

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核电厂调试

特定安全导则

第 SSG-28 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。

核电厂调试

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	圭亚那	巴拉圭
奥地利	海地	秘鲁
阿塞拜疆	教廷	菲律宾
巴哈马	洪都拉斯	波兰
巴林	匈牙利	葡萄牙
孟加拉国	冰岛	卡塔尔
巴巴多斯	印度	摩尔多瓦共和国
白俄罗斯	印度尼西亚	罗马尼亚
比利时	伊朗伊斯兰共和国	俄罗斯联邦
伯利兹	伊拉克	卢旺达
贝宁	爱尔兰	圣基茨和尼维斯
多民族玻利维亚国	以色列	圣卢西亚
波斯尼亚和黑塞哥维那	意大利	圣文森特和格林纳丁斯
博茨瓦纳	牙买加	萨摩亚
巴西	日本	圣马力诺
文莱达鲁萨兰国	约旦	沙特阿拉伯
保加利亚	哈萨克斯坦	塞内加尔
布基纳法索	肯尼亚	塞尔维亚
佛得角	大韩民国	塞舌尔
布隆迪	科威特	塞拉利昂
柬埔寨	吉尔吉斯斯坦	新加坡
喀麦隆	老挝人民民主共和国	斯洛伐克
加拿大	拉脱维亚	斯洛文尼亚
中非共和国	黎巴嫩	南非
乍得	莱索托	西班牙
智利	利比里亚	斯里兰卡
中国	利比亚	苏丹
哥伦比亚	列支敦士登	瑞典
科摩罗	立陶宛	瑞士
刚果	卢森堡	阿拉伯叙利亚共和国
哥斯达黎加	马达加斯加	塔吉克斯坦
科特迪瓦	马拉维	泰国
克罗地亚	马来西亚	多哥
古巴	马里	汤加
塞浦路斯	马耳他	特立尼达和多巴哥
捷克共和国	马绍尔群岛	突尼斯
刚果民主共和国	毛里塔尼亚	土耳其
丹麦	毛里求斯	土库曼斯坦
吉布提	墨西哥	乌干达
多米尼克	摩纳哥	乌克兰
多米尼加共和国	蒙古	阿拉伯联合酋长国
厄瓜多尔	黑山	大不列颠及北爱尔兰联合王国
埃及	摩洛哥	坦桑尼亚联合共和国
萨尔瓦多	莫桑比克	美利坚合众国
厄立特里亚	缅甸	乌拉圭
爱沙尼亚	纳米比亚	乌兹别克斯坦
科威特	尼泊尔	瓦努阿图
埃塞俄比亚	荷兰	委内瑞拉玻利瓦尔共和国
斐济	新西兰	越南
芬兰	尼加拉瓜	也门
法国	尼日尔	赞比亚
加蓬	尼日利亚	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-28 号

核电厂调试

国际原子能机构
2023 年·维也纳

版权说明

国际原子能机构的所有科学和技术出版物均受 1952 年（伯尔尼）通过并于 1972 年（巴黎）修订的《世界版权公约》之条款的保护。自那时以来，世界知识产权组织（日内瓦）已将版权的范围扩大到包括电子形式和虚拟形式的知识产权。必须获得许可而且通常需要签订版税协议方能使用国际原子能机构印刷形式或电子形式出版物中所载全部或部分内容。欢迎有关非商业性翻印和翻译的建议并将在个案基础上予以考虑。垂询应按以下地址发至国际原子能机构出版处：

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，2023 年
国际原子能机构印刷
2023 年 10 月·奥地利

核电厂调试

国际原子能机构，奥地利，2023 年 10 月
STI/PUB/1595
ISBN 978-92-0-501123-3（简装书：碱性纸）
978-92-0-551423-9（pdf 格式）
ISSN 1020-5853

前 言

国际原子能机构（原子能机构）《规约》授权原子能机构“制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危险的的安全标准”。这些标准是原子能机构在其本身的工作中必须使用而且各国通过其对核安全和辐射安全的监管规定能够适用的标准。原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商进行这一工作。定期得到审查的一整套高质量标准是稳定和可持续的全球安全制度的一个关键要素，而原子能机构在这些标准的适用方面提供的援助亦是如此。

原子能机构于1958年开始实施安全标准计划。对质量、目的适宜性和持续改进的强调导致原子能机构标准在世界范围内得到了广泛使用。《安全标准丛书》现包括统一的《基本安全原则》。《基本安全原则》代表着国际上对于高水平防护和安全必须由哪些要素构成所形成的共识。在安全标准委员会的大力支持下，原子能机构正在努力促进全球对其标准的认可和使用。

标准只有在实践中加以适当应用才能有效。原子能机构的安全服务涵盖设计安全、选址安全、工程安全、运行安全、辐射安全、放射性物质的安全运输和放射性废物的安全管理以及政府组织、监管事项和组织中的安全文化。这些安全服务有助于成员国适用这些标准，并有助于共享宝贵经验和真知灼见。

监管安全是一项国家责任。目前，许多国家已经决定采用原子能机构的标准，以便在其国家规章中使用。对各种国际安全公约缔约国而言，原子能机构的标准提供了确保有效履行这些公约所规定之义务的一致和可靠的手段。世界各地的监管机构和营运者也适用这些标准，以加强核电生产领域的安全以及医学、工业、农业和研究领域核应用的安全。

安全本身不是目的，而是当前和今后实现保护所有国家的人民和环境的目标的一个先决条件。必须评定和控制与电离辐射相关的危险，同时杜绝不当限制核能对公平和可持续发展的贡献。世界各国政府、监管机构和营运者都必须确保有益、安全和合乎道德地利用核材料和辐射源。原子能机构的安全标准即旨在促进实现这一要求，因此，我鼓励所有成员国都采用这些标准。

国际原子能机构安全标准

背景

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

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准

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

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

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

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



图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

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

安全要求

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

安全导则

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

原子能机构安全标准的适用

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

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

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

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

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

原子能机构安全标准所依据的科学考虑因素为有关安全的决策提供了客观依据，但决策者还须做出明智的判断，并确定如何才能最好地权衡一项行动或活动所带来的好处与其所产生的相关辐射危险和任何其他不利影响。

原子能机构安全标准的制定过程

编写和审查安全标准的工作涉及原子能机构秘书处及分别负责应急准备和响应（应急准备和响应标准委员会）（从 2016 年起）、核安全（核安全标准委员会）、辐射安全（辐射安全标准委员会）、放射性废物安全（废物安全标准委员会）和放射性物质安全运输（运输安全标准委员会）的五个安全标准分委员会以及一个负责监督原子能机构安全标准计划的安全标准委员会（安全标准委员会）（见图 2）。

