这里只讨论确定性方法。关于概率安全评定应用于研究堆的进一步信息，见参考文献[I-2、I-3]。关于发展概率安全分析的建议见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3 号《制定和实施核电厂一级概率安全评定》[I-4]和 SSG-4《制定和实施核电厂二级概率安全评定》[I-5]。

I-2. 本附件中所列的考虑因素涵盖范围广泛的研究堆，因此可能包含不适用于所有研究堆的信息。

假想始发事件的识别和选择方法

I-3. 假想始发事件是可能导致研究堆故障序列或事故假想方案的可能发生。它们可能源于部件故障、系统故障、人为错误、外部事件或特定的内部事件。

I-4. 用于识别假想始发事件的方法将确保假想始发事件的序列尽可能完整，以逻辑方式对假想始发事件进行分组以简化分析，以及每组中的边界假想始发事件被选择用于进一步的分析。该方法可以包括以下一个或多个：

- (a) 研究堆中假想始发事件清单 — 研究堆中可能假想始发事件清单见本“安全导则”第 3.23 段；
- (b) 工程评价 — 确定研究堆内的潜在辐射源和放射性危害类型，并对研究堆的设计、运行和场址因素进行系统评审，以确定可能导致放射性危害的事件；

- (c) 运行经验 — 研究堆或类似设施以往的经验，包括从安全报告评审和原子能机构研究堆事故报告系统数据库中获得的经验，可用于编写或补充假想始发事件清单；
- (d) 逻辑分析 — 一个示例是自上而下的逻辑模式，称为主逻辑图，类似于故障树。

I-5. 用于拒绝特定假想始发事件并将其排除在进一步分析之外的方法需要确定和证明。这种方法可能导致拒绝下列假想始发事件：

- (a) 不可思议的假想始发事件；也就是说，假想始发事件对正在研究的研究堆来说是不可能的；
- (b) 非常罕见的假想始发事件；也就是说，假想始发事件发生频率如此之低，以至于在使用统计数据或保守估计的概率基础上，它们可能是拒绝的候选者。相互独立的始发事件的组合，每一个事件的发生频率都很低，也属于这一类。

I-6. 可以使用某些方法对假想始发事件进行分组，如下所示：

- (a) 涉及类似安全功能并决定安全系统设计参数的假想始发事件；
- (b) 涉及类似安全功能并确定设计扩展工况的附加安全特点参数的假想始发事件；
- (c) 对反应堆性能或对结构、系统或部件具有类似影响并使用类似计算模式的假想始发事件；
- (d) 假想始发事件，可以帮助选择每组分析的限制案例；
- (e) 有可能对研究堆造成共同原因影响的外部假想始发事件。

一种可能的分组见本“安全导则”附录第 A.16.11 段。

I-7. 为了简化对每个假想始发事件组的分析，可以使用一种方法来选择那些对该组中的所有其他假定始发事件都有限制的限制性假定始发事件进行进一步分析。

事件序列分析方法

I-8. 一个明确定义的方法将有助于评价从事件开始到最终稳定状态的一步一步的事件序列。关于研究堆系统（包括反应堆保护系统和设计扩展工况

的附加安全特点)的假想作用范围的规则或约定是这种方法的基础。如果存在燃料包壳故障的可能性,那么不仅在所有系统正常运行的情况下,而且在其中一些系统故障的情况下,还应考虑防止放射性物质扩散的其他屏障。将考虑使用该方法评价的事件类型,以及使用其他方法评价的事件类型(见 I-15—I-19 段)。

I-9. 这些序列包括反应堆堆芯的响应、研究堆系统、工程安全特点和设计扩展工况的安全特点,以及运行人员的行动。在事故工况下,详细描述了系统故障工况下的可能序列。考虑了以下几点:

- (a) 使用结构化技术,如事件树或事件序列图;
- (b) 确定时间尺度上的重大事件,例如中子通量监控器跳闸和开始插入控制棒;
- (c) 正常运行的反应堆仪器仪表和控制设备的正确和不正确功能的指示;
- (d) 为设计扩展工况下的安全特点假想附加故障;
- (e) 评价三个主要安全功能(即关闭反应堆、冷却燃料和维持放射性物质的限制),包括表明反应堆保护系统和安全系统的正确运作以及设计扩展工况下的安全特点;
- (f) 在设计基准事故和设计扩展工况下的安全特点方面,人工运行安全系统功能的运行人员动作;
- (g) 设计扩展工况的信用保护措施;
- (h) 在评价事件序列时进行的频率或概率评定;
- (i) 终止分析的条件,包括,例如,达到稳定条件的情况(即没有照射或排放),或如果该序列的可能性变得如此之低,以至于没有必要进行进一步分析,或如果超过了对引发事件的所有防御水平,并且该序列导致人员的大量照射或放射性物质的排放。

