

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

研究堆的维护、定期 试验和视察

特定安全导则

第 SSG-81 号



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准和相关出版物

国际原子能机构安全标准

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

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

有关国际原子能机构安全标准计划的资料可访问以下国际原子能机构因特网网站：

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

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

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

相关出版物

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

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

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

安保相关出版物以国际原子能机构《核安保丛书》的形式印发。

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

研究堆的维护、定期试验和视察

国际原子能机构成员国

阿富汗	冈比亚	北马其顿
阿尔巴尼亚	格鲁吉亚	挪威
阿尔及利亚	德国	阿曼
安哥拉	加纳	巴基斯坦
安提瓜和巴布达	希腊	帕劳
阿根廷	格林纳达	巴拿马
亚美尼亚	危地马拉	巴布亚新几内亚
澳大利亚	几内亚	巴拉圭
奥地利	圭亚那	秘鲁
阿塞拜疆	海地	菲律宾
巴哈马	教廷	波兰
巴林	洪都拉斯	葡萄牙
孟加拉国	匈牙利	卡塔尔
巴巴多斯	冰岛	摩尔多瓦共和国
白罗斯	印度	罗马尼亚
比利时	印度尼西亚	俄罗斯联邦
伯利兹	伊朗伊斯兰共和国	卢旺达
贝宁	伊拉克	圣基茨和尼维斯
多民族玻利维亚国	爱尔兰	圣卢西亚
波斯尼亚和黑塞哥维那	以色列	圣文森特和格林纳丁斯
博茨瓦纳	意大利	萨摩亚
巴西	牙买加	圣马力诺
文莱达鲁萨兰国	日本	沙特阿拉伯
保加利亚	约旦	塞内加尔
布基纳法索	哈萨克斯坦	塞尔维亚
布隆迪	肯尼亚	塞舌尔
佛得角	大韩民国	塞拉利昂
柬埔寨	科威特	新加坡
喀麦隆	吉尔吉斯斯坦	斯洛伐克
加拿大	老挝人民民主共和国	斯洛文尼亚
中非共和国	拉脱维亚	南非
乍得	黎巴嫩	西班牙
智利	莱索托	斯里兰卡
中国	利比里亚	苏丹
哥伦比亚	利比亚	瑞典
科摩罗	列支敦士登	瑞士
刚果	立陶宛	阿拉伯叙利亚共和国
库克群岛	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	多哥
克罗地亚	马来西亚	汤加
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
科威特	尼泊尔	委内瑞拉玻利瓦尔共和国
埃塞俄比亚	荷兰王国	越南
斐济	新西兰	也门
芬兰	尼加拉瓜	赞比亚
法国	尼日尔	津巴布韦
加蓬	尼日利亚	

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-81 号

研究堆的维护、定期试验和视察

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（日内瓦）通过并于 1971 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。可以获得许可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。请见 www.iaea.org/publications/rights-and-permissions 了解详情。垂询可致函：

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>

© 国际原子能机构，2024 年
国际原子能机构印刷
2024 年 9 月 · 奥地利

研究堆的维护、定期试验和视察

国际原子能机构，奥地利，2024 年 9 月

STI/PUB/2044

ISBN 978-92-0-511624-2（简装书：碱性纸）

978-92-0-511824-6（pdf 格式）

EPUB 978-92-0-511724-9

ISSN 1020-5853

前 言

拉斐尔·马里亚诺·格罗西总干事

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

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

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

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

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

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

国际原子能机构安全标准

背景

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准

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

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

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

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



图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

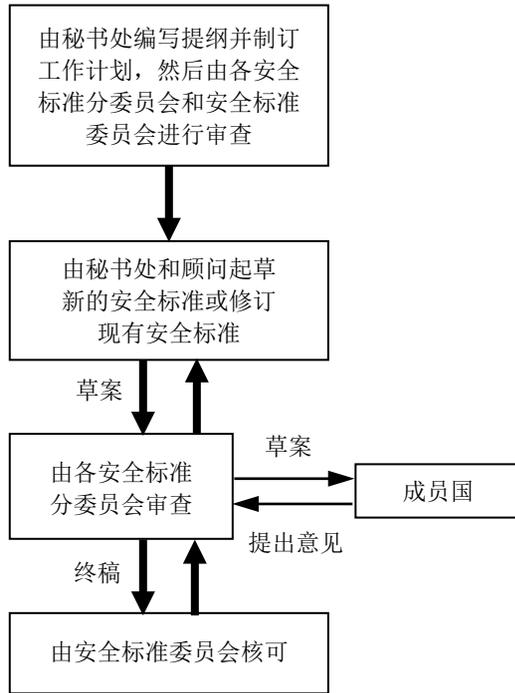


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

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

安全和核安保相关术语应理解为《国际原子能机构核安全和核安保术语》（见 <https://www.iaea.org/resources/publications/iaea-nuclear-safety-and-security-glossary>）中的术语。就“安全导则”而言，英文文本系权威性文本。

原子能机构《安全标准丛书》中每一标准的背景和范畴及其目的、范围和结构均在每一出版物第一章“导言”中加以说明。

在正文中没有适当位置的资料（例如对正文起辅助作用或独立于正文的资料；为支持正文中的陈述而列入的资料；或叙述计算方法、程序或限值和条件的资料）以附录或附件的形式列出。

如列有附录，该附录被视为安全标准的一个不可分割的组成部分。附录中所列资料具有与正文相同的地位，而且原子能机构承认其作者身份。正文中如列有附件和脚注，这些附件和脚注则被用来提供实例或补充资料或解释。附件和脚注不是正文不可分割的组成部分。原子能机构发表的附件资料并不一定以作者身份印发；列于其他作者名下的资料可以安全标准附件的形式列出。必要时将摘录和改编附件中所列外来资料，以使其更具通用性。

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1-1.6).....	1
目的 (1.7, 1.8).....	2
范围 (1.9-1.12).....	2
结构 (1.13).....	3
2. 管理系统在研究堆的维护、定期试验和视察中的应用 (2.1-2.11).....	3
研究堆的维护、定期试验和视察的管理责任 (2.12, 2.13).....	5
研究堆的维护、定期试验和视察的资源管理 (2.14-2.20).....	6
研究堆的维护、定期试验和视察的过程实施 (2.21-2.28).....	7
研究堆管理系统的测量、评定和改进 (2.29-2.37).....	8
3. 研究堆的维护、定期试验和视察的概述 (3.1, 3.2).....	9
维护、定期试验和视察之间相互关系 (3.3-3.8).....	10
研究堆的维护 (3.9-3.21).....	11
研究堆的定期试验 (3.22-3.27).....	12
研究堆的视察 (3.28-3.31).....	13
4. 研究堆的维护、定期试验和视察的设计考虑 (4.1, 4.2).....	14
可维护性研究堆的设计 (4.3-4.9).....	14
研究堆可试验性的设计 (4.10-4.16).....	15
研究堆可视察性的设计 (4.17, 4.18).....	16
5. 研究堆的维护、定期试验和视察的计划 (5.1-5.7)	17
研究堆的维护、定期试验和视察的计划的內容 (5.8-5.29).....	18
研究堆的非常规维护、试验和视察 (5.30-5.35).....	22
6. 研究堆的维护、定期试验和视察组织机构和职责	24
研究堆的维护、定期试验和视察组织机构 (6.1-6.7).....	24
研究堆的维护、定期试验和视察中协调和接口 (6.8-6.11).....	25
研究堆的维护、定期试验和视察职责 (6.12-6.25).....	25
7. 研究堆维护人员的招聘、培训和资格 (7.1-7.7)	30
8. 研究堆维护、定期试验和视察程序 (8.1-8.3)	31
研究堆的维护、定期试验和视察的行政程序 (8.4).....	32
研究堆的维护、定期试验和视察的工作程序 (8.5-8.13).....	32

9. 研究堆维护、定期试验和视察行政控制 (9.1)	34
研究堆维护、定期试验和视察工作许可制度 (9.2-9.4)	34
研究堆维护、定期试验和视察工作协调 (9.5, 9.6)	36
承包商对研究堆进行的维护、定期试验和视察 (9.7, 9.8).....	37
10. 研究堆维护设施	37
研究堆车间设施 (10.1, 10.2)	37
研究堆放射性或受污染物项的维护设施 (10.3, 10.4)	37
研究堆去污设施 (10.5)	38
研究堆起重和装卸设备的维护、定期试验和视察 (10.6-10.8)	38
研究堆的维护、定期试验和视察用专用设备和工具 (10.9-10.11)	39
研究堆的仿真和模型 (10.12)	39
11. 研究堆备件、部件和材料的采购、接收和存储 (11.1-11.8)	40
12. 研究堆试验和视察方法和技术 (12.1, 12.2)	41
目视检验 (12.3)	41
表面检验 (12.4)	41
容积检验 (12.5-12.7).....	41
其他试验技术 (12.8, 12.9)	42
附录 用于描述维护、定期试验和视察术语之间关系	43
参考文献	45
附件 I 研究堆预防性维护活动示例	47
附件 II 研究堆定期试验活动示例	49
附件 III 研究堆工作许可表格示例	54
参与起草和审订人员	57

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。

1.2. 本“安全导则”提供了关于研究堆的维护、定期试验和视察的建议。¹

1.3. 本“安全导则”是与其他七份关于研究堆安全的安全导则同时编写的，内容如下：

- (a) 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-80 号《研究堆的调试》[2]；
- (b) 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》[3]；
- (c) 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》[4]；
- (d) 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》[5]；
- (e) 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》[6]；
- (f) 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-10 (Rev.1) 号《研究堆老化管理》[7]；
- (g) 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》[8]。

1.4. 关于研究堆安全的其他建议见原子能机构《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》[9]和第 SSG-24 (Rev.1) 号《研究堆的利用和改造安全》[10]。

¹ 一些组织使用术语“监视”或“监视试验”来表示定期试验。此外，本“安全导则”标题中的“视察”在某些组织中相当于“在役检查”。定期试验包括对参数值以及结构、系统和部件进行视察、可运行性检查和校准，以核实是否符合运行限值和条件，并确保研究堆安全状况的充分性。

1.5. 本“安全导则”使用的术语应当按照原子能机构《核安全和安保术语》[11]定义和解释来理解。

1.6. 本“安全导则”替代原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-4.2 号《研究堆的维护、定期试验和视察》。²

目的

1.7. 本“安全导则”的目的是提供关于研究堆的维护、定期试验和视察建议，以满足 SSR-3[1]规定的相关要求，特别是要求 31 和 77。

1.8. 本“安全导则”提供的建议是针对研究堆的营运组织、监管机构和参与研究堆项目的其他组织的。

范围

1.9. 本“安全导则”主要用于额定功率高达几十兆瓦的各种类型的热中子研究堆。对于更高功率的研究堆、专用反应堆（如快谱反应堆）和具有专用设施的反应堆（如热或冷中子源、高压和高温回路），可能需要额外的指导。对于这种研究堆，原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-74 号《核电厂中维护、试验、监视和视察》[12]提供的建议可能更合适。均相反应堆和加速器驱动系统不在本出版物的范围内。

1.10. 一些较低潜在危害的研究堆、临界组件和次临界组件可能不太需要全面的调试计划。虽然本“安全导则”的所有建议都应当予以考虑，但有些建议可能不适用于此类研究堆、临界组件和次临界组件（见 SSR-3[1]要求 12 和第 2.15—2.17 段，以及原子能机构《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》[13]）。