原子能机构所有成员国均可指定专家参加四个安全标准分委员会的工作，并可就标准草案提出意见。安全标准委员会的成员由总干事任命，并包括负责制订国家标准的政府高级官员。

已经为原子能机构安全标准的规划、制订、审查、修订和最终确立过程确定了一套管理系统。该系统阐明了原子能机构的任务；今后适用安全标准、政策和战略的思路以及相应的职责。

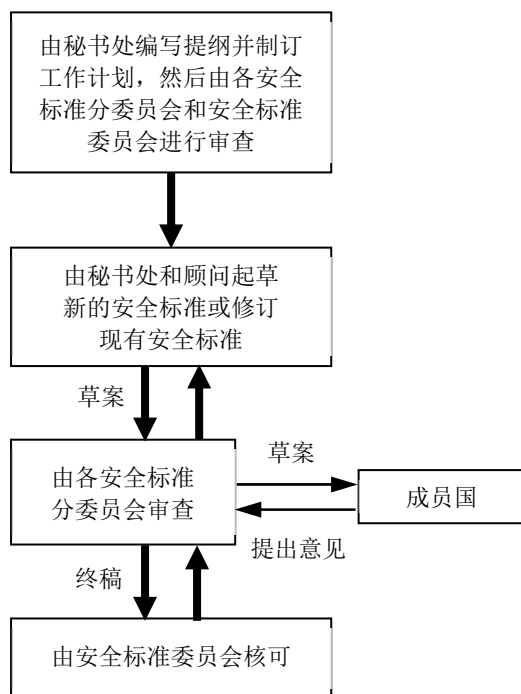


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

与其他国际组织的合作关系

在制定原子能机构安全标准的过程中考虑了联合国原子辐射效应科学委员会的结论和国际专家机构特别是国际放射防护委员会的建议。一些标准的制定是在联合国系统的其他机构或其他专门机构的合作下进行的，这些机构包括联合国粮食及农业组织、联合国环境规划署、国际劳工组织、经合组织核能机构、泛美卫生组织和世界卫生组织。

文本的解释

安全相关术语应按照《国际原子能机构安全术语》（见 <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>）中的定义进行解释。否则，则采用具有最新版《简明牛津词典》所赋予之拼写和含义的词语。就“安全导则”而言，英文文本系权威性文本。

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

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

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

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1-1.2).....	1
目的 (1.3-1.4).....	1
范围 (1.5-1.7).....	2
结构 (1.8-1.12).....	2
2. 调试过程 (2.1-2.2)	3
调试目标 (2.3).....	3
调试计划 (2.4-2.16).....	3
调试阶段 (2.17-2.22).....	5
调试计划的执行 (2.23-2.29).....	7
国家核安全监管机构的职责 (2.30-2.33).....	8
营运组织的作用 (2.34-2.36).....	9
3. 调试的组织与管理	9
调试管理系统 (3.1-3.12).....	9
调试的组织安排 (3.13-3.28).....	12
调试的职能和责任 (3.29-3.35).....	16
调试中的接口 (3.36-3.49).....	20
调试中的系统移交和电厂移交 (3.50-3.55).....	23
调试资源 (3.56-3.59).....	24
调试资格和培训 (3.60-3.65).....	25
测量、评定和改进 (3.66-3.69).....	26
调试期间的维护 (3.70-3.71).....	27
调试中应急准备和响应的安排 (3.72-3.76).....	27
调试中意外事件的管理 (3.77).....	28
4. 调试计划的实施 (4.1-4.6)	28
调试试验 (4.7-4.12).....	29
试验准备 (4.13-4.24).....	30
试验的先决条件 (4.25-4.27).....	32
试验阶段和顺序 (4.28-4.60).....	33
评审、评价和报告试验结果 (4.61-4.68).....	38
调试过程中偏差的处理 (4.69-4.76).....	39

5. 调试文件	40
调试文件管理 (5.1-5.4).....	40
调试文件的范围和结构 (5.5-5.40).....	41
附录 装料	47
参考文献	51
附件 典型调试试验清单	53
参与起草和审订人员	71

1. 引言

背景

1.1. 本“安全导则”出版于《核电厂安全：调试与运行》[1]，对原子能机构特定安全要求进行了补充说明，并在第 6 部分就如何在核电厂调试中满足这些要求提出了建议。本“安全导则”取代了原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.9 号《核电厂调试》（2003 年版）¹。

1.2. 按照下列方式对原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.9 号进行修订：

- 基本保留上一版安全导则中的技术内容，但在必要时进行了更新。
- 列入了因原子能机构其他安全标准和出版物的升版，及近期调试领域经验而提出的其他建议。
- 对案文进行了框架调整，使其符合核电厂组织、管理和进行调试的特点。
- 对案文进行了修改，更加明确了核安全监管机构和营运组织的职责。

目的

1.3. 本“安全导则”的目的是基于当前各成员国在核电厂调试方面的良好实践而提出建议。这将促使核电厂调试工作能够安全进行并达到高质量水平，同时为电厂的建造满足设计要求和能够安全运行提供必要的保证。

1.4. 本“安全导则”的某些或全部内容也可用于核电厂在长期停堆后再启动时的调试。在役核电厂做了重大改造后，对这些改造和受改造影响部分的调试可能需要全面的试验，以证明核电厂满足初始设计或修改设计的要求。

¹ 国际原子能机构《核电厂调试》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.9 号，国际原子能机构，维也纳（2003 年）。

电厂改造后的调试活动需全部遵循参考文献[2]，同样适用本“安全导则”的部分或全部内容。

范围

1.5. 本“安全导则”适用于所有类型的陆上热中子核电厂调试活动。它包括调试活动中对调试计划、组织机构和管理、试验和评审程序以及参与调试活动的单位之间的接口关系的要求。它还包括对调试计划变更和与此有关的文件以及调试中产生文件的管理。

1.6. 本“安全导则”侧重于电厂场内进行的活动，然而，在制定特定调试计划和决定结构、系统和组件是否可运行时，还必须考虑场外活动。

1.7. 本“安全导则”不包括核电厂调试期间的核安保。核安保相关导则见原子能机构《核安保丛书》。

结构

1.8. 第 2 部分涉及核电厂的整个调试过程，涵盖了调试目标以及在调试计划编写和批准过程中的建议。调试的阶段划分应按照各成员国普遍采用的实践方式实施。本部分内容还涵盖了核安全监管机构和营运组织在调试期间涉及批准、授权和监督方面的职责。

1.9. 第 3 部分描述了调试过程中的组织管理，包括所涉各方的职能、责任以及组织之间的接口。本部分涵盖了调试特有的管理系统特征，包括安全、质量和人员授权的管理，也涵盖了建造、调试和运行之间的组织接口，以及电厂移交的管理。

1.10. 第 4 部分涉及与实施调试计划有关的实际问题。描述和讨论了作为调试计划核心的调试阶段划分和试验的各个方面。本部分还讨论了核燃料首次装载和首次达临界，并涉及在调试期间和后续阶段的监管授权管理。