I-10. 规则或实践是为了确定反应堆系统的响应而建立的。这些规则或实践涉及以下内容:

- (a) 单次随机故障的影响;
- (b) 事故工况下的系统鉴定(或缺少鉴定);
- (c) 安全系统、反应堆保护系统、工程安全特点以及设计扩展工况下的安全特点,如适用,包括其定量可靠性;

- (d) 支持系统，如用于正常和应急电力以及用于冷却的支持系统；
- (e) 冗余跳堆参数；
- (f) 独立系统的行动；
- (g) 运行人员的行动（例如，在响应时间方面，在控制台上显示信息）；
- (h) 设计基准事故或安全特点对设计扩展工况下的安全系统假想故障的影响；
- (i) 进行频率或概率评价以评定系统响应，将使用这种评价的程度和将采用的方法（包括验证）。

I-11. 制定规则或约定是为了确定那些排除在进一步分析之外的事件序列。此类规则可基于以下方面：

- (a) 证明排除或实际排除事件序列的定性和定量频率或概率论据；
- (b) 正当性，包括设计和鉴定，对事件序列中的结构、系统和部件计入信用。

I-12. 应考虑的相关故障（例如共因故障、交联效应）和人为错误的影响包括：

- (a) 为查明相关故障或人为错误的特定原因而进行的调查；
- (b) 评价人为错误对引发事故或恶化事故序列发展的影响；
- (c) 在事故序列中对研究堆系统响应的任何假设或规则的有效性的评定。

I-13. 可以评价事件序列的频率或概率，这将有助于确定哪些序列可以从设计基准中排除，并在设计扩展工况下考虑，或者评定各种序列带来的相对风险。这项评价包括以下内容：

- (a) 已知的或估计的始发事件的频率，例如电力供应的丧失、泵的故障或管道工作的破裂；
- (b) 用于估计各种安全系统或安全相关系统中的每一个的故障概率的方法；
- (c) 关于事件序列细分的规则，以避免（或适应）系统级的任意细分，以及可能导致许多相似事件序列并且可能具有较低累积频率的始发事件的任意细分（例如，一组类似的管道破裂而不是一般事件、特定气象）；

(d) 确定事件序列可能性的实践，并适当考虑相关故障的影响。例如，如果这些系统和事件是独立的，则特定安全功能丧失的概率可以确定为相关系统的故障概率和类似始发事件累积频率的乘积。

I-14. 选择每一类别中的限值或边界事件序列进行进一步分析，以减少待分析事件的数量。考虑到以下方面：

- (a) 在对事件进行分级时所作的保守假设，以提供一个安全裕度（例如，不确定性裕度，不充分考虑系统或运行人员响应的缓解行动），或确保从运行包络中的所有允许状态开始，涵盖一个类别中的所有序列；
- (b) 用于在事件类别中选择边界序列的方法，这些序列表示整个类别，而不仅仅是特定序列，包括那些具有最严重后果的序列。

外部事件和特殊内部事件的评价方法

I-15. 用于评价特定外部和内部事件的一般方法—如地震、龙卷风或反应堆压力保持部件或反应堆内部的突然、灾难性破裂—在安全分析报告的适当章节中提出。可能很难对这些事件的影响进行建模，或者分析可能是高度随机的。本“安全导则”附录中所载的安全分析报告第 2 章和第 3 章提供了针对此类事件的防护建议。

I-16. 一般说来，如果场址不存在没有充分保护的灾害，设计鉴定是一种公认的实践，可以结合场址评价来防止外部事件的发生；见原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号《核装置场址评价》[I-6]。为特定外部危害建立设计基准的方法可概括如下：

- (a) 对每种危害在研究堆场址发生事件的可能性进行评定。如果存在这种可能性，则对历史数据进行评价，以确定这种现象发生的强度和频率；
- (b) 识别了与每个外部危害的不同严重程度相关的相关物理参数；
- (c) 确定了危害的严重程度和发生频率之间的关系，或者构建了适合于场址区域危害的模式；
- (d) 建立一个特定的设计基准出现频率（即定义的重复出现频率），为其提供保护，以保存安全重要结构、系统和部件；
- (e) 对危害的设计参数进行评价，对应于设计基准的发生频率。