1.11. 在本“安全导则”，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。

² 国际原子能机构，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-4.1 号《研究堆的调试》，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。

1.12. 建立维护、定期试验和视察计划通常是批准研究堆的一项监管要求。然而，满足这一要求计划的范围和形式将取决于每个国家的国家实践。在编写本“安全导则”时采用的方法是考虑广泛的国际实践并提出的共识。本“安全导则”考虑了以下几点：

- (a) 根据设计人员、建造者、制造商和支持团体的建议，并由营运组织采纳，对研究堆的结构、系统和部件进行预防性维护和纠正性维护；
- (b) 旨在确保研究堆的运行保持在既定运行限值 and 条件（OLCs）内的定期试验；
- (c) 由营运组织发起的结构、系统和部件视察，以确定它们是否可用于研究堆的持续安全运行。

结构

1.13. 第 2 部分提供了关于研究堆管理系统的建议，因为它与维护、定期试验和视察相关；第 3 部分提供了关于维护、定期试验和视察的建议，以及这三项活动的相互关系及其通用术语；第 4 部分提供了关于维护、试验和视察研究堆和实验能力的设计考虑的建议；第 5 部分提供了关于制定维护、定期试验和视察计划的建议；第 6—9 部分提供了关于这些计划主要概念的建议；第 10、11 和 12 部分分别就维护设施、备件、部件和材料的采购、接收和存储以及试验和视察方法提出了建议。附录解释了这些关系在本“安全导则”使用的术语之间，三个附件提供了预防性维护活动、定期试验活动和工作许可的示例。

2. 管理系统在研究堆的维护、定期试验和视察中的应用

2.1. 需要为研究堆项目开发一个整合安全、健康、环境、安保、质量、人力和组织因素、社会和经济因素的管理系统（见 SSR-3[1]要求 4）。管理系统的文件应当描述控制研究堆所有活动的计划和实施的系统，包括维护、定期试验和视察。管理系统（或其部分）可能需要监管机构的批准（见 SSR-3[1]第 4.12 段）。

2.2. 根据 SSR-3[1]第 4.13—4.20 段，管理系统需要涵盖以下 4 个职能类别：

- (a) 管理责任：包括提供实现组织目标所需的手段和管理支持（见本“安全导则”第 2.12 段和第 2.13 段）；

- (b) 资源管理：包括确保确定和提供对实施策略和实现组织目标至关重要资源所需的措施（见本“安全导则”第 2.14—2.20 段）；
- (c) 过程实施：包括实现组织目标所需的行动和任务（见本“安全导则”第 2.21—2.28 段）；
- (d) 管理系统的测量、评定和改进：包括为评价管理流程和工作绩效的有效性而开展的活动（见本“安全导则”第 2.29—2.37 段）。

原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[14]确立了管理系统的一般要求。原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[15]提供了特定建议。

2.3. 作为管理系统的一部分，研究堆的维护、定期试验和视察的管理安排应当由营运组织在调试计划的早期建立和实施。这些安排应当适用于安全重要所有物项、服务和流程的调试，并应当包括对维护、定期试验和视察活动建立控制的手段。这应当使人相信这些活动是按照 SSR-3[1]第 4.16 段所要求的既定规则、标准、规范、程序和行政控制进行的。

2.4. 在建立管理系统时，需要根据每个物项或流程安全的相对重要性采用分级方法（见 SSR-3[1]第 4.7 段）。

2.5. 应用于调试的管理系统的目标应当是确保设施满足以下要求：

- (a) 监管要求；
- (b) 设计要求和假设；
- (c) 安全分析报告（参见 SSR-3[1]要求 1）；
- (d) 研究堆的运行限值和条件（见 SSR-3[1]要求 71）；
- (e) 与研究堆管理相关的行政要求。

2.6. 管理系统需要支持建立、实施和加强强有力的安全文化（见第 1.5 (b) 段和 GSR Part 2 [14]第 4.9 段）。这种安全文化应当应用于维护、定期试验和视察计划的所有方面。

2.7. 在设计阶段（见第 4 部分）需要考虑研究堆结构、系统和部件的维护、定期试验和视察，在运行前阶段应当制定维护、定期试验和视察计划。应当使用来自设计人员、制造商和其他营运组织的相关信息。

2.8. 管理系统的成功实施应当确保维护、定期试验和视察计划包括以下内容：

- (a) 计划和优先考虑工作；
- (b) 满足监管要求；
- (c) 确保遵守运行限值和条件
- (d) 确保有足够的具备适当技能的合格人员；
- (e) 实施适当的维护、定期试验和视察程序；
- (f) 确保备件的可用性；
- (g) 确保专用仪器仪表和设备的供应；
- (h) 确保令人满意的工作环境，包括隔离结构、系统和部件、保护工作人员和考虑放射性危害；
- (i) 执行并记录必要的维护、定期试验和视察活动。

2.9. SSR-3[1]第 7.69 段指出：“安全重要系统或物项的所有维护、定期试验和视察必须遵循批准的书面程序进行。”此外，维护、定期试验和视察的结果需要根据书面程序进行记录（见 SSR-3[1]第 7.95 段）。

2.10. 与维护、定期试验和视察计划相关的程序、规范和图纸等文件应当根据研究堆管理系统编写、评审、更新、批准、发布、验证和存档。

2.11. 与维护、定期试验和视察活动的执行和核实至关重要的记录需要通过一个系统进行控制，以识别、批准、发布、验证、评审、归档、检索和处置（见 GSR Part 2[14]要求 8）。

研究堆的维护、定期试验和视察的管理责任

2.12. 营运组织应当编写和发布维护、定期试验和视察的规范和程序。反应堆经理³应当积极参与执行和评定在维护、定期试验和视察方面所做的工作。第 6.17—6.20 段描述了反应堆经理的职责。

³ 反应堆经理是反应堆管理人员中的一员，其直接责任和权力由营运组织分配，负责反应堆的安全运行，其主要职责是履行这一职责。

2.13. 营运组织的管理层应当通过以下方式参与维护、定期试验和视察计划：

- (a) 安排和跟踪维护活动，以确保执行运行限值和条件和监管机构规定的所有维护；
- (b) 经常与维护人员接触，包括观察正在进行的工作；
- (c) 监督承包商人员进行维护、定期试验和视察；
- (d) 建立并实施一套维护、定期试验和视察的性能指标；
- (e) 参与维护、定期试验和视察计划的评定；
- (f) 提供来自维护性能指标的反馈，以便用于研究堆的运行。

研究堆的维护、定期试验和视察的资源管理

2.14. SSR-3[1]第 4.15 (c) 段指出：“管理系统必须确保：……以安全方式开展工作所需的设备、工具、材料、硬件和软件得到识别、提供、检查、核实和维护。”

2.15. 维护，包括纠正性维护（有缺陷物项的维护和恢复），通常使用工作控制系统进行（见第 9 部分）。如果有缺陷物项影响研究堆的安全可靠运行，应当提请运行人员注意该缺陷，并在适当的情况下提请营运组织的管理层注意。

2.16. 需要识别和控制进行维护、定期试验和视察所需的设备、工具、材料、硬件和软件，以确保其正确使用（见 SSR-3[1]第 7.73 段）。

2.17. 进行维护、定期试验和视察所需的设施、工具、材料、硬件和软件应当足以确保所有维护、定期试验和视察能够在规定的时间内有效进行。

2.18. 根据 SSR-3[1]第 7.28 段要求确定执行维护、定期试验和视察的人员的能力要求。需要提供培训（见 SSR-3[1]第 7.29 段和第 7.30 段），以确保人员有能力完成分配给他们的工作。

2.19. SSR-3[1]第 4.15 (b) 段指出：

“管理系统必须确保：……外部人员（包括供应商和实验人员）经过充分培训和资格，并在与反应堆人员相同的控制和标准下开展活动”。

这些外部人员应当接受与运行人员相同的一般培训，以及维护、定期试验和视察程序和实践方面的特定培训。应当为这种培训提供足够的时间。有经验和资格的人员可以通过证明他们的熟练程度来取消这种培训。研究堆主管应当在工作准备期间、工作执行期间以及维护后验收试验和视察期间在工作现场评审承包商人员的工作。

2.20. SSR-3[1]第 4.15 (a) 段指出：

“管理系统必须确保：……安全重要结构、系统和部件的供应商、制造商和设计人员有一个有效的综合管理系统，并通过监查来确认其有效性”。

应当与卖方和供应商作出安排，以确保向监管机构提供其要求的任何信息。

研究堆的维护、定期试验和视察的过程实施

2.21. 应当计划、控制和管理参与维护、定期试验和视察的不同组之间的活动和接口，以确保有效的沟通和明确的责任分配。

2.22. 营运组织应当指定人员负责制定和记录维护计划、定期试验和视察，监控这些计划的执行情况，确保人员胜任，并评定计划安全的影响。该人员通常是反应堆经理或代表反应堆经理的维护主管。

2.23. 在研究堆开始运行之前，应当制定运行中视察计划，以检测该设施在运行寿命期间的任何安全显著恶化。应当提供运行前视察数据作为基准数据。

2.24. 必要时，视察、试验、核实和验证活动应当包括在维护、定期试验和视察程序中。这些活动应当在任何经过维护、定期试验和视察的结构、系统和部件投入运行之前完成。

2.25. 应当安全重要结构、系统和部件进行适当的监控和测量（见 SSR-3[1]附件 I），以提供符合设计要求和令人满意的使用性能的证据。

2.26. SSR-3[1]第 4.19 段指出：“必须根据规定的标准评价和选择供应商。”此类标准应当在营运组织的采购流程中制定和记录，并构成研究堆管理系统的一部分。

2.27. 用于监控、数据收集、视察和试验的设备应当进行校准并记录在案。

2.28. 应当规定定期试验的范围和频率（见第 5 部分），并应当符合运行限值 and 条件以及监管要求。试验结果的记录和显示应当便于与以前的试验结果进行比较，并应当允许检测自以前的试验以来的任何变化以及与以前测量参考值的任何偏差。

研究堆管理系统的测量、评定和改进

2.29. SSR-3[1]第 4.20 段指出：

“必须通过独立评定和自评定期测量和评定管理系统的¹有效性。必须识别和纠正流程中的弱点。营运组织必须评价这种评定的结果，并必须确定和采取必要的行动，以持续改进。”

2.30. 应当建立评定措施，包括评审和核实，以确保按照适当程序中的规定执行维护、定期试验和视察活动。这些措施应当包括：

- (a) 评审维护、定期试验和视察程序；
- (b) 通过视察、见证和监视进行核实；
- (c) 评审及核实维护、定期试验及视察记录、结果及报告，包括相关不符合状况及纠正措施的记录；
- (d) 核实纠正措施的充分性和及时性。

2.31. 与维护、定期试验和视察相关管理系统的²有效实施，应当由不直接参与执行这些活动的合格人员进行评定。

2.32. 应当进行监查以确定与维护、定期试验和视察相关的管理系统的充分性、有效性和遵守情况。监查应当特别注意维护组（见第 6 部分）和运行组之间的接口和责任转移。应当适当考虑由独立组织对管理系统进行监查的必要性。

2.33. 应当记录和分析结构、系统和部件故障的频率和严重程度，以确定故障原因并寻找共模故障。此信息应用作预防性维护计划的输入。需要根据此类经验调整单一结构、系统和部件的维护、定期试验和视察频率，以确保足够的可靠性（见 SSR-3[1]第 7.72 段）。