1.11. 第 5 部分涉及调试期间文件的准备和产生，以及在电厂整个寿期内调试文件的管理要求。

1.12. 附录规定了核装料的先决条件，并列出了装料程序中应包括的具体项目。附件列出了典型调试试验的示例。

2. 调试过程

2.1. 调试是使核电厂能够安全运行的一个必要过程，应谨慎地策划、计划、执行和监管。调试过程应被视为电厂从建造到运行的过渡过程。

2.2. 应在调试过程的所有参与者（设计部门、建造组、许可证持有者、监管机构、制造商、调试组和运行组）之间建立良好的协调和沟通。应将所有有关决定通知有关各方。

调试目标

2.3. 调试的目的是证明核电厂的建造质量满足安全分析报告和许可证申请条件中规定的设计要求和安全要求。为了实现这一目标，并确保电厂今后安全可靠地运行，调试过程应包括下列活动：

- 通过相应的验收标准，核实电厂的结构、系统和部件满足设计安全要求；
- 采集设备和系统的基准数据，供日后参考；
- 通过调试试验创建设计工况和条件，验证运行程序和监视程序，在可行范围内通过试用的方式验证运行程序、监视程序和应急程序的适宜性；
- 使核电厂的运行、维护及技术人员熟悉核电厂的运行。

调试计划

2.4. 调试应包括使结构、系统和部件进入某一运行模式将执行的所有活动。调试应核实作为设计基准的各项规定和核实安全分析报告和许可证申请条件中所做的假定。调试还应保证在设计和安全要求与实际性能之间有足够的裕度。

2.5. 在现场实施的调试计划中，应尽可能充分地考虑到在现场以外进行的试验。这些试验应该能够充分证明其已经考虑到了核电厂结构、系统、部件安装完成并联合运行之后，试验设备与核电厂的物理接口与功能接口。

2.6. 调试计划应包括在有放射性的调试活动前对电厂的化学预处理和/或钝化。这些处理能减少后续的腐蚀产物、放射性产物和沾污材料，这将减少在未来运行期间的人员辐照剂量。

2.7. 应制定详细的调试计划，并应明确规定对调试计划各个部分实施和报告的职责。在计划调试过程中，应考虑所有的活动和所有的参加单位。

2.8. 在制定调试计划时，应为调试计划中各个里程碑节点的安全责任分配做出充分规定，特别是在以下方面：

- 向现场运送核燃料和核燃料的安全贮存，包括对厂房的人员进出控制以及有关系统的运行和监控；
- 首次装料，以及在适用的情况下，首次添加慢化剂和/或反射层，从而将安全责任与电厂运行责任联系起来。

2.9. 调试计划应有合理的结构，并且通过论证，以确保：

- 用以证明所建造的核电厂满足安全分析报告中描述的设计要求所有必需的试验均已实施；（附件提供了在制定调试计划时应考虑的典型试验清单）。
- 试验按逻辑顺序实施，特别是，要循序渐进的进行试验，以使核电厂在遇到较多问题前处在一个较少问题的状态。
- 试验按调试阶段和逻辑顺序分组，从非核试验阶段到核试验阶段，从单一系统和部件的试验阶段到综合系统的总体试验阶段，最后是电厂的总体试验阶段。
- 为调试过程建立适当的停工待检点。
- 运行人员、维护人员和支持人员接受进一步培训，流程和程序得到验证。
- 确定里程碑，包括调试过程中需要国家核安全监管机构释放的里程碑。

2.10. 无论核电厂调试的组织安排如何，营运组织都应对调试计划进行评审和批准。

2.11. 调试计划应包括：

- 国家核安全监管机构的有关要求，包括对特定试验的见证；
- 具有唯一标识的每项试验的名称；
- 与调试有关的其他参考文件；
- 未来可能使用数据的采集规定。

2.12. 在调试期间，应广泛使用标准的运行程序，包括运行定期试验程序，以验证程序的适用性；还应尽可能在调试计划中验证事故运行程序。

2.13. 调试计划应包括保证各领域的运行人员和维护人员尽可能参与调试活动的规定，以及保证在实际可能的情况下，让电厂工作人员参与验证运行程序的规定。设计人员和其他专家应参与调试和实验计划、试验程序和结果的开发和评审过程。

2.14. 调试计划应给出试验和有关活动的进度，以及适时提供可用的合适人员和设备的总体安排。调试计划还应规定及时编写所有文件。

2.15. 调试计划应方便所有相关人员了解试验的目的和方法，并使管理者易于管理和协调。

2.16. 调试计划应在营运组织现有管理系统的系统内编写，并适当考虑到管理的所有方面。

调试阶段

2.17. 核电厂调试应分阶段进行，其数目和规模取决于安全要求和适用的技术、行政管理以及法规要求而定。在继续进行下一阶段试验前应完成前一阶段试验结果的评审。评审应判断调试是否能进入下一阶段，并应根据试验结果的结论或因本阶段的一些试验没有进行或未完成等情况对调试计划中下阶段的试验是否应修改做出判断。在进行下一步试验之前，应适当考虑当前阶段试验的不完整性或遗漏对安全的影响。

2.18. 如在一个调试阶段里的试验顺序对安全是重要的，营运组织或国家核安全监管部门可要求把该阶段的调试再分成一些分阶段。每个阶段和分阶段试验后，应评审通过后才能开始下一阶段的试验。在开始初始临界试验、低功率试验和功率提升试验前，应完成所有前阶段的试验。如果有任何未解决的问题，应当按要求确认可接受，并清除遗留项后方可进入下一阶段。

2.19. 根据各国广泛的调试实践，调试过程可分为以下阶段和子阶段，以便获得所有重要系统对不同运行参数值的响应：

- 装料前试验，包括：
 - 系统和部件的单一预运行试验；
 - 系统总体启动预运行试验；
 - 结构完整性试验，安全壳、一回路系统和二回路系统的综合泄漏率试验。
- 装料后试验，包括：
 - 首次装料；
 - 预临界试验；
 - 初始临界试验；
 - 低功率试验；
 - 功率提升试验。

2.20. 每个分阶段内试验的顺序应按其预计执行的时间顺序安排。可根据试验进度、试验结果或外部条件对试验顺序进行调整，例如支持系统和公用设施（例如电网、水处理）的可用性、定期试验或是否进行维护活动的性能鉴定等。这些调整应考虑适当安全方面，并应加以控制，以确保评审水平与原始序列相同。应根据调试组织和营运组织的共同协商来进行试验调整，必要时还应综合国家核安全局监管部门的意见。

2.21. 每个阶段或子阶段应包括为下阶段或子阶段做准备的必要任务，特别是下阶段的系统可用性要求

2.22. 在适当的调试阶段或子阶段，应规定有关安全系统整定值和警报整定值，包括辐射防护仪器仪表的整定值。

调试计划的执行

2.23. 作为调试计划核心内容的试验应足够全面，证明电厂可在其设计运行的所有模式下运行。但是，如果满足以下任何条件，则不应进行这些试验，也不应建立核电厂的这种运行模式或电厂配置：