I-17. 设计扩展工况是为一定频率范围的出现而规定的，对于这些出现频率范围，必须为设计扩展工况提供附加的安全特点，以实现主要的安全功能，特别是密封功能。

I-18. 可以进行设计鉴定，以防止稳压部件故障。在这种情况下，安全分析报告描述了为防止结构故障和保持所需安全功能而使用的设计和建造标准（例如可接受的工程规范和实践）。可参考本“安全导则”附录中所载的安全分析报告的第 2 章和第 3 章。

定性评价

I-19. 考虑在安全分析中使用定性评价来处理特定事件序列的条件，例如：

- (a) 处理不受限制的故障序列（例如，它们被其他始发事件所阻碍）；
- (b) 为防止某些故障序列或证明该事件不被认为可信而采取设计措施的正当性；
- (c) 降低过错发生概率的行政措施的正当性。

I-20. 此类定性论据的使用是谨慎的，并在与监管机构就其可接受性进行磋商后进行。

验收标准

I-21. 安全分析报告中提出了对预计运行事故、设计基准事故和设计扩展工况安全分析的重要结果，以及与验收标准的比较（见本“安全导则”第 2.15—2.21 段）。

附件 I 参考文献

[I-1] 国际原子能机构《研究堆安全分析》，《安全报告丛书》第 55 号，国际原子能机构，维也纳（2008 年）。

[I-2] 国际原子能机构《研究堆概率安全评定可靠性数据采集手册》，国际原子能机构《技术文件》第 636 号，国际原子能机构，维也纳（1992 年）。

- [I-3] 国际原子能机构《研究堆概率安全评定通用部件可靠性数据》，国际原子能机构《技术文件》第 930 号，国际原子能机构，维也纳（1997 年）。
- [I-4] 国际原子能机构《制定和实施核电厂一级概率安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）（修订版编写中）。
- [I-5] 国际原子能机构《制定和实施核电厂二级概率安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-4 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [I-6] 国际原子能机构《核装置场址评价》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-1 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。

附件 II

输入参数和初始条件示例

II-1. 在安全分析中需要识别的输入参数和初始条件示例如下：

- 慢化剂（和冷却剂）反应性温度系数；
- 慢化剂、空隙率、反应性系数；
- 燃料温度、反应性系数；
- 有效瞬发中子寿命；
- 缓发中子分数；
- 平均热流密度；
- 最大热流密度；
- 最小离核沸腾比；
- 最小临界热流比；
- 出现明显空隙的裕度；
- 流动不稳定性出现的裕度；
- 轴向功率分布；
- 径向功率分布；
- 热通道因子；
- 堆芯冷却剂流量；
- 堆芯冷却剂入口和出口温度；
- 堆芯冷却剂进口和出口压力；
- 热通道；冷却剂出口温度；
- 最高燃料中心线温度；
- 燃料包壳温度；
- 反应堆冷却剂系统库存；
- 反应堆容器或贮箱中的冷却剂液位；
- 部件（如延迟箱）中的冷却剂液位；
- 热交换器、质量流量、温度；
- 燃料燃耗（如出口燃耗、峰值与平均燃耗之比）；

- 控制棒值（例如：差分和总值，停堆裕度）；
- 最大反应性插入率；
- 最大反应性过剩；
- 最小停堆裕度；
- 可供实验的最大反应活性值。

II-2. 对于次临界组件，输入参数和初始条件将取决于研究堆的特定设计特点及其安全重要性（例如，与反应性注入、缓发中子分数和实验最大反应性值相关的输入参数）。

附件 III

研究堆说明中应考虑的事项

III-1. 本附件提供了研究堆说明中要考虑的事项的示例。

摘要描述

III-2. 可以简要说明研究堆的以下方面（根据某些次临界组件的设计，可能不适用于某些组件事项的示例用星号（*）表示）：

- (a) 研究堆的用途（中子源、辐照设施、材料试验）。
- (b) 研究堆的类型（如水池、储罐）：
 - 燃料种类；
 - 慢化剂；
 - 反射器；
 - 堆芯结构（即燃料元件、反射器元件、反应性控制机制、试验装置和核仪器仪表）；
 - 用于功率调节的反应性控制机构（例如控制棒、垫片棒）；*
 - 用于停堆的反应性控制机构（例如安全棒）。*
- (c) 冷却剂；*
- (d) 机械反应堆设计；
 - 反应堆容器或反应堆水池；
 - 堆芯支撑结构；
 - 反应堆桥架；
 - 束流管和堆芯内试验设施；
 - 自然循环设备（如挡板阀、冷却剂闸门）。*
- (e) 屏蔽；
- (f) 主要设计及性能特征汇总表：
 - 额定功率；*
 - 中子通量；