2.34. SSR-3[1]第 7.76 段指出：“任何安全有重大影响的不符合项都必须通知安全委员会和监管机构。必须评定不符合项对维护计划的影响。”还应当记录和分析未遂事件。

2.35. 应当监控维护、定期试验和视察活动并评定趋势，以确定对这些活动性能的任何必要改进。

2.36. 应当采用适当的方法来监控维护、定期试验和视察计划的有效性。应当考虑下列绩效指标：

- (a) 安全系统的可用性；
- (b) 可供利用的研究堆的可用性；
- (c) 从事维护活动人员的职业照射；
- (d) 结构、系统和部件故障导致的任何损坏和事故的发生和性质；
- (e) 在维护、定期试验和视察活动中人员受伤和事故的发生和性质；
- (f) 维护、定期试验和视察活动的任何积压；
- (g) 维护、定期试验和视察区域的评定结果。

2.37. 应当建立一个组织单位，负责代表营运组织对维护、定期试验和视察计划进行独立评定。如 SSR-3[1]第 7.19 段所述，这种评定可由反应堆安全委员会进行。

3. 研究堆的维护、定期试验和视察的概述

3.1. 维护、定期试验和视察的目的是确保结构、系统和部件按照设计意图以及运行限值和条件，并确保符合安全分析报告（分别见 SSR-3[1]第 7.68 段和第 7.38 段）。维护、定期试验和视察计划应当在合理的切实可行范围内，包括以下各项的结构、系统和部件（移动式或永久性安装可能是响应设计扩展工况所必需的。该计划应当满足从以下方面得出的安全期望：

- (a) 安全分析报告；
- (b) 运行限值和条件；
- (c) 监管机构要求；

- (d) 反应堆经理⁴ 要求；
- (e) 设计人员和制造商的建议；
- (f) 运行经验。

3.2. 所有维护、定期试验和视察应当在始终确保研究堆得到控制下同时进行，不得降低或危及反应堆的安全。

维护、定期试验和视察之间相互关系

3.3. 虽然维护、定期试验和视察可能包含在研究堆的单一计划中，并且可能由同一人员执行，但本“安全导则”明确区分了这三项活动。原子能机构《核安全和安保词汇》[11]界定了这些区别以及与维护、试验和视察相关的适用术语，附录对此作了说明。

3.4. 维护可能包括类似于定期试验的试验（即视察、可运行性检查和校准）。虽然这些试验的主要目的是核实维护已正确完成，但这种试验一在进行时一也可被视为满足定期试验的条件，前提是试验频率与该计划一致。

3.5. 定期试验包括为确保符合运行限值和条件而进行的试验，从而核实反应堆的安全状态。

3.6. 视察虽然是所有维护和定期试验的固有内容，但它是对结构、系统和部件退化情况的检验，以确定其是否可接受或是否应当采取补救措施。在本“安全导则”，视察也指评定老化对结构、系统和部件影响的特定非常规检验。视察有时被称为在役检查。

3.7. 如第 3.1 段所述，维护、定期试验和视察有共同的目标。维护后应当始终进行试验。定期试验和视察的结果应当与正在试验或视察的结构、系统和部件的验收标准进行比较。如果结果超出验收标准，应当采取纠正措施（即维护），如调整、维修或更换。在纠正措施完成后，应当重复试验或视察，以确保满足验收标准。应当建立一个共同数据库，以便参与计划和实施研究堆的维护、定期试验和视察的组织之间共享数据和评价。

⁴ 反应堆经理由营运组织的成员组成，他们被赋予指导研究堆运行的责任和权力。

3.8. 试验包括定期试验、维护后试验和视察试验。所有试验的目的是确认结构、系统和部件继续满足安全分析报告和运行限值和条件中表达的设计意图。在本“安全导则”，这三种类型的试验是分开考虑的。

研究堆的维护

3.9. 有几种可能的维护方法，大致可分为两类：预防性维护（也称为例行或定期维护）和纠正性（或补救性）维护。大多数维护活动是在研究堆停堆时进行的。然而，维护可以在反应堆运行时进行，前提是满足运行的限值和条件，包括安全运行限值和条件（见 SSR-3[1]第 7.37 段）。

预防性维护

3.10. 预防性维护应当包括定期视察、试验、维护、大修和改造活动。其目的是提高设备的可靠性，探测和预防初始故障，并确保研究堆结构、系统和部件执行其预期功能的持续能力。典型的预防性维护活动清单见附件 I。

3.11. 应当对结构、系统和部件进行预防性维护，如下所示：

- (a) 由设计人员和/或制造商指定；
- (b) 符合监管要求；
- (c) 由反应堆管理层确定（例如，基于安全评审或运行经验或其他原因，如满足保险规定）。

3.12. 制造商关于预防性维护的说明可能会根据经验进行修改。但是，在此过程中应当小心，必要时应当咨询制造商。

3.13. 预防性维护包括以下定期、预测性和计划性维护活动：

- (a) 定期维护活动应当在常规工作上完成，可能包括结构、系统和部件的视察、校准、调准、大修或更换；
- (b) 在可能的情况下，预测性维护活动应当包括连续或定期监控，以预测结构、系统和部件的故障；
- (c) 计划维护活动应当在结构、系统和部件退化或故障之前进行，并可根根据经验、预测性或定期维护的结果、设计人员和制造商的建议或第 3.14 段所述原因启动。

3.14. 预防性维护期间发现的有缺陷的结构、系统和部件应当进行适当、及时和充分的维护或更换。

3.15. 为了预测结构、系统和部件的故障，应当收集和存储与故障相关的数据，包括根本原因（另见第 2.33 段和第 2.35 段）。这些数据通常以报告的形式进行分析，并用作预防性维护计划的输入。

纠正性维护

3.16. 纠正性维护包括维修和/或更换活动，以恢复故障结构、系统和部件执行其预期功能的能力。预防性维护计划将减少对纠正性维护的需求，并可能延长结构、系统和部件的可用性和降低成本。然而，不能完全消除纠正性维护的需要。根据 SSR-3[1]第 7.9 (j) 段规定，需要为纠正性维护分配足够的资源，如人力资源、备件和资金。

3.17. 如果维护活动需要对结构、系统和部件或初始设计进行修改，则应当遵循实施改造的程序。SSG-24 (Rev. 1) [10]提供了进一步的建议。

3.18. 营运组织应当为处理应急纠正性维护做好充分准备。为了迅速采取行动，可能需要一个由合格人员或维护组织组成的待命系统。

3.19. SSR-3[1]第 7.75 段指出：

“合格人员必须核实活动是否已按照适当程序的规定完成，并必须核实是否符合运行限值和条件，并必须评定维护、定期试验和视察的结果。”

3.20. 在维护或维修活动之后，应当视察任何潜在受影响的结构、系统和部件，必要时应当重新校准和试验，以获得维护主管的运行批准。

3.21. 应当考虑使用风险知情维护策略，以便在纠正性维护和预防性维护之间提供合理的平衡，并促进主动维护，而不仅仅是纠正性维护。应当评定纠正性维护的原因，如果适当，应当相应本地修订预防性维护计划。

研究堆的定期试验

3.22. 应当进行定期试验，以保持和提高设备的可用性，确保符合运行限值和条件，并在异常工况影响研究堆的安全之前试验和纠正它们。异常工况不

仅包括结构、系统和部件和软件性能的缺陷，还包括虽在验收标准内但一个或多个结构、系统和部件的性能偏离设计意图的趋向。

3.23. 定期试验的执行通常符合监管机构发布的研究堆运行授权中构成运行限值和条件一部分的监视要求。

3.24. 定期试验通常以固定的时间间隔进行，还包括结合特定任务以可变的时间间隔进行的重复试验（例如，运行前仪器仪表和控制系统检查、主要起重操作前桥式起重机的负载试验、与新堆芯配置相关的试验）。

3.25. 定期试验应当包括可运行性检查（定性试验）和校准核查（定性和定量试验）。

3.26. 应当进行可运行性检查，以提供关于仪器仪表系统或通道中给出正确信号的能力以及安全重要系统发挥功能的信息。

3.27. 应当对仪器仪表进行校准检查，以确认给仪器仪表或通道已知输入即可在规定范围内提供输出。

研究堆的视察

3.28. 营运组织应当按照预定的时间表视察结构、系统和部件是否性能退化。这些视察应当评价老化机制对结构、系统和部件的影响，以确定结构、系统和部件是否可以继续安全运行，或者是否应当采取补救措施。重点应当放在安全重要结构、系统和部件的评价上，特别是嵌入的管道、储罐和通常情况下查看被限制的区域。

3.29. 结构、系统和部件的例行视察应当包括以下内容：

- (a) 对设备状况的观察（如泄漏、噪音、振动），通常在研究堆的定期巡视期间进行。对于某些系统的视察可能需要照相机、望远镜和双筒望远镜等设备；
- (b) 通过固定式或便携式设备测量加工变量和运行参数；
- (c) 在线或离线监控；
- (d) 化学或放射化学分析取样；

- (e) 安全系统的反应时间测量（例如控制棒释放时间、控制棒落棒时间、应急通风活化（如适用））；
- (f) 计算（如热通道系数、燃料燃耗（如适用）或测量（如带仪器仪表的燃料元件（如适用））以核实是否符合运行限值和条件。

3.30. 应当使用役前视察期间收集的基准数据评价视察结果（并在后续视察中酌情修订）。评价中应当考虑下一次视察时预期的性能退化。评价结果应当添加到基准数据中。

3.31. 第 12 部分讨论的无损试验和无损视察技术应当与测量和化学分析一起使用。

4. 研究堆的维护、定期试验和视察的设计考虑

4.1. SSR-3[1]要求 31 规定：

“对研究堆设施的安全重要物项，其设计必须按要求进行校准、试验、维护、维修或更换、视察和监控，以确保其履行功能的能力，并在其设计基准规定的所有条件下保持其完整性。”

4.2. 研究堆的设计应当考虑可维护性、可试验性和可视察性，同时确保执行维护、定期试验和视察人员的辐射照射保持在合理可达尽量低水平。这可以通过尽量减少人为参与反应堆系统的维护、定期试验和视察的设计特点来实现，特别是那些位于有显著放射性危害区域的系统。

可维护性研究堆的设计

4.3. 为了便于研究堆的维护，应当在反应堆的设计阶段处理下列事项：

- (a) 结构、系统和部件的适当可达性；
- (b) 结构、系统和部件的充分屏蔽；
- (c) 远程装卸；
- (d) 结构、系统和部件的辐照后放射性水平；
- (e) 结构、系统和部件的去污。

4.4. 应当通过提供足够的空间来实现适当的可达性，以促进良好的工作条件，并方便在结构、系统和部件上工作，拆除和更换结构、系统和部件。这应当包括结构、系统和部件周围的空间，用于处理材料所需的任何额外设备。应当特别注意门、走廊、电梯和舱口的宽度和高度。

4.5. 研究堆的设计需要在维护期间为放射性部件提供足够的屏蔽（见 SSR-3[1]第 6.100 段）。实现这一目标的一种方法可能是将放射性和非放射性成分隔离到单独的房间里。例如，用于去污水的去污系统调节阀可能位于具有最小必要管道长度的走廊中，而过滤器和树脂容器（保留放射性物质）位于封闭的屏蔽空间中。