- 如果试验程序尚未进行分析并论证是安全的；
- 如果试验超出安全分析报告中分析假想事故时所做的假设；
- 如果试验可能会损坏核电厂或危及其安全。

应在每次试验开始前进行风险评定，并应根据评定结果采取任何必要的预防措施。

2.24. 应确定和执行对核电厂以及结构、系统和部件的安全功能的适当和全面的试验。

2.25. 在确定试验顺序时，应仔细考虑以下几点：

- 对某些系统应先进行试验，以便这些系统在其他系统正式试验中可用。
- 某些系统应可运行，以保证其他系统能在不危及工作人员、核电厂或核安全的情况下进行试验。
- 相关试验应在系统试验的一个阶段（或子阶段）中组合在一起。
- 同时试验可能会对彼此的试验结果产生影响。

2.26. 在核电厂建造期间，一段时间的不活动和其他部件的建造可能会改变已调试部件的试验结果。在计划调试试验时应考虑到这一点，特别是对于不定期运行的备用部件。

2.27. 在调试计划中应编写详细的程序清单。这些程序清单应描述试验的原则、目的和性质，并应包括判断结果正确性的标准和验收标准。安全重要系统的这些程序应包括核实针对所有运行（正常工况、瞬态工况和事故工况）配置下的所有性能水平和运行参数都已得到证明。

2.28. 调试计划应全面，包括有关的非核试验，并应在试验中有足够的多重性，以保证在试验复杂系统时没有遗漏。

2.29. 对于多机组电厂，应适用以下规定：

- (a) 应为每一个机组编写和执行单一的调试计划，即使多机组现场的系统具有相同的设计，也应在每个机组以相同的范围进行调试试验。
- (b) 某些结构、系统和部件可能是多个机组公用的。在这种情况下，所进行的试验应确保此类结构、系统和部件的规格性能要求可满足每个机组运行的设计意图，并且当全厂公用的此类系统运行时，每个单一机组的设计要求都能得到满足。在可以试验单一机组和多机组事故工况的情况下，还应进行试验，以确保满足此类结构、系统和部件规定的性能要求。
- (c) 应做出特殊规定，包括充分的机组间沟通，以确保调试中的机组不会危害已运行机组的安全。该规定应包括进行危害评定，得到运行机组负责人的书面批准，并得到国家核安全监管部门评审认可，或获得营运组织相关责任经理的书面批准。
- (d) 正在调试的核电厂机组调试区域应逐渐地与正在进行建造活动的区域隔离开来。这种隔离应保护机组不受建造区域可能发生的事件，包括可能发生的违规事件的影响。同样，隔离应保护建造区域不受正在调试的机组可能发生的影响。

国家核安全监管机构的职责

2.30. 国家核安全监管机构在核电厂调试过程中的角色由其法律框架和国家法规中规定的职责和职能具体规定。国家核安全监管机构在调试过程（包括调试准备工作）中的主要作用是监督整个调试过程，包括某些适当情况下签发（或不签发）相关授权。监管的目的应是确保电厂的建造符合设计目的及其许可证基础，系统和设备的安装符合设计要求，确保其功能以及整个电厂的技术经济指标符合设计意图和安全要求，并证明电厂能够安全运行。

2.31. 国家核安全监管机构就调试计划进行的评定、评审和视察的范围和内容因国而异。在一些国家，监管机构批准调试计划并根据验收标准确定视察、评审和评定试验结果的停工待检点。在通过这些停工待检点之前，应先取得许可证（在一些国家，是正式批准的）。各调试阶段就是典型的停工待检点，在进入下一阶段之前对该调试阶段的全部试验结果进行评审和评定。尤其是这种评审、评定和视察通常在装料和达到首次临界和升功率时进行。

参考文献[3]就国家核安全监管机构在调试过程中的责任提供了进一步的指导。

2.32. 除了评审文件和监视试验活动之外，还有一些其他领域也应在调试阶段接受国家核安全监管机构的监督。如，评审营运组织从监督建造进展到监督运行的管理能力及其安排能力。这种评审应覆盖营运组织对实施应急计划和培训运行人员并使其具备资格的管理规定。参考文献[4、5]规定了核电厂监管机构的具体职能和责任，参考文献[6、7]提出了相关建议。

2.33. 国家核安全监管机构和营运组织应在整个调试计划的实施过程中保持密切联系。

营运组织的作用

2.34. 营运组织作为核电厂运行的许可证持有者，对核辐射安全以及工作人员和环境保护负有全面责任，并确保调试过程可正确、令人满意地组织、规划、执行和评定。参考文献[8]载有关于营运组织责任的进一步建议。

2.35. 应做出适当的组织安排，以确保营运组织能够适当和有效地履行其在调试计划方面的责任。当承包商负责实施调试活动时，营运组织应对评审和批准所有阶段的活动做必要的安排，并应建立适当的停工待检点和里程碑。

2.36. 营运组织在调试阶段应采取适当行动，确保运行人员尽早参与调试活动。在运行前阶段应培养人员的奉献精神、安全意识和质疑态度等，以便成为运行阶段的习惯行为。

3. 调试的组织与管理

调试管理系统

3.1. 在调试阶段，营运组织应制定并实施一套管理系统，该体系应：

- (a) 满足参考文献[9]建立的要求；
- (b) 考虑到参考文献[10、11]提出的一般性建议。

3.2. 第 3.1—3.12 段中的建议提供了一种在核电厂调试中满足参考文献[9]所确定要求的手段。这些建议是对参考文献[10、11]提出适用于调试的建议的补充，应与参考文献[10、11]一并遵循。管理系统应确保在调试期间核安全事项不是孤立处理的，而是在所有调试活动中加以考虑的。

3.3. 营运组织（许可证持有者）应制定并实施一套管理系统，说明核电厂调试期间各项活动的管理、业绩和评定的总体安排。管理系统应涵盖调试阶段执行的或调试阶段所必需的所有活动。

3.4. 调试前应尽早建立调试管理系统。该体系应涵盖与调试有关的所有物项、服务和流程，包括安全重要物项、服务和流程。在建立和实施调试管理系统时，应根据每个物项或流程的安全重要性，采取分级方法。

3.5. 管理系统中应包含以下适用于调试安全的内容：

- 文件控制；
- 物项控制；
- 设备的测量和试验；
- 记录的控制；
- 采购；
- 沟通；
- 管理组织变更；
- 项目管理；
- 工作计划和控制；
- 工作场所风险评定；
- 人员防护和安全；
- 对承包商的控制和监督；
- 结构、系统和部件的设计；
- 配置管理；
- 电厂改造；
- 维护；
- 厂房清理和清洁；
- 物项的处理和贮存；