- 堆芯冷却剂流量；*
- 堆芯入口和出口温度；*
- 功率密度。*

反应堆结构

III-3. 可提供以下物项的详细说明：

- (a) 反应堆水池和/或容器；
- (b) 堆芯支撑或网格板；
- (c) 反应堆桥架；
- (d) 反射器；
- (e) 屏蔽（包括活动屏蔽）；
- (f) 堆芯仪器仪表的支持；
- (g) 束管；
- (h) 堆芯试验设施；
- (i) 自然循环的规定。*

描述包括材料和尺寸并有图纸支持。描述了老化—如腐蚀、疲劳和中子辐照—安全重要物项寿命的影响。

反应性控制机理与反应堆停堆系统

III-4. 机械设计和电气设计的功能描述包括材料和尺寸，并有图纸支持。介绍了反应性控制机制及其仪器仪表，如它们的位置或状态（即耦合或解耦），以及插入时间和联锁。文中还叙述了老化—如腐蚀、疲劳和中子辐照—对机械和电气部件寿命的影响。提出了以下与安全相关的设计参数：

- 控制棒速度；*
- 停堆棒插入时间；*
- 抽棒的最大数目和高度。*

还描述了避免控制棒和停堆棒弹出的措施。*

燃料元件

III-5. 所使用的燃料，包括铀浓缩和燃料类型都有特定说明。提供了燃料元件的描述，并附有附图，以及燃料元件的主要特征，包括以下内容：

- (a) 包壳厚度；
- (b) 活动区长度；
- (c) 冷却剂通道宽度；
- (d) 燃料板和/或销钉的数量；
- (e) 包壳材料；
- (f) 铀装载。

如果燃料元件含有用于中子吸收片或中子吸收棒运动的通道，或完整的可燃烧中子毒物，则描述燃料元件。总结了使用该燃料的经验。*

反应性控制系统

III-6. 除了用图纸说明反应性控制系统外，还提供了主要尺寸和关于所用中子吸收器材料的信息，以及关于使用这些或类似反应性控制系统的经验。*

附件 IV

研究堆中的典型辐射源

IV-1. 研究堆中可能的辐射源的示例包括：

- 反应堆堆芯裂变产物清单；
- 乏燃料贮存；
- 裂变产物、活化产物和腐蚀产物在水池或反应堆冷却剂系统中以及在诸如净化系统等相关系统中的浓度；
- 含有活化源的设备、系统和管道；
- 固态和液态放射性废物和放射性废物管理设施，以及这些设施的泄漏或溢出；
- 来自水池、冷却系统、覆盖气体系统、反射器系统和与通风系统相连的实验设施的气态放射性物质，或来自这些系统的任何泄漏；
- 通风系统的过滤器；
- 在通常由人员居住的区域内的气态放射性物质；
- 有可能产生活化材料或其他放射性物质的实验设施，或存储和处理此类材料的设施，包括样品活化和/或辐照设施、堆芯实验和热室；
- 研究堆辐照的材料；
- 中子启动源；
- 辐射监控设备试验和校准用源。

IV-2. 根据研究堆的设计和与研究堆相关的危害，这些物项对次临界组件的适用性将有所不同。然而，次临界组件中的主要辐射源通常是燃料、中子源和用于辐射监控设备试验和校准的源。

参与起草和审订人员

Balazik, M.	美国核管制委员会
El-Shanawany, M.	英国伦敦皇家学院
Kennedy, W.	国际原子能机构
McIvor, A.	国际原子能机构
Naseer, F.	国际原子能机构
Rao, D.	国际原子能机构
Sears, D.	国际原子能机构
Shim, S.	国际原子能机构
Shokr, A.M.	国际原子能机构
Waldman, R.	顾问（阿根廷）

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