4.6. 为了便于停堆期间的维护（例如更换过滤器和树脂），对于通常无法进入的房间中的设备，还应当考虑适当的局部屏蔽。

4.7. 远程装卸设施通常是处理辐照燃料元件和其他辐照结构、系统和部件所必需的。这些设施还包括视察设备，如水下摄像机和遥控操纵和切割设备以及清洁系统。

4.8. SSR-3[1]第 6.101 段指出：“必须为人员和设备以及处理去污活动产生的放射性废物提供适当的去污设施。”在研究堆中，应当安排在本地产去污任务（即靠近进行维护工作的地方）。在重要大修或涉及显著污染的情况下，如果可能可以使用外部服务。

4.9. 研究堆应当包括机械、电气和电子车间，这些车间应当配备适当的设备，以装卸所有相关的结构、系统和部件，包括被污染和活化的设备和部件。第 10 部分提供了进一步的建议。

研究堆可试验性的设计

4.10. SSR-3[1]第 6.86 段指出：

“安全重要物项的设计必须允许进行适当的功能试验，以确保这些物项将以所需的可靠性执行其安全功能，并必须根据其安全的重要性，在调试前及其后定期对其进行适当的充分试验和维护。”

这对于非能动元件和通常无法通过常规运行核实其功能的系统来说尤其重要。

4.11. 此外，SSR-3[1]第 6.87 段指出：

“必须考虑的重要因素是进行试验和视察的容易程度，试验和视察代表真实条件的程度，以及在试验期间保持安全功能的需要。在可能和适当的情况下，必须在电气和电子系统中安装自检电路。”

4.12. 为适当的功能试验而设计意味着所有系统、设备、仪器仪表和逻辑电路都应当尽可能包含内置功能，以便于快速、轻松地试验其安全功能的性能。

4.13. 在真实条件下进行试验意味着应当通过将系统的传感器放在实际过程变量中，而不是放在模拟变量中进行功能视察（例如，通过使用中子源来试验电子关断通道）。应当从输入信号到最终安全功能试验安全系统的行为。

4.14. 自测电路可分为两种类型，如下所示：

- (a) 连续监控重要电路参数，并在参数超出规范时触发指示器、警报或安全功能的；
- (b) 仅在系统功能检查期间激活的。

如果系统中没有自测电路，试验设计还应当提供使用外部连接的试验设备试验安全重要物项的电路参数（如电压、稳定性）的方法。自测电路应当定期重新校准。

4.15. 对位于有显著放射性危害的区域系统进行试验时，应当设计成确保人员的辐射照射在合理可达尽量低水平。远程试验、屏蔽和适当的时间安排可以显著减少职业照射。

4.16. 当安全系统必须满足量化的可靠性目标时，设计应当允许通过试验来证明这些目标的满足。

研究堆可视察性的设计

4.17. 研究堆的设计应当便于在役检查，旨在查明结构、系统和部件的腐蚀、侵蚀、疲劳或老化影响。为此，应当考虑以下几点：

- (a) 为人员和设备提供适当的准入，以便于使用必要的视察方法和技术；
- (b) 防护和安全最优化的需要；

- (c) 与系统或部件的维护或更换相关的运行的执行容易程度；
- (d) 提供足够的照明和通风，并获得进行视察所需的公用设施（如电力）；
- (e) 是否有去污设施（见第 4.8 段）。

4.18. 可视察性的其他设计考虑包括材料选择、焊接配置、表面光洁度和杂物或腐蚀产物的堆积等方面。

5. 研究堆的维护、定期试验和视察的计划

5.1. SSR-3[1]要求 77 规定：“研究堆设施的营运组织必须确保建立和实施有效的维护、定期试验和视察计划。”

5.2. 应当按照准备好的计划和程序，按计划进行维护、定期试验和视察。该计划应当包括响应设计扩展工况所需的实验装置和设备，并可在一份或多份文件中提出。

5.3. 维护、定期试验和视察计划应当在研究堆项目的早期制定，并应当在调试期间，在开始日常运行之前实施。

5.4. SSR-3[1]第 7.69 段指出：“必须定期评审维护、定期试验和视察计划，以纳入从经验中吸取的教训。”因此，在研究堆的整个寿期间，这些计划必须不断得到发展和改进。必须特别注意收集基准数据，以便与研究堆后续寿期的观测结果进行比较。

5.5. 维护、定期试验和视察计划应当涵盖对研究堆进行维护、定期试验和视察所需的所有管理和技术措施。这些措施包括服务、大修和维修、更换零件、试验、校准和视察。

5.6. SSR-3[1]第 7.68 段指出：

“维护……必须进行定期试验和视察，以确保结构、系统和部件能够按照设计意图运行，并符合运行限值和条件。”

5.7. 应当提供下列资料，以编写维护、定期试验和视察计划：

- (a) 安全分析报告；
- (b) 运行限值和条件和任何其他适用的监管要求；

- (c) 关于管理系统的文件；
- (d) 管道和仪器仪表图；
- (e) 流程图；
- (f) 示意图和详图（包括竣工图）；
- (g) 结构、系统和部件的规范；
- (h) 来自制造商的信息（如说明、规范、运行手册和服务手册）；
- (i) 故障数据（如果有）；
- (j) 关于其他反应堆维护实践的信息；
- (k) 役前视察数据和报告。

研究堆的维护、定期试验和视察的计划的计划的内容

5.8. 这些计划应当记录在案，以便能够清楚地了解研究堆的维护、定期试验和视察的目标和方法，从而促进计划的实施、评审和评定，并允许行政控制和协调。计划文件应当包括以下内容：

- (a) 概述；
- (b) 管理系统；
- (c) 组织机构和职责；
- (d) 维护人员的选择、培训和资格；
- (e) 计划中包括的结构、系统和部件；
- (f) 技术和行政程序；
- (g) 行政控制；
- (h) 维护、定期试验和视察的计划；
- (i) 计划的评审和核实；
- (j) 与计划相关的文件和记录；
- (k) 评审维护、定期试验和视察的结果；
- (l) 研究堆维护设施；
- (m) 备件的采购和存储；
- (n) 与老化管理计划的接口（见 SSG-10（Rev.1）[7]）。

第 5.9—5.29 段描述了这些计划的内容。

概述

5.9. 概述应当说明研究堆的维护、定期试验和视察的计划的总体目标、规范和范围。

管理系统

5.10. 计划文件应当详细说明与维护、定期试验和视察相关的管理系统措施。第 2 部分提供了关于管理系统的建议。

组织机构和职责

5.11. 计划文件应当描述组织机构，并确定研究堆营运组织内维护、定期试验和视察的责任。第 6 部分提供了关于组织机构和职责的建议。

维护人员的甄选、培训和资格

5.12. 计划文件应当规定执行维护、定期试验和视察人员的必要资格和培训。第 7 部分提供了关于这些人员的甄选、培训和资格的建议。

包括在维护、定期试验和视察计划中的结构、系统和部件

5.13. 计划文件应当包括所有需要维护、定期试验和视察的结构、系统和部件的清单。该列表应当包括所有安全重要的结构、系统和部件。清单中应当包括对每个物项进行的预防性维护、定期试验或视察的简要说明。附件 II 提供了拟列入清单的结构、系统和部件的示例。

技术和行政程序及行政控制

5.14. 程序是计划文件的一个重要部分，其中应当包括一份关于维护、定期试验和视察的清单。在一些成员国，程序本身被收集在一份单独的文件中。

5.15. 如果维护、定期试验和视察程序一起使用其他程序（如行政程序、辐射防护程序），则应当适当参考这些程序。第 8 部分提供了关于维护、定期试验和视察程序的进一步建议。

5.16. 除了每个结构、系统和部件的维护、定期试验和视察程序清单外，计划文件还应当在单独的一节或行政程序中提供关于工作管理方面的详细指导。该导则应当包括对执行任务所涉及的顺序步骤（如工作许可、工作执行、

工作控制、试验、恢复运行状态、记录保存)的描述。第9部分提供了关于维护、定期试验和视察的这些行政控制的进一步建议。

维护、定期试验和视察的时间安排

5.17. 计划文件应当说明预防性维护、定期试验和视察的频率。连续定期活动之间的间隔通常根据时间框架或工作时间来设定，并有一个允许灵活性的范围。安全重要物项的定期试验频率应当包括在运行限值和条件的监督要求中。

5.18. SSR-3[1]第7.72段指出：“单一结构、系统和部件的维护、定期试验和视察频率必须根据经验进行调整，并必须确保足够的可靠性”。在调整维护、定期试验和视察的频率时，应当考虑以下几点：

- (a) 单一结构、系统和部件安全的相对重要性；
- (b) 它们未能按预期发挥作用的可能性；
- (c) 运行限值和条件规定的要求；
- (d) 制造商和供应商的建议。

5.19. 常规在役检查应当在结构和部件的预测故障时间之前进行。应当使用关于退化速度的保守假设来编写计划。老化管理计划中收集的数据可用于这一评定。

5.20. 个别结构、系统和部件的维护、定期试验和视察频率也应当符合设计人员和制造商的建议，并应当根据营运组织获得的经验，包括其他设施的运行经验进行调整。必要时，还应当适当考虑反应堆运行时间表。

评审和核实维护、定期试验和视察计划

5.21. 这些计划应当包括评审和核实的安排，包括在执行前评审程序。对计划和程序的评审应当符合管理系统（见第2部分）。

维护、定期试验和视察计划相关文件和记录

5.22. 文件应当特定说明执行计划所需的文件，由程序制作的维护、定期试验和视察记录，以及如何存档这些文档。应当根据管理系统（见第2部分）发布、批准、评审和维护文件。

5.23. 与维护、定期试验和视察计划相关的典型文件如下：

- (a) 管理系统文件；
- (b) 计划和程序；
- (c) 工作许可；
- (d) 支持文件（如图纸、规范）；
- (e) 工作完成报告；
- (f) 定期试验的结果；
- (g) 检验结果；
- (h) 维护记录。

5.24. 这些计划应当包括对所有维护、定期试验和视察的记录。维护、定期试验和安全重要物项进行视察，报告应当包括以下内容：

- (a) 已完成工作的描述；
- (b) 负责和参加工作的人员姓名；
- (c) 执行日期；
- (d) 工作原因；
- (e) 发现的缺陷和采取的补救措施；
- (f) 使用的资源（如人工工时、材料、备件）；
- (g) 使用的程序、图纸和清单；
- (h) 试验结果；
- (i) 人员接受的辐射剂量；
- (j) 在执行工作中获得的经验；
- (k) 设备的状态；
- (l) 对未来行动的建议。

5.25. 这些记录和报告的保留期应当符合管理系统（见第 2 部分）。

维护、定期试验和视察结果的评审

5.26. 维护、定期试验和视察活动的结果应当由不直接参与执行这些活动的合格人员评定（见 SSR-3[1]第 7.75 段）。

研究堆维护设施

5.27. 应当在计划文件中简要描述专用于维护任务的现场设施。描述可包括以下内容：

- (a) 车间；
- (b) 去污设施；
- (c) 放射性物质的维护设施；
- (d) 起重和装卸设备；
- (e) 特殊设施和工具；
- (f) 存储设施。

第 10 部分提供了关于维护设施的进一步建议。

备件的采购和存储

5.28. 计划文件应当说明支助维护、定期试验和视察的采购程序，并应当确定随时保存的备件和材料的物项和数量。存储条件和存储时限也应当在计划中规定。第 2 部分和第 11 部分提供了进一步的建议。