- 库存管理；
- 结构、系统和部件的标识和标签；
- 乏燃料和放射性废物管理；
- 环境保护；
- 与监管机构的接口；
- 信息技术；
- 培训；
- 防止火灾和内部水淹；
- 核材料和放射性物质的衡算和管制。

3.6. 结构、系统和部件在设计阶段根据其安全的重要性进行分类。该分类为确定调试要求以及方法、试验、视察、评审、人员资格和记录的要求提供了输入。

3.7. 调试文件的结构、内容、范围和控制手段，包括调试文件的核实和批准，应在营运组织的管理系统中进行说明。

3.8. 调试期间管理系统的目标是确保核电厂符合下列安全要求：

- 国家核安全监管机构的要求；
- 设计要求和假设；
- 安全分析报告；
- 运行限值和条件；
- 营运组织（许可证持有者）管理层制定的行政要求。

3.9. 管理系统应支持在所有调试活动中发展和加强安全文化，包括在建造组、调试组和运行组成员以及其他参与者（设计人员、制造商、技术支持人员和承包商）。应通过适当的培训确保这种安全文化和安全意识，突出有关部门的作用和安全重要性。参与调试活动的每一个人都需要了解自己工作的安全意义，促进个人责任感。调试阶段应培养并在整个运行阶段都应保持这种安全文化。

3.10. 营运组织应在管理系统中实施适当的安排，以确保调试计划的安全和质量要求是有效的、符合国家标准和国际标准。应作出规定确保参与调试活动的组织，包括承包商都能满足调试的安全、健康、环境、安保、质量和经济要求。

3.11. 营运组织应确保建立适当的程序来控制现场调试活动，以确保电厂的调试满足调试计划的要求。

3.12. 应作出安排对正在进行的工作的质量进行充分的监督和控制，必要时需要实施独立的监督和控制。

调试的组织安排

3.13. 根据调试计划的要求，为达到安全调试的目标，必须做好组织安排。必须制定一份方便而实用的工作计划，以便使现有人员、材料和方法得到最佳的利用，并能确保安全。

3.14. 调试期间执行的主要活动可分为 3 类：

- (a) 与核电厂建造和安装的最终阶段有关的活动；
- (b) 满足调试的特殊需要的活动，包括安全评审；
- (c) 与核电厂运行和维护有关的活动。

相应地，执行上述活动的人员可分别属于下列各组：

- 建造组；
- 调试组；
- 运行组。

调试活动要有其他代表性的人员参加，如设计人员、制造商和技术支持人员。它们要与这 3 个组作适当的协作，特别是设计者和制造者必须为这些组提供足够和完整的资料。设计人员还应评审调试试验数据，并在必要时参与解决调试阶段发现的问题和缺陷。

3.15. 建造组、调试组和运行组的组成方法可能有多种方式。这可能取决于国家的工业实践和核电经验，取决于合同安排，也取决于核电厂的实际规模和设计。这 3 个组的组成也可能受到履行专门职能人员的可用性和经验的影响。如果营运组织决定由其他单位承包调试活动，则应明确安全的最终责任仍由营运组织承担。

3.16. 在安排工作时，应尽量安排运行人员参与调试，以便于在调试期间熟悉电厂系统和设备。此外，运行组应从调试过程一开始就参与调试活动，以确保尽可能多的运行人员获得现场经验，并为电厂建立“习惯记忆”。

3.17. 由于建造、调试和运行活动存在相互交叉和重叠，因此，应合理安排建造、调试和运行组的人员，并应始终保证清楚地区分各自所负的责任。

3.18. 在所有情况下，应在作为许可证持有者的营运组织的全面指导下：

- 建造组应确保结构、系统和部件按照设计正确建造和安装，并确保在建造过程中遵守质量管理要求；
- 调试组应确保对结构、系统和部件进行了试验，来证明核电厂被正确地设计和建造，并已做好安全运行的准备；
- 运行组应根据调试计划设想和要求运行系统和设备，遵守适用于每个试验阶段的相关运行限值和条件[12]。

营运组织

成立运行组

3.19. 营运组织应在电厂设立运行组，承担建造组和调试组移交的设备和系统运行责任。运行组应代表营运组织从建造组和调试组接管设备和系统的责任，并确保其安全运行和维护。应在核电厂建造的早期阶段设立运行组，以便有时间熟悉核电厂的结构、系统和部件，并为接管设备和系统以及整个核电厂的运行职能做好准备。

3.20. 运行组应由来自电厂内不同部门的人员组成，并应包括控制室运行人员，运行组人员应获得通过适当培训和授权程序的正式授权（如有必要，发放许可证）。

3.21. 运行组在其所有活动中都应受营运组织的控制，并对营运组织负责。

3.22. 营运组织的职责应包括以下内容：

- 以有效的方式控制、评审和协调建造组、调试组和运行组之间的活动；
- 确保建造组和调试组的活动得到适当管理，并确保处理任何问题以满足安全要求；
- 确保调试程序的准备、评审和批准；
- 按照国家法规和实践，与国家核安全监管机构沟通并按国家核安全监管机构要求提交报批的文件；
- 确保为调试阶段活动的协调和管理制定明确的程序，包括明确职责和组织之间接口的程序，以及在特定里程碑移交职责的程序（这些程序应考虑到建造组、调试组和运行组成员以及设计人员、制造商和技术支持人员等其他参与者的意见和经验）；
- 确保建造组、调试和运行组保持足够数量的受过专业培训、经验丰富、合格以及有相关授权的人员；
- 接受和传达国家核安全监管机构的要求和信息；
- 确保电厂的文件在调试过程（配置控制）中保持最新，并确保参与调试过程的所有各方都能获得最新版本的文件和信息；
- 收集关于所有设备的资料，以便确定一个基准，用于监控设备在整个使用寿命期间的性能；
- 负责管理调试阶段的应急活动，并且在专门的应急管理章节详细地描述合理的电厂应急活动的安排。

3.23. 营运组织的管理人员在履行这些职责时，可以采取多种方式。但是必须要协调完成以下基本任务：

- 评审和批准调试计划；
- 确保提供充足的经费，以确保提供调试所需的资源（人员、支持系统、紧急情况下使用的资源、信息和知识、工作环境资源、基础设施、资金和材料）；
- 从调试阶段开始，配备运行人员、维护人员和技术人员，以便熟悉电厂的运行和管理；
- 规范管理和监督结构、系统和部件的责任移交；

- 监督调试计划的执行情况；
- 解决各组之间以及与其他组织间的接口问题；
- 评审和批准试验程序；
- 从安全方面验证调试程序及其变更建议，以便于这些试验程序符合对应的运行要求（核安全要求、技术规范、电厂化学要求等）；
- 确定试验和试验阶段是否已适当完成；
- 监督调试阶段发现的缺陷或偏差的整改，确保缺陷和偏差根据其
对电厂安全、性能和运行效率的潜在影响得到整改；
- 根据国家法规和国家实践与监管机构联络。

调试组的组织

3.24. 应尽早建立调试组，并尽早作出保证调试活动得到良好的协作的专门安排，以便确定这些活动和做好充分准备。

3.25. 调试组必须由一名具有核电厂经验和资格的组长作为领导。应在实际工作开始前及早任命调试组长，以便能为调试组做好必须的工作计划、组织及进度安排。

3.26. 应建立专门的试验队，其数目和组成取决于因素：

- 待试验系统的数量和复杂性；
- 计划完成的日期；
- 工作量；
- 执行试验所需的技能；
- 待试验系统的数量、复杂性和安全重要性。

3.27. 应确保试验队之间工作的有效协调。

3.28. 除总体调试和总体计划外，调试组内应有一个安排详细计划和进度的机构。

调试的职能和责任

概述

3.29. 调试活动可分配给承包商、建造组或营运组织执行。在某些情况下，责任可能在燃料接收和装载时从一个组织转移到另一个组织，或在其他适当的里程碑或控制点转移。无论作出何种安排，进行调试的组织或个人应就以下方面向负责遵守许可证的组织或个人负责：

- 证明电厂的特性符合设计要求；
- 确认电厂已在设计限值内进行了试验；
- 确保调试过程符合安全要求。

营运组织作为持照机构，因而负责安全事宜，将负责与国家核安全监管机构就监管规定进行沟通。

3.30. 应在参与整个调试过程的各组之间逐步移交电厂的结构、系统和部件，并明确规定相关的责任移交，如在系统移交和电厂移交的一部分所述（见第 3.50—3.55 段）。

3.31. 此处阐述的职能和责任的详细清单只是说明性的，实际职能职责可能根据国家法规和实践而有所不同。

建造组

3.32. 建造组的职责应包括但不限于以下内容：

- 确保结构、系统和部件已按照设计要求和条件安装完毕；
- 视察和评定土壤和混凝土结构的沉降和变形，以确定可能由微裂缝发展造成的缺陷；
- 在安装（或建造）完成后及移交前，为了防止损坏，对监视和维护要作适当的安排；
- 提供安装和建造的竣工文件以及试验报告，尤其要提供设计的变更和让步的资料，以作为基准资料；
- 确保配置控制得以维持，并根据需要更新受影响系统的设计基准文件，包括最终安全分析报告，以反映任何设计变更和/或例外项；

- 确保现场对原始设计规范的修改已经考虑了辐射防护的最优化以及今后的维护和退役活动；
- 使用电厂移交文件系统将安装好的系统移交给调试组；
- 确保清除移交文件所要求的意见项；
- 在调试期间纠正所发现的建造和安装缺陷；
- 协助调试部门解决建造相关问题。

调试组

3.33. 调试组的职责应包括但不限于以下内容：

- 在调试计划执行之前，拟订详细的试验顺序、时间进度和人员要求；
- 根据调试经验和设计的修改结果升版调试计划；
- 为编写、评审和批准试验程序以及其他程序制定管理程序；
- 保证具备运行流程图、运行和维护规程、调试程序、调试和试验报告的格式、电厂移交文件和向国家核安全监管机构递交的文件可用；
- 为系统地记录供将来使用的核电厂数据制定管理程序；
- 编写保证调试中发生的事件得到分析的管理程序，以使所得到的经验能反馈给设计者和运行组；
- 核实已满意地完成了结构、系统和部件的安装，并做了适当的标识；
- 确保满足调试计划的先决条件，并完成系统冲洗、功能检查、逻辑检查、联锁检查和系统完整性检查等预运行试验；
- 保证调试程序遵守试验的安全法规（包括辐射防护、核安全、消防安全、工业安全和环境保护的要求）；
- 在电厂投产时提供基准的本底辐射情况，并建立相关的记录系统；
- 保证各系统安全地调试，并证实书面运行程序是足够的；
- 完成调试计划中的所有试验，包括部分安装时已初始调试过的系统的重复试验；

- 对已经启用的系统（特别是与安全有关的系统）做好试验和维护的适当安排；
- 指导调试计划中所列系统的运行，并根据调试经验更新运行流程图、运行和维护的指令及程序提供输入；
- 发布调试的试验报告；
- 如有必要，确保安全相关试验的结果已得到国家核安全局监管机构的批准；
- 编写管理程序来保证试验和测量设备标定；
- 编写管理程序来保证所有参加调试过程的人员具有足够的资格和经验；
- 保证使试验程序和电厂的实体状态配置与设计要求保持一致的配置管理（当不满足设计标准或不满足要求时，保证设计变更要求的提出、评审和实施）；
- 编写管理电厂或部件临时变更进行控制、记录和沟通的系统的管理程序；
- 颁发试验合格证书和阶段完成合格证书或与其同等的文件；
- 向运行组和营运组织提供最新的基准资料；
- 向营运组织报告调试试验中发现的任何缺陷，以便采取纠正措施；
- 调试记录中应注意保存调试中出现的极限工况，并保证所进行的试验不会导致超过这些极限工况；
- 保证电厂性能满足设计要求，包括辐射防护、核安全、消防安全、工业安全和环境保护的所有方面；
- 证明调试计划已满意地完成；
- 使用如移交证书这样的文件系统，把调试好的系统和（或）核电厂的运行和维护责任移交给运行组；
- 编写并执行责任移交的程序，以保证把结构、系统和部件有条不紊地从建造组移交到调试组，从调试组移交到运行组；
- 保证给运行人员提供获得核电厂经验的机会，一般是由合适的运行人员（必要时）参加调试活动来实现；
- 制定用于分析试验结果的管理程序；

- 保证对检测到的任何偏差进行记录、纠正和备有证明文件；
- 记录调试过程中的所有经验反馈；
- 建立一个程序，以汇编从调试活动中吸取的经验教训，得出结论并确定必要的纠正措施。

运行组

3.34. 运行组的职责应包括但不限于以下内容：

- 尽早参与调试活动；
- 确认移交过来的系统符合规定的性能要求、设计要求、安全要求和法规要求；
- 接受移交过来的系统并承担运行、维护和安全责任（按运行界限和条件）；
- 提高电厂运行方法的能力；
- 由能胜任工作的人员，使用经批准的技术方法来执行运行和维护任务，以满足调试计划的要求。
- 建立并实施系统记录调试试验中电厂数据的程序；
- 建立和实施包括组织责任在内的安排，以便在调试阶段保持电厂设计和配置控制，直至电厂运行寿期开始（这包括使安全分析报告保持最新状态）；
- 必要时参加安全评定；
- 协助设计修改以纠正设计缺陷，提供修改的完整文档，包括再鉴定试验，并批准修改；
- 记录所有对运行经验的反馈和应吸取的相关教训；
- 建立并实施适当的应急计划。