与老化管理计划的接口

5.29. 根据 SSR-3[1]第 7.120 段，老化管理计划以及维护、定期试验和视察计划必须协调一致。与老化相关的视察可在日常维护活动中进行。在制定或修订维护计划时，应当考虑老化管理计划。应当评价维护、定期试验和视察计划，并在必要时根据老化管理计划的调查结果进行更新。SSG-10 (Rev.1) [7]提供了关于研究堆老化管理的建议。

研究堆的非常规维护、试验和视察

5.30. 在日常运行中，研究堆的大部分维护、试验和视察要求应当通过预防性维护、定期试验和视察计划来满足。然而，将会出现不可预见的因素（如过时、新技术、不可预见的故障机制、过早故障），这将需要计划中没有特定涉及的特殊维护、试验和视察。

5.31. 除常规计划外，研究堆的营运组织还应当为特定目标制定特殊的非常规维护、试验和视察安排。有时，这可能是监管机构要求的或由营运组织

发起的，以评定结构、系统和部件安全状态的特定方面（例如，在升级改造或评定老化影响之前）。

5.32. 在研究堆的整个寿期间，结构、系统和部件承受着高应力和恶劣的环境条件，如高温和高水平放射性。这些条件可能导致材料性质的变化（老化影响）可能导致意外故障。根据 SSR-3[1]要求 86，需要通过正式的老化管理计划来预防与老化相关的故障。SSG-10 (Rev.1) [7]提供了关于老化管理的建议。

5.33. 应当与老化管理计划（见 SSG-10 (Rev.1) [7]）协调，酌情安排特殊视察，以确定受腐蚀、侵蚀、疲劳或其他老化影响的结构、系统和部件的状况。这些视察是反应堆运行中的一项主要活动，并在许多研究堆中定期进行。适用于研究堆设计的此类视察示例如下：

- (a) 检验反应堆储罐、水池内衬或冷却系统；
- (b) 检验反应堆内部构件的；
- (c) 检验光束管的内表面，并在可能的情况下检验外表面；
- (d) 一般检验管道（尤其是嵌入式管道）、泵和阀门；
- (e) 检验乏燃料水池和存储液体的储罐；
- (f) 检验电气柜、电缆、开关设备和变压器的；
- (g) 检验密封、包容和通风系统的。

5.34. 一些部件可能会在运行期间或例行停堆期间进行视察，并可能会给出问题的指示，这些问题可以推断到其他部件。主要视察的时间和范围可能会受到这些结果的影响。进行第 5.33 段所述的视察，通常需要在停堆期间，偶尔需要卸载堆芯并排出冷却剂。应当视察反应堆的所有易受影响的部件。

5.35. 在可能的情况下，应当在结构、系统和部件的预计故障时间之前进行非常规视察。应当使用关于退化速度的保守假设来编写计划。老化管理计划中收集的数据可用于这一评价。

6. 研究堆的维护、定期试验和视察组织机构和职责

研究堆的维护、定期试验和视察组织机构

6.1. 研究堆的维护、定期试验和视察组织机构将根据国家实践和反应堆类型而有所不同。要求反应堆管理部门建立一个由运行人员组成的维护组，特定负责执行维护、定期试验和视察计划（见 SSR-3[1]第 7.22 段）。在一些具有低潜在危害的研究堆、临界组件和次临界组件，运行组可接受培训，以执行维护任务、定期试验和视察，从而履行维护组的角色。在这种情况下，应当确保授权、监督和执行这些活动的人员的职能独立性。在其他研究堆，营运组织内的中央维护部门或外部承包商可以在维护监督员的监督下执行这些任务。这些不同的维护人员可以组合使用。SSG-84[5]提供了关于研究堆组织机构的进一步指导。

6.2. 虽然维护的总体责任由营运组织承担，但实施维护、定期试验和视察计划的直接责任应当委托给个人。在本“安全导则”，该人被称为“维护主管”。在某些情况下，反应堆经理也可以担任维护主管。

6.3. 应当在研究堆项目开始时设立维护组，该组应当与设计人员、施工组和调试组保持密切联系。

6.4. 维护组可分为多个部门（如机械、电气、仪器仪表和控制），每个部门由一名部门主管领导。在较小的营运组织中，维护主管和维护人员之间的中间职位可能是不必要的。例如，反应堆主管可以负责仪器仪表和控制系统的维护，而反应堆设施工程师可能负责机械和电气系统的维护。经授权的反应堆运行人员可以执行维护，偶尔由外部专家协助，特别是对于临界和次临界设施。维护组还可以从维护组或营运组织外部聘请专家（如电工、焊工、冶金学家、泵维护或无损试验和视察专家）。

6.5. 还要求营运组织设立一个辐射防护组（见 SSR-3[1]第 7.23 段）。该组应当实施与维护、定期试验和视察相关的辐射防护活动。SSR-3[1]第 7.108 段指出：“辐射防护计划……必须具有足够的独立性和资源，能够就辐射防护条例、标准和程序以及安全工作实践提出建议并予以执行。”研究堆的组织机构应当促进辐射防护组和维护组之间的合作，以确保维护程序适当考虑到辐射防护，并在需要时提供直接的辐射防护援助。

6.6. 在许多研究堆中，大量的维护、试验和视察是在持续一周或更长时间的停堆期间进行的。这导致对资源的需求达到高峰。维护、试验和视察组织机构和人员配备应当满足这一需求高峰。

6.7. 维护、定期试验和视察活动是否已按照管理系统完成的独立核实，应当由营运组织中未直接参与被核实活动的人员进行。

研究堆的维护、定期试验和视察中协调和接口

6.8. 应当在下列机构之间建立有效的协调：

- (a) 维护组的不同部门（如机械、电气、仪器仪表和控制、土木工程）；
- (b) 运行组、辐射防护组、维护、定期试验和视察组以及老化管理组（如果老化管理计划由另一组执行）；
- (c) 设施组和承包商。

接口控制

6.9. 应当建立接口控制系统或程序，明确规定参与维护、定期试验和视察活动的所有组的责任。特别是，应当明确界定营运组织和承包商之间的接口，并为保持配置控制做出明确安排，以确保承包工作期间和之后的设施安全。

6.10. 如第 9.1 (g) 段所述，应当作出适当安排，有效协调计划和执行结构、系统和部件的维护、定期试验和视察工作，以管理安全与核安保（包括实物安保和计算机安保）之间的接口。

6.11. 接口应当在管理系统中解决。

研究堆的维护、定期试验和视察职责

营运组织

6.12. SSR-3[1]第 7.9 (h) 段指出：

“营运组织有责任确保……：研究堆由相关机构认证的具有适当资格和经验的人员按照安全要求进行运行和维护。”

6.13. 尽管营运组织可以将某些任务的执行委托或分包给其他组织，但它不能委托其安全责任（见 SSR-3[1]第 7.3 段）。在履行其职责时，根据 SSR-3[1]第 7.9 段要求营运组织确保以下各项：

- (a) 已经建立并实施了管理系统（见第 2 部分）；
- (b) 已经建立并实施了控制和执行研究堆的维护、定期试验和视察的程序；
- (c) 对负责维护、定期试验和视察的人员进行适当培训，并实施培训和复训计划已建立及实施，并定期更新及评审以核实有效性；
- (d) 在维护、定期试验和视察期间，有足够的设施和服务；
- (e) 在组织中培养了安全文化氛围（见 GSR Part 2[14]要求 12），以确保人员的态度和运行环境有利于安全维护、定期试验和视察；
- (f) 仔细评审了一项检验运行经验反馈的计划，包括来自其他设施的反馈，以发现任何不利于安全的趋势的前兆迹象，以便在严重情况出现之前采取纠正措施，并防止事件再次发生；
- (g) 向反应堆经理提供足够的权力和资源，使其能够有效地实施维护、定期试验和视察计划。

6.14. 根据 SSR-3[1]要求 3，营运组织必须确保与人员安全和反应堆安全相关的维护、定期试验和视察活动的完成优先于运行或生产需求。

监管机构

6.15. 管理机构对研究堆的维护、定期试验和视察负有下列责任：

- (a) 评审和评定与维护、定期试验和视察相关的文件（见 SSR-3[1]第 3.10 段、第 3.11 段和第 4.3 段）；
- (b) 评审、评定和批准维护、定期试验和视察计划中与运行限值和条件相关的部分及其变更（见 SSR-3[1]第 7.33 段）；
- (c) 确保用于维护、定期试验和视察的运行限值和条件反映监管机构在运行许可证中规定的条件（见 SSR-3[1]第 7.34 段）；
- (d) 进行监管视察（见 SSR-3[1]第 3.14 段），以核实维护、定期试验和视察活动符合运行限值和条件和适用的法规、规范和标准；

- (e) 根据 SSR-3[1]第 7.76 段，评审安全有重大影响的任何维护相关事件的信息（例如，违反安全限值，见 SSR-3[1]第 7.35 段）或不符合安全运行限值和条件（见 SSR-3[1]第 7.37 段）。

反应堆安全委员会

6.16. SSR-3[1]第 7.26 段指出：“反应堆安全委员会（或咨询组）必须就反应堆日常运行和使用的安全方面向反应堆经理提出建议。”关于维护、定期试验和视察，反应堆安全委员会必须评审营运组织和反应堆经理，并就以下事项向其提出建议：

- (a) 研究堆的维护、定期试验和视察中出现的安全问题；
- (b) 维护、定期试验和视察计划；
- (c) 维护、定期试验和视察程序；
- (d) 维护、定期试验和视察的结果和发现。

反应堆安全委员会还可负责对维护、定期试验和视察计划进行独立评定。

反应堆经理

6.17. SSR-3[1]要求 69 规定：

“反应堆经理必须全面负责反应堆的运行、培训、维护、定期试验、视察、利用和改造的所有方面。履行这一职责必须是反应堆经理的主要职责。”

6.18. SSR-3[1]第 7.71 段指出：

“对已安装的设备进行维护、为维护目的而停止运行设备或在维护后重新安装设备的决定：

- (a) 必须由反应堆经理负责；
- (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。”

反应堆经理应当全面负责维护、定期试验和视察的所有方面，并应当确保对维护、定期试验的批准有明确规定的安排和视察活动。协调工作的责任可由反应堆经理委托给维护主管。

6.19. 反应堆经理应当负责以下工作：

- (a) 制定维护、定期试验和视察计划，并确保在反应堆安全委员会评审后批准和执行这些计划；
- (b) 准备实施维护、定期试验和视察计划的程序；
- (c) 核准工作许可（另见第 9.4 (d) 段）；
- (d) 对维护人员进行培训和复训；
- (e) 确保只由合适的、有资格的、有经验的和受过培训的人员进行和监督维护、定期试验和视察活动；
- (f) 以书面形式定义维护组成员的责任和义务及其沟通渠道；
- (g) 启动基于维护、试验和视察活动的系统改造的批准和实施；
- (h) 评审和纠正工作中发现的不足之处；
- (i) 协调和管理接口（见第 6.8—6.11 段）；
- (j) 与对研究堆进行维护、定期试验和视察的人员经常接触，包括监视正在进行的工作；
- (k) 参与维护、定期试验和视察计划的评定；
- (l) 建立和实施一套安全绩效指标，以监控和加强维护、定期试验和视察计划，并根据这些绩效指标为运行提供反馈。

6.20. 反应堆经理可委派第 6.19 段所列职责的维护主管或其他负责人。

维护主管

6.21. 如果反应堆经理已将协调工作的责任委托给维护主管，则该责任应当包括以下部分或全部：

- (a) 根据管理系统和反应堆经理发布的任何指令，执行维护、定期试验和视察计划；
- (b) 评审维护、定期试验和视察的结果，并根据指定的验收标准评定任何缺陷的影响；
- (c) 提出改进维护、定期试验和视察计划建议，包括改变设备、程序或时间表；
- (d) 及时向反应堆经理报告工作中发现的需要进一步调查的任何缺陷；
- (e) 确保维护、定期试验和视察程序的可用性和使用；
- (f) 监督维护人员；
- (g) 确保必要的工具和设备可用并处于适当的使用状态；

- (h) 评审记录和报告以供批准；
- (i) 根据规范和管理系统采购备件；
- (j) 协助制定维护、定期试验和视察程序，并根据从使用现有设施、设备和工具中获得的经验更新这些程序；
- (k) 根据管理系计划 and 分配资源；
- (l) 监督工作以确保程序得到遵守；
- (m) 准备维护、定期试验和视察的报告和记录；
- (n) 与其他组协调维护、定期试验和视察活动；
- (o) 考虑维护人员的建议；
- (p) 向反应堆经理报告工作状态；
- (q) 证明工作圆满完成。

承包商

6.22. 营运组织可以将一些维护、定期试验和视察活动委托给其他组织，但必须保留对这些活动安全的总体责任（见 SSR-3[1]第 7.3 段和第 7.98 段），并必须履行所有必要的行政管理和监督职能以确保这一点（见 SSR-3[1]第 7.1 段）。

6.23. 承包商必须遵守与研究堆工作人员相同的标准（见 SSR-3[1]第 4.15 (b) 段），特别是在能力、遵守程序和绩效评定方面。应当采取适当步骤以确保承包商符合营运组织的技术标准和安全文化。

6.24. 承包商开展的活动应当通过一个管理系统进行控制，该管理系统规定了承包商的工作质量、承包商人员的培训和资格、辐射防护、遵守程序、对设施系统的理解以及正常和紧急情况下的行政程序。应当使承包者人员意识到他们对设施及其维护设备安全所负的责任，以及对敏感信息进行适当管理的必要性（见第 9.1 段）。

维护人员

6.25. 维护人员的职责如下：

- (a) 根据批准的书面程序进行维护、定期试验和视察；

- (b) 建议新的程序或对现有程序的修订，以增强安全、提高效率并防护和安全最优化。

7. 研究堆维护人员的招聘、培训和资格

7.1. 应当根据执行任务所需的能力选择维护人员。在建立维护组时，如果可能的话，最好包括设计组、建造组和调试组的成员。研究堆维护人员的典型资格见表 1。应当有可能用长期经验代替正式资格。需要定期评价维护人员的能力（见 SSR-3[1]第 7.30 段），维护人员应当重新获得资格，以确保其持续的专业能力。

7.2. 根据 SSR-3[1]第 7.28 段指出，进行维护、定期试验和/或视察（例如仪器仪表和控制系统、安全系统、停堆系统或保护系统）的某些个人可能需要主管当局的授权。在一些具有低潜在危害的研究堆、临界组件和次临界组件中，一些维护、定期试验和视察活动可能由运行人员执行。在这种情况下，应当确保授权、监督和执行这些活动的人员的职能独立性。

表 1. 研究堆维护人员的典型资格

维护主管	大专以上学历，物理科学、工程或同等学历
科长（见第6.4段）	在教育机构或通过工业培训获得的相关技术的技术资格，根据组织的规模和活动，适当的大学学位可能是可取的
技术员	在教育机构或通过工业培训获得的相关技术资格
具有特定手工技能的人员	在教育机构或通过工业培训获得的相关手工技能资格

7.3. 除特定技能培训外，所有维护人员还应当接受以下方面的培训：

- (a) 研究堆的运行原理；
- (b) 辐射防护；
- (c) 安全重要的结构、系统和部件原理；
- (d) 与其职责相关的系统和设备的特定知识；

- (e) 核安全和非辐射相关的安全；
- (f) 适用于其职责的管理系统要求；
- (g) 应急程序；
- (h) 维护程序；
- (i) 定期试验程序；
- (j) 视察程序；
- (k) 监管要求；
- (l) 安全文化；
- (m) 人的表现；
- (n) 安全与核安保在维护活动方面的相互关系；
- (o) 老化管理计划。

这些科目的培训水平应当与分配给每个人的职责相适应。在被允许独立工作之前，工作人员应当在这些科目上达到必要的能力水平。根据 SSR-3[1] 第 7.30 段要求维护人员接受复训，以保持和提高他们的能力。

7.4. 应当使所有维护人员意识到他们执行的任务安全的重要性以及技术、程序或人为错误的潜在后果。应当评审其他核装置因错误造成的故障和危害的经验，并酌情纳入维护人员的培训计划。

7.5. 在研究堆进行维护、定期试验和视察的承包商人员应当接受与营运组织雇用的人员同等的培训。对于短期承包商人员，第 7.3 段中确定的大多数培训可由维护组成员的监督取代（另见第 9.7 段和第 9.8 段）。

7.6. 第 7.3 段概述的每一专题的培训计划和时间表应当为各类维护人员编写。

7.7. 营运组织应当确保维护人员有机会进一步提高履行职责所需的知识。

8. 研究堆维护、定期试验和视察程序

8.1. 为了实施维护、定期试验和视察计划，营运组织必须确保建立适当的控制措施，如 SSR-3[1] 第 7.69 段所述。这些控制措施通常采取行政程序和工作程序的形式，以便在研究堆进行维护、定期试验和视察活动。如第 2.10

段所述，这些程序应当按照研究堆的管理系统编写、评审、验证、发布和修改。应当建立一种机制使程序使用者能够提供反馈和改进建议。

8.2. 对程序的临时修订应当受到适当控制，并应当经过评审和批准。在适当情况下，应当迅速将临时修订纳入永久程序，以限制临时程序的数量和持续时间。

8.3. SSG-83[4]中提供了关于程序编写的建议，包括其格式和内容以及编写步骤。第 8.4 段和第 9 部分提供了关于维护、定期试验和视察的行政控制的建议。

研究堆的维护、定期试验和视察的行政程序

8.4. 在制定维护、定期试验和视察的行政程序时应当考虑的因素应当包括：

- (a) 使用书面程序进行维护、定期试验和视察；
- (b) 工作许可的使用（见第 9.2—9.4 段）；
- (c) 辐射防护；
- (d) 系统配置的控制；
- (e) 工具和设备的校准；
- (f) 非辐射相关安全和消防安全；
- (g) 联锁和钥匙的使用；
- (h) 设备的命名、位置和标签；
- (i) 内务管理；
- (j) 反应堆停堆期间维护活动的计划；
- (k) 设备再鉴定和反应堆恢复到运行状态；
- (l) 管理安全与核安保之间接口的考虑；
- (m) 人为因素。

研究堆的维护、定期试验和视察的工作程序

8.5. 维护、定期试验和视察的工作程序应当包括执行以下运行的书面说明：

- (a) 维护安全重要的结构、系统和部件；

- (b) 安全重要的结构、系统和部件的定期试验、视察和校准；
- (c) 在长期关闭期间，对反应堆及其辅助系统进行定期试验和视察（监视）。

清单可能对所有这些活动都有用。

8.6. 在准备维护、定期试验和视察程序时，应当注意这些程序安全系统和反应堆运行可能产生的后果。一些程序可以在运行期间进行，而不会影响反应堆的安全，其他程序可能需要反应堆停堆。因此，应当实施维护计划和工作许可制度，以确保维护程序不会导致任何将反应堆运行置于运行限值和条件之外的行动。应当小心避免通过维护活动引入共因故障（例如，警报设置或安全系统设置的系统性错误重置）。

8.7. 在制定维护、定期试验和视察程序时，应当考虑到将辐射剂量保持在合理可达尽量低水平的要求（见 SSR-3[1]第 2.6 段）。考虑因素还应当包括在准备程序时确保安全措施和安保措施（包括实物安保和计算机安保）不会相互损害。

8.8. SSR-3[1]第 7.69 段指出：

“[维护、定期试验和视察]程序必须规定对反应堆正常配置的任何改变所采取的措施，并必须包括在活动完成后恢复正常配置的规定。”

8.9. SSR-3[1]第 7.69 段还指出：

“根据管理系统的要求，必须使用工作许可制度进行维护、定期试验和视察，包括在进行工作之前和之后的适当程序和核对清单。这些程序必须包括验收标准。”

这些程序应当包括需要获得有资格评定根据这些程序开展的活动的结果个人的最终认可（包括签字）。

8.10. 应当制定特殊程序以控制承包商进行的维护、定期试验和视察。这些程序应当包括工程的先决条件、承包商人员的监督规范和这些人员的资格，以及工程协调的安排。

8.11. 这些程序应当包括解决任何不符合运行限值和条件的纠正措施（见 SSR-3[1]第 7.41 段）。

8.12. 应当制定特殊程序，以控制安全系统中物项和安全相关物项的更换。该程序应当特定说明如何确保使用相同的备件，或在使用等效替代品的情况下，如何核实等效性（例如，通过形式、配合或功能），以便不损害反应堆的安全。

8.13. 应当制定和实施安全重要结构、系统和部件中最大限度减少老化影响的特殊视察程序（另见第 5.29 段）。

9. 研究堆维护、定期试验和视察行政控制

9.1. 应当制定行政控制措施，考虑到研究堆的维护和运行、辐射防护和核安全之间的相互关系。在这些行政控制措施中应当明确处理以下要素：

- (a) 执行维护的人员和直接负责设施运行的人员（如值长）之间的界限；
- (b) 确保运行人员在维护活动期间随时了解研究堆状态的规定；
- (c) 工作许可制度（见第 9.2—9.4 段）以及指定被授权人员有权签发和取消维护、设备隔离、现场试验和出入控制工作许可；
- (d) 设备退出服役的直接明确标记，包括防止意外恢复使用的规定；
- (e) 确保结构、系统和部件在维护后被宣布正常运行并恢复使用之前得到视察和试验；
- (f) 返回运行状态；
- (g) 确保在计划阶段协调影响设施安全和核安保的维护活动，包括对敏感信息进行适当管理的必要性，以确保在进行维护、定期试验或视察活动之前、期间或之后，安全措施和安保措施不会相互损害。原子能机构《核安保丛书》[16—19]提供了核安保导则。

研究堆维护、定期试验和视察工作许可制度

9.2. 根据 SSR-3[1]第 7.69 段要求所有维护活动都要使用工作许可制度。工作许可的目的是确保在反应堆运行控制人员（如值长）知情和许可的情况下进行工作，并确保人员安全和反应堆安全。工作许可制度应当被用于批准工作、认可工作的完成和规定复役的要求。尽管一些常规活动（如每次启动前对反应堆系统的视察）可以在“连续”工作许可下进行，但每次常规活动开始前仍应当通知运行人员。

9.3. 工作许可应当包括一份标准表格，该表格总结了要做的工作、相关法规要求和要采取的安全预防措施，并有负责人的签名。工作许可应当包括以下内容：

- (a) 维护、定期试验或视察的初始工作申请；
- (b) 应当采取的特定预防措施，包括安全和核安保措施；
- (c) 辐射防护安排；
- (d) 工作审批；
- (e) 控制室人员的通知；
- (f) 工作完成证书。