调试活动的其他参与者

3.35. 调试活动的其他参与者，如设计人员、制造商和技术支持人员的责任应在适当的合同中规定。应考虑以下责任：

- 酌情与参与调试活动的相关方合作，提供已完成调试的电厂的专业知识、专家意见和相关经验；

- 为评价试验结果提供支持，包括任何试验偏差；
- 提供基准资料 and 所有必要信息；
- 必要时，提供安全评定；
- 参与差异和非预计事件的分析；
- 为改进设计缺陷进行设计修改并提供修改的完整文件，包括再鉴定试验。

调试中的接口

3.36. 核电厂的很多活动，如与建造、运行和维护有关的活动，会与核电厂调试并列进行。

3.37. 应适当管理这些活动之间的接口，以保证电厂的安全和人员的保护，并在调试计划中进行规定。

3.38. 应考虑试验之间、系统之间以及同一电厂上的机组之间的相互关系。

3.39. 应制定适当的工作管理程序，以协调参与调试的所有组的活动，并覆盖主要的工作活动，包括工作后试验。该程序应对负责系统的人员提供恰当的工作渠道，并保证在控制室通知和了解正在进展中的所有工作。

3.40. 在建造和调试活动之间应规定易于理解的明确授权和联络方式，并形成文件，以便执行严格的工作优先政策。联络方式应支持调试的时间进度，并应符合两个组之间活动范围（特别是关于接口）的协定。

建造活动与调试活动的接口

3.41. 建造组可能对调试计划执行期间的某些活动负有责任。在开始执行调试计划前应明确规定这些责任，以防止误解。

3.42. 应考虑建造活动与调试活动之间的下列接口：

- 将结构、系统和部件移交调试的程序；
- 编写将已移交调试的电厂系统设备与其余在建部分实施隔离的程序；
- 开始执行调试计划和系统调试的先决条件；

- 对已部分安装的系统调试时所必须的专门预防措施；
- 建造人员在调试系统上工作的执行程序。

3.43. 应特别注意因部分安装从而部分调试的系统。调试试验的设计和实
施应考虑到整个系统的联合调试。

调试活动与运行活动之间的接口

3.44. 应特别考虑调试活动与运行活动之间的以下接口：

- 在移交结构、系统和部件给营运组织之前，在运行组和调试组的作用、职能和职责划分方面作出规定；
- 将结构、系统和部件交付运行的程序；
- 由于调试活动只是局部完成，需要在具体技术上、运行上或人力上确定限制措施；
- 从调试中获得的基准资料，如正式试验报告的发布和当时放射性情况的说明；
- 应考虑安全责任的移交，尤其是在调试里程碑向运行人员的安全责任移交，包括安全责任人的变更。
- 对电厂和程序的修改；
- 竣工图纸、指令和程序对运行和维护系统和核电厂的可用性；
- 人员通道条件，要考虑到已在运行的系统和那些正在试验的系统之间设置标志；
- 调试期间可用但不适合正常运行的临时程序和设备的控制，例如专用的启动仪器仪表或双重安全开关，以及使用跨接线和拔出端子线的授权；
- 在每个系统移交给运行组时，对结构、系统和部件的运行和维护要求；
- 为运行人员提供足够的机会，使他们接受培训和熟悉电厂的运行和维护技术；
- 辐射控制区测绘、工作场所监控和人员监控程序，包括人员剂量记录和辐射防护与安全培训记录，以及授权人员在辐射控制区开展调试活动；

- 废水排放程序以及所产生废物和放射性核素排放的记录；
- 根据调试中获得的经验，对日常运行和维护指令和规程进行再评定；
- 制订和执行应急准备和响应措施；
- 在调试期间保存可能对今后退役产生影响的资料，并随后将这些记录移交给营运组织（例如-泄漏或可能产生长期影响的其他异常事件的记录）。

3.45. 应有计划安排电厂各层次的运行人员参与调试活动，从而使运行人员有机会熟悉电厂的运行，并为电厂运行获得宝贵的经验。

3.46. 在调试阶段，只要电厂的工况允许，就应在电厂调试阶段使用运行程序和定期试验程序，以验证其适用性。并尽可能多地验证在正常运行阶段难以达到的工况及标准。营运组织应安排这项活动的时间进度，以保证包括运行、维护和监视程序在内的程序得到充分验证。

3.47. 人员应遵守正常的运行规则，如控制室的出入、控制柜和配电盘的出入、控制信息与控制室沟通异常工况和电厂配置变更的运行程序。

与国家核安全局监管机构的接口

3.48. 在授权采取重大步骤，如引进核材料或某些类型的放射性物质、装载核燃料和首次临界之前，监管机构应酌情完成对以下方面的评审、评定和视察：

- （初始）最终安全分析报告初稿；
- 电厂的竣工设计；
- 调试阶段的试验结果；
- 运行限值和条件；
- 电厂从初始临界到满功率调试期间运行的特定限值和条件；
- 安全重要运行程序和指令的适宜性，包括应急运行程序和事故管理程序；
- 电厂的人员配置和管理结构，以及确保进行资格认证和培训的安排；
- 所有调试、运行和维护活动的质量管理安排；

- 记录和报告制度；
- 辐射防护计划；
- 现场应急准备和响应；
- 调试和运行活动的安排（包括维护、监视、视察和定期试验）；
- 对配置管理，特别是对电厂改造所做的安排；
- 乏燃料和放射性废物管理安排；
- 核材料贮存设施的状况；
- 满足核材料和放射性物质衡算与控制安排方面的适用要求。

3.49. 在批准进行满功率运行之前，国家核安全监管机构应完成对以下内容的评审和评定：

- 调试试验及其分析的结果；
- 更新的最终安全分析报告和更新的运行限值和条件；
- 调试期间对电厂进行的最新竣工改造。

调试中的系统移交和电厂移交

3.50. 电厂的“移交”是指电厂责任的移交。这应包括结构、系统和部件、设备物料和文件的移交，也可包括移交相关技术人员。电厂的移交程序应符合适用于营运组织的国家法规。根据电厂组织机构和移交框架的不同，可以进行两种不同类型的移交：一种是从建造组直接移交到运行组，另一种是从建造组移交到调试组，最后到运行组。所有这些移交活动都应用文件记录。

3.51. 营运组织应保证对电厂移交具有适当的程序，在该程序中应描述移交过程中的详细步骤，包括有关各方的责任和权力。

3.52. 在调试计划中应规定，引入核材料和放射性物质之前（“核以前”阶段），一个系统完成了试验并评审结果满意之后，系统的责任就应逐步移交给运行组。在开始装料前，相关的核安全系统应移交给运行组。