附件 III 提供了工作许可表格的示例，第 9.4 段更详细地说明了步骤。

9.4. 维护、定期试验或视察任务的执行应当通过实施以下步骤进行控制（见附件 III 的工作许可表格示例）：

- (a) 营运组织的任何成员都可以提出维护、定期试验或视察的申请。维护主管应当考虑该申请，如果可接受，应当签发工作许可确定结构、系统和部件和要执行的任务；（在附件 III 样本表格中，这相当于完成了 A 部分。）
- (b) 维护主管应当负责确定与所要求任务相关的必要要求，并收集所有必要的文件（如程序、图纸、手册）。这些说明应当旨在尽可能多地消除危害（例如，通过电气隔离或与气体或液体供应隔离）。应当明确识别无法消除的危害，并提供适当的安全说明（例如，密闭空间的氧气监控、高空工作时的坠落保护、所需的个人防护设备类型）。任何关于设备或系统隔离的决定都应当在此阶段做出，并制定相关的隔离程序；（在附件 III 样本表格中，这对应当于维护主管完成的 B 部分。）
- (c) 辐射防护负责人应当考虑要执行的任务，并应当特定说明要采取的主要辐射防护措施。（在附件 III 样本表格中，这对应当于辐射防护主管完成的 C 部分。）这些措施一般包括以下内容：
 - (i) 监控和绘制工作区的放射性水平；
 - (ii) 监控和绘制工作区域的表面污染水平；
 - (iii) 监控离开工作区域的人员和设备，并使用设备和程序对人员和设备进行去污；

- (iv) 在工作区入口处设立控制点，包括提供适当的个人防护设备（如衣物、手套、鞋套、呼吸设备）；
 - (v) 就剂量水平和剂量约束（见原子能机构《安全标准丛书》第 GSG-7 号《职业辐射防护》[20]第 3.28—3.33 段）和工作时间限制向维护人员提供建议，并在控制这些方面提供援助；
 - (vi) 收集维护人员的辐射照射数据。
- (d) 反应堆经理应当评审将要执行的任务，如有必要，应当添加进一步的指令。反应堆经理还应当安排工作的开始时间；（在附件 III 样本表格中，这相当于反应堆经理完成 D 部分。）
- (e) 值长应当评审计划的维护、定期试验或视察任务。值长还应当负责核实设备或系统是否已隔离。执行隔离的运行人员应当使用标记隔离部件的方法。一种方法是在隔离设备和远程运行致动器上放置隔离标签；（在附件 III 样本表格中，这对应于值长完成 E 部分。）
- (f) 一旦满足以下条件，应当签发工程完工证明（在附件 III 样本表格中，这对应于 F 部分的完工）：
- (i) 维护工作已经完成；
 - (ii) 所有必要的调整、重新校准和核实都已完成；
 - (iii) 系统已恢复到正常状态；
 - (iv) 已经进行了功能试验。

在值长证明设备恢复到正常状态后，维护主管应当确认工作完成，还应当确认反应堆经理的验收。这应当包括在反应堆日志中注明工作已经完成，反应堆配置已经核实。

研究堆维护、定期试验和视察工作协调

9.5. 与反应堆设施中其他组协调维护活动的安排很重要，应当以书面形式特定说明。维护主管通常应当负责与所有其他组（见第 6.8—6.11 段）协调维护工作，如运行组、辐射防护组、实验人员和承包商。另见第 9.1 (g) 段需要在工作计划和执行中有效协调管理安全与核安保之间的相互关系。

9.6. 在执行主要维护期间，反应堆经理和值长应当随时了解工作进展情况。

承包商对研究堆进行的维护、定期试验和视察

9.7. 应当建立行政控制，以监督承包商进行的维护、定期试验和视察。应当保存从事维护、定期试验和视察的承包商人员的记录。该记录应当包括关于工作类型和持续时间、工作人员身份和所受辐射剂量的信息。

9.8. 承包商在研究堆进行的维护、定期试验和视察工作应当根据书面程序和营运组织的管理系统进行核实。这种核实可由指定监督承包商的营运组织成员进行。

10. 研究堆维护设施

研究堆车间设施

10.1. 运行组应当提供适当的车间设施，并提供足够的空间和设备，以执行维护、试验和视察活动。应当考虑场外设施的可用性和预期用途，以及处理放射性的结构、系统和部件的必要性。还应当考虑实验设备的维护。

10.2. 应当提供现场车间来维护机械、电气、仪器仪表和控制设备。

研究堆放射性或受污染物项的维护设施

10.3. 为了结构、系统和部件的放射性或受污染的维护，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》[21]要求 24，车间设施，无论是在场内还是场外，都应当被指定和标记为监督区或控制区。专用工具库可能是合适的，并且应当控制它们的使用。只有在维护、定期试验或视察工作完成后能够去污的情况下才应当使用场外设施。

10.4. 从反应堆厂房中移除受污染或放射性物质可能不切实际或不可能，因此有必要通过使用在结构、系统和部件或机床周围建立临时设施的永久安排来补充，以便能够在本地进行维护工作。无论提供哪种类型的设施，都应当考虑以下几点：

(a) 进入控制室和更衣室；

- (b) 通风设备；
- (c) 液态和固态放射性废物的处理、装卸和处置；
- (d) 辐射防护；
- (e) 屏蔽和远程装卸；
- (f) 放射性物质存储设施；
- (g) 去污程序和设备。

研究堆去污设施

10.5. 应当提供本地设施，以便在维护或转移到另一地点之前清除结构、系统和部件、工具或设备的放射性污染。在计划该设施时应当考虑以下几点：

- (a) 进入控制室和更衣室；
- (b) 通风设备；
- (c) 液态和固态放射性废物的处理、装卸和处置；
- (d) 辐射防护；
- (e) 去污程序和储罐、去污所需的特殊设备和工具，并考虑到预期的最大物项；
- (f) 供应充足的电力、蒸汽、热水、压缩空气和化学去污剂；
- (g) 足够的起重和装卸设备；
- (h) 人员防护设备。

研究堆起重和装卸设备的维护、定期试验和视察

10.6. 研究堆的设计需要包括起重和装卸设备（见 SSR-3[1]要求 63）。维护组应当维护所有此类起重和装卸设备，并应当在此类设备周围提供空间，以便进行维护活动并保持通道畅通。起重和装卸设备的负载能力应当在设备上明确标明。

10.7. 起重和装卸设备应当进行预防性维护和定期试验（如视察、试验和维护），这些应当根据现行国家法规纳入维护、定期试验和视察计划。应当提供警告通知以及机械和电气措施，以限制负载在指定区域的移动。

10.8. 所有涉及起重和索具的操作都应当由训练有素的人员执行。

研究堆的维护、定期试验和视察用专用设备和工具

10.9. SSR-3[1]第 7.73 段指出：“用于维护、定期试验和视察的设备和物项必须得到识别和控制，以确保其正确使用。”

10.10. 用于燃料监视所需定期试验的测量设备，在首次使用前应当根据适当的校准标准进行校准，此后应当按照研究堆设备校准计划的规定进行校准。

10.11. 营运组织应当提供专用设备和工具，以确保职业照射尽可能低，并防护和安全最优化。示例如下：

- (a) 长柄工具；
- (b) 远程操作机械手；
- (c) 用于无损试验的遥控设备；
- (d) 双桶望远镜、镜子、望远镜、内窥镜、遥控照相机和水下望远镜等远程观察设备；
- (e) 专用照明设备，包括水下照明设备；
- (f) 专用通信系统（例如与呼吸防护设备一起使用）；
- (g) 受污染物项的容器；
- (h) 受辐射物项的屏蔽容器和运输设备；
- (i) 便携式屏蔽；
- (j) 个人防护服和其他辐射防护设备；
- (k) 控制放射性污染扩散的材料和设备（如塑料布和帐篷、纸质地板覆盖物、可剥离涂层材料、配有过滤器的真空吸尘器）。

研究堆的仿真和模型

10.12. 研究堆特定部分的模拟、仿真和模型应用于以下目的：

- (a) 对在高水平放射性或高污染水平地区进行的工作进行预演；
- (b) 准备和验证维护、定期试验和视察程序；
- (c) 开发和改进用于维护、定期试验和视察的工具；

- (d) 获得工具和防护设备的经验；
- (e) 培训和考核人员；
- (f) 确认工作持续时间和工作人员人数的估计数，以便进行剂量估计。

11. 研究堆备件、部件和材料的采购、接收和存储

11.1. 备件、部件和材料的采购必须按照研究堆的管理系统进行（见 SSR-3[1]第 4.19 段）。反应堆所用材料供应商的认证也应当符合管理系统（见第 2 部分）。

11.2. 营运组织应当为研究堆安排适当数量的备件、部件和材料的采购。维护组可能直接负责采购、接收和存储。如果这一责任由另一组承担，维护组应当确保收到足够的备件、部件和材料供应，这些备件、部件和材料符合与研究堆已经安装或使用的相同的技术和质量规范和标准。维护组应当确保备件、部件和材料在使用前妥善存放。

11.3. 备件、部件和材料（包括消耗品）的最小存储数量（和订购数量）应当根据维护经验、采购和验收之间的时间以及存储期限来确定。

11.4. 验收后，应当根据研究堆管理系统，对照采购规范视察采购的备件、部件和材料。

11.5. 备件、部件和材料应当存储在适当的环境条件下，以防止在使用前变质。应当定期检验存储的备件、部件和材料是否有退化迹象。

11.6. 应当控制存储的备件、部件和材料的使用，这些备件、部件和材料将构成结构、系统和部件的一部分，安全非常重要。

11.7. 应当建立一种识别和编目备件、部件和材料的方法，作为研究堆管理系统的一部分。

11.8. 保质期有限的备件、部件和材料应当有明确标识，并在达到保质期时丢弃。应当确定在存储过程中可能变质的零件、部件和材料的使用率，以防止不必要的浪费。

12. 研究堆试验和视察方法和技术

12.1. 在研究堆的维护、定期试验和视察的计划中可以使用许多方法和技术。它们包括尺寸测量、电气测量和化学分析，以及结构表面和容积的无损试验等方法。无论采用何种方法或技术，都应当证明它们适用于试验或视察目的。该工作应当由有资格使用所采用的方法和技术（见第 7 部分）的人员按照适当的程序（见第 8 部分）进行。结果应当由合格人员进行评价，并与基准数据进行比较以发现任何变化。

12.2. 试验和视察计划中的许多活动涉及非破坏性试验和无损视察。第 12.3—12.9 段简要介绍了其中一些技术。SSG-74[12]第 10 部分提供了关于试验和检验技术及其应用的进一步建议。

目视检验

12.3. 应当通过目视检验提供结构、系统和部件一般状况的信息，包括表面划痕、磨损、裂缝、腐蚀或侵蚀等状况，以及泄漏证据。照相机、内窥镜、水下望远镜、双筒望远镜和镜子等光学辅助设备可能对这项活动有用。应当定义区分可报告和不可报告发现的标准。

表面检验

12.4. 应当使用表面检验来表明表面或近表面缺陷或不连续性的存在。它可以通过使用液态渗透剂、涡流或磁性粒子的技术来进行。

容积检验

12.5. 应当使用容积检验来表明表面破裂或近表面缺陷或不连续性的存在、深度或大小，这种视察通常涉及射线照相、超声波或涡流技术。采用诸如 X 射线、 γ 射线或热中子穿透辐射的射线照相技术可以与适当的图像记录设备一起使用，以试验缺陷的存在并确定它们在物项中的尺寸和位置。

12.6. 涡流试验和超声波试验通常应用于管道和管状结构，以确定缺陷的存在和深度。

12.7. 使用第 12.4—12.6 段和第 12.8 段所述技术的视察和试验应当由具有使用这些技术和解读结果专门资格的专家进行。

其他试验技术

12.8. 其他试验技术，如热成像、压力设备的水压试验和氦气泄漏试验，也可酌情使用。

12.9. 基于计算机的系统在维护后也应当进行适当的试验。

附 录

用于描述维护、定期试验和视察术语之间关系

A.1. 本“安全导则”用于维护、定期试验和视察术语之间的关系如图 1 所示。

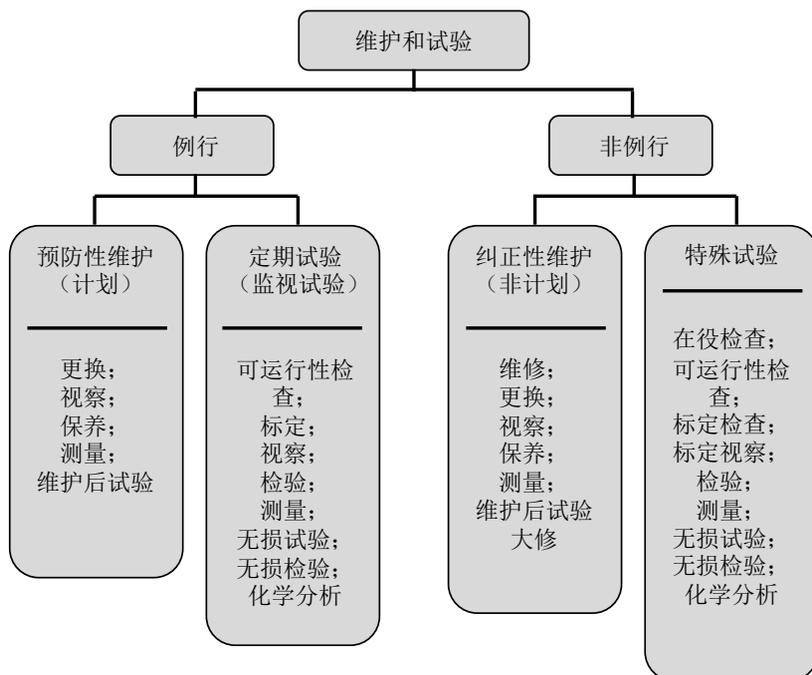


图 1. 本“安全导则”用于维护、定期试验和视察的术语之间的关系。

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（2023 年）。
- [3] 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（2023 年）。
- [4] 国际原子能机构《研究堆运行限值和条件及运行程序》，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（2023 年）。
- [5] 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（2023 年）。
- [6] 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（出版中）。
- [7] 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（出版中）。
- [8] 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（出版中）。
- [9] 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（Rev.1）号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [10] 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）。
- [11] 国际原子能机构《核安全与安保术语：用于核安全、核安保、辐射防护、应急准备与响应》（2022 年暂定版），国际原子能机构，维也纳（2022 年）。

- [12] 国际原子能机构《核电厂维护、试验、监视和视察》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-74 号，国际原子能机构，维也纳（2022 年）。
- [13] 国际原子能机构《分级方法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（2023 年）。
- [14] 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）。
- [15] 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）。
- [16] 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）。
- [17] 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）。
- [18] 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）。
- [19] 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）。
- [20] 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）。
- [21] 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）。

附件 I

研究堆预防性维护活动示例

预防性维护活动

I-1. 以下是适用于所有研究堆、临界组件和次临界组件的预防性维护活动的示例：

- (a) 巡查（例如，寻找泄漏、漏油、振动、热点和异常噪音）；
- (b) 测量运行参数（如电流、温度）；
- (c) 监控状况（如老化、过度使用）；
- (d) 润滑；
- (e) 过滤器更换；
- (f) 化学控制；
- (g) 清洁和保存；
- (h) 内部视察；
- (i) 校准、调准和调准检查；
- (j) 机油检查和机油更换；
- (k) 设备和仪器仪表的试验；
- (l) 在零件预计故障年限之前更换零件；
- (m) 大修；
- (n) 补充消耗品（如防腐剂）；
- (o) 表面处理和喷漆。

特定设备预防性维护活动的应用

I-2. 以下是将预防性维护活动应用于特定类型设备的示例。某些类型的研究堆、临界组件或次临界组件中可能没有这种设备，这取决于设计：

- (a) 阀门：

- (i) 目视视察；
 - (ii) 润滑；
 - (iii) 清洁和保存；
 - (iv) 零件的更换。
- (b) 旋转设备（如泵、压缩机）：
- (i) 目视视察；
 - (ii) 旋转部件的平衡；
 - (iii) 联轴器的润滑；
 - (iv) 电流的测量；
 - (v) 检查保护电路（过载、振动、过热）；
 - (vi) 设备内部件的更换。
- (c) 热交换器：
- (i) 内部视察；
 - (ii) 管道清洗；
 - (iii) 反冲；
 - (iv) 管道密封和堵塞。
- (d) 配电：
- (i) 目视视察；
 - (ii) 开关设备和配电板的清洁；
 - (iii) 更换过滤器（用于电机进气口、通风、仪器仪表柜）；
 - (iv) 阻抗测量。
- (e) 仪器仪表和控制系统：
- (i) 校准；
 - (ii) 运行检查、输出信号的核实试验；
 - (iii) 继电器、保险丝和接触器的更换。
- (f) 包容：
- (i) 泄漏试验；
 - (ii) 密封件的更换；
 - (iii) 过滤器的清洁。

附件 II

研究堆定期试验活动示例

II-1. 定期试验的标准（监视要求）通常是根椐结构、系统和部件的参数建立的，这些结构、系统和部件的安全限值、安全系统设置和安全运行限值和条件已经规定。这些监视要求通常包括三种类型的监视试验：可运行性检查、校准和视察。此处使用的术语“视察”是指作为定期试验一部分的视察活动或行动，它不是主要在役检查计划的一部分。表 II-1 显示了通常接受定期试验的研究堆结构、系统、部件和参数，以及所应用的试验类型。表 II-1 示例并不完全适用于大多数次临界组件的设计。然而，这些示例可以作为定期试验这种组件的一般导则。

表 II-1. 研究堆定期试验活动示例

	可运行性检查	校准	视察 ^a ： 测量、监控、 取样、计算
反应性限值			
堆芯过剩反应性			+
控制棒反应性价值			+
停堆裕度			+
保护和停堆系统			
超功率应急停堆	+	+	

表 II-1. 研究堆定期试验活动示例 (续)

	可运行性检查	校准	视察 ^a : 测量、监控、 取样、计算
启动通道	+	+	
对数计数率通道	+	+	
周期安全通道	+	+	
注量率水平安全通道	+	+	
功率流量不匹配应急 停堆 ^b	+		
安全通道—热平衡比较		+	
低流量应急停堆	+	+	
主泵故障应急停堆	+		
堆芯压差低应急停堆	+	+	
失电应急停堆	+		
辐射监控设备 (运行、 警报、应急停堆)	+	+	
控制棒抽出时间			+
控制棒落棒时间			+
手动应急停堆按钮	+		
电磁动力开关	+		
冷却剂温度变化 “降功率” ^c	+	+	

表 II-1. 研究堆定期试验活动示例（续）

	可运行性检查	校准	视察 ^a : 测量、监控、 取样、计算
堆池水位应急停堆	+	+	
堆池水位变化“降功率”	+	+	
堆桥吊车解锁应急停堆	+		
实验引起的应急停堆	+		
仪器仪表和控制			
线性电平通道	+	+	
大伺服误差（偏差联锁）	+		
气体辐射监控器(氡-41)	+	+	+
气载粒子监控器	+	+	+
排气辐射监控器	+	+	+
裂变产物监控器	+	+	+
液态废物活度监控器	+	+	+
包容和通风			
包容压力			+
包容/安全壳隔离逻辑	+		

表 II-1. 研究堆定期试验活动示例 (续)

	可运行性检查	校准	视察 ^a : 测量、监控、 取样、计算
转换到应急模式运行			
— 关闭通风系统	+		
— 通风风阀关闭	+		
— 应急系统开启	+		
密封阀关闭速度的测量			+
冷却系统			
一回路冷却剂 pH 值		+	+
一回路冷却剂电导率		+	+
一回路冷却剂化学分析			+
一回路冷却剂活度含量			+
二回路冷却剂化学分析			+
其他			
应急堆芯冷却	+	+	
燃料燃耗			+
应急电源	+		
灭火器	+		
应急通信设备	+		

表 II-1. 研究堆定期试验活动示例（续）

	可运行性检查	校准	视察 ^a : 测量、监控、 取样、计算
应急监控器	+	+	+
应急个人防护装备			+
反应堆元件状态			+
堆芯目视视察			+
燃料贮存水池系统			
— 水位	+		
辅助系统			
— 压缩空气	+		
— 覆盖气体	+		
— 屏蔽冷却系统	+		
起重装卸设备	+		

注： +表示应当包括在定期试验活动中的监控试验类型。

^a 定期试验活动，不一定是在役检查计划的一部分。

^b 仅适用于强迫循环冷却运行模式。

^c “降功率”是指控制元件自动插入。

附件 III

研究堆工作许可表格示例

工作许可 任何工作开始前的事先批准	
A. 工作申请（发起人）	
申请人：	日期：
设备标识：	
工作说明：	
B. 工作要求（维护主管）	
所涉人员姓名和职务：	
特殊要求：	
所附程序、图纸、手册等：	

E. 控制室通知（值长）		
已被隔离设备（如有必要）：		
	日期：	签名：
F. 工程竣工证明		
维护负责人	日期：	签名：
反应堆经理	日期：	签名：
值长	日期：	签名：

参与起草和审订人员

D' Arcy, A.	顾问（南非）
Du Bruyn, J.F.	南非核能公司
Hargitai, T.	顾问（匈牙利）
Hirshfeld, H.	以色列原子能委员会
Kennedy, W.	国际原子能机构
Rao, D.V.H	国际原子能机构
Sears, D.F.	国际原子能机构
Shaw, P.	国际原子能机构
Shokr, A.M.	国际原子能机构
Sun, K.	国际原子能机构

当地订购

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

定价出版物订单

请联系您当地的首选供应商或我们的主要经销商：

Eurospan

1 Bedford Row
London WC1R 4BU
United Kingdom

交易订单和查询：

电话：+44 (0) 1235 465576

电子信箱：trade.orders@marston.co.uk

个人订单：

电话：+44 (0) 1235 465577

电子信箱：direct.orders@marston.co.uk

网址：www.eurospanbookstore.com/iaea

欲了解更多信息：

电话：+44 (0) 207 240 0856

电子信箱：info@eurospan.co.uk

网址：www.eurospan.co.uk

定价和未定价出版物的订单均可直接发送至：

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

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

网址：https://www.iaea.org/zh/chu-ban-wu

通过国际标准促进安全

国际原子能机构
维也纳