3.53. 移交文件是移交进程的一个关键环节。应将文件在合理的时间内以系统文件包的形式移交。

3.54. 每个系统的验收文件包中应包括如下文件：

- 综合信函和系统记录；
- 加载试验和压力试验的结果，冲洗和清洁记录；
- 建造组的验收文件包（含焊接视察记录）；
- 竣工图、电气图、仪器仪表和控制图、流程图；
- 引入核材料和放射性物质前（‘pre-nuclear’）的试验程序文件和报告数据表；
- 故障报告和事件报告；
- 临时改造、拆除的导线和跨接线以及软件修改的记录；
- 设备隔离记录和工作许可记录；
- 预防性维护和纠正性维护记录；
- 监视记录；
- 设计变更记录；
- 遗留项清单，包括由先前移交后遗留下来的缺陷、遗漏项和弱项；
- 法定证书；
- 运行程序和维护程序；
- 供货商手册和定值手册；
- 制造商的文件，表明已执行的试验和质量管理符合制造要求。

3.55. 在接收移交文件包时，营运组织应当指派具有相应资质的人员进行评审。评审时，应由涉及移交过程单位的代表参加会议及进行现场联合检查。

调试资源

资源提供

3.56. 在参考文献[9]有相关描述：

“4.1. 高级管理人员应确定必要的资源⁹数量，并提供资源以保证执行组织的活动，建立、实施、评定和持续改进管理系统。

“4.2. 组织的信息和知识应作为一种资源加以管理。

“9 ‘资源’包括个人、基础设施、工作环境、信息以及知识、供应商以及材料和财务资源。”

3.57. 营运组织应制定人力资源规划流程，以确保组织在调试期间的充分性。这包括组织的规划和在调试期间提高工作人员的能力。应不断评定本组织和工作人员的能力是否充分。

3.58. 营运组织应系统地监控和监督承包商资源及其能力的充分性。

3.59. 应规划执行调试活动所需的资源，如工具、公用设施和后勤。例如，冲洗已安装部件所需的大量除盐水和调试安全重要结构、系统和部件所需的稳定电源。

调试资格和培训

3.60. 参加调试活动的人员应具有与其职责的级别和其工作对安全的重要性相适宜的资格和经验。营运组织中的每一个职位都应规定必要水平的资格和经验。对参与调试过程人员应包括电厂现场的相关方面和工作方法的培训做出规定。

3.61. 应编写一份培训计划，涵盖电厂现场的相关方面和工作方法的培训。应包括的下列内容：

- 核电厂的系统；
- 规范的调试程序；
- 在安全状态下进行电厂的试验和维护；
- 程序变更和设计变更；
- 永久性和临时性的改造；
- 工作管理和设备隔离；
- 建造、设计、运行与调试的接口；
- 机械和电气系统中试验的限制边界；
- 报告事件和偏差报告的标准和重要性；
- 调试方法和技术；
- 安全文化；
- 核安全、工业安全、消防安全和辐射防护；

- 电厂的设计标准、技术、运行限值和条件（或相应的文件）；
- 乏燃料和放射性废物管理；
- 环境保护。

运行人员应在全范围模拟机上接受启动反应堆、正常运行、停堆、冷却反应堆以及处理各种瞬态和事故工况的培训。

3.62. 应定期评定培训计划和受训人员，评定结果应传递给调试经理和主管。按照国家法规的要求，国家核安全局监管机构可在评审和批准培训计划方面发挥作用。

3.63. 作为安全文化的一部分，建造和调试人员应了解其职责是为随后电厂运行和最终退役建立可靠的基础。

3.64. 如果在调试期间发生重大事件，就应对培训进行系统的再评定。应把调试中获得的经验应适当结合进培训材料。应强调质量目标和安全目标。

3.65. 有关调试人员的资格、培训的指导和指导意见见参考文献[13]第4部分，特别是那些参与安全相关系统的调试人员。

测量、评定和改进

3.66. 调试管理系统应允许对管理系统本身的有效性进行测评和监督，并确保其不断改进。

不符合项的管理

3.67. 为不符合项的管理提供统一的流程是所有管理系统的要求。不符合项的管理流程应适用于故障部件未能满足其规定性能要求的情况，以及大型系统未能满足其基于安全分析或其他性能规范的要求的情况。应建立健全记录和解决不符合项的系统，并批准例外项、纠正措施和预防措施（另见参考文献[9、10]）。

调试经验反馈

3.68. 调试阶段产生了大量信息，在电厂随后的运行中应对这些信息加以考虑。应建立适当的制度来报告和分析调试阶段中发生的异常事件、人为错

误和“未遂事件”。在这一阶段取得的经验应反馈到运行人员和调试人员的培训计划中。得到的教训应该用于改进和完善调试计划、运行程序和操作单、模拟机的维护和配置以及培训材料等方面。在制定和执行试验程序时，应适当使用有关运行经验的可用信息，包括在功率运行的反应堆中可报告的事件。经验反馈信息还应当应用于对设计变更和有关文件相应修改的需要。

3.69. 在编写调试计划时，应考虑到世界各地取得的经验以及核工业、其他工业的现有资料。

调试期间的维护

3.70. 从建造到调试，最后到运行，电厂应得到充分的监控和维护。对电厂应进行要求的视察和定期试验，以便保护设备，支持阶段试验，并保证机组在安全分析报告和运行限值及条件下连续运行。在调试阶段，应保存各装置系统从首次通电、运行开始的运行和维护的历史记录。应规定将这些记录最终移交给营运组织。

3.71. 应充分描述调试期间的维护组织并用文件记录下来以便让所有参与者都清楚。有关维护活动的建议和指导见参考文献[14]。

调试中应急准备和响应的安排

3.72. 营运组织应负责保证具有适当的应急计划来管理调试阶段的应急准备和响应。在核燃料运到现场之前，应作出适当的应急响应安排。在开始装载燃料前作好完整的应急准备并应进行演习。

3.73. 在准备调试阶段应急安排时，应考虑到核燃料在厂区时可能发生的非核危险。

3.74. 如果一个运行中的机组邻近一个建造区域或一个调试区域，就可能产生潜在的核危害。如果是这种情况，应急响应计划应考虑保护建造人员和调试人员。在应急安排中应考虑到任何其他的就地危害。

3.75. 所有参与调试计划活动的单位都应接受充分的培训，以便在调试期间对电厂可能出现的预计紧急情况作出响应。

3.76. 关于在发生核与辐射紧急情况时应采取的行动的详细指示和程序的要求见参考文献[15]附件 I。

调试中意外事件的管理

3.77. 包括调试试验在内的调试活动，应在安全分析报告给出的运行限值和条件内进行安排和实施。试验过程中可能会发生故障，因此每个试验程序应考虑所需的任何故障响应和应急措施。在大部分情况下，这些响应和行动与预计运行警报响应相同。然而，在有些情况下，由于试验期间电厂的配置不完善，将需要采取特殊措施。试验程序应确定适用于试验的特定限值和条件，以及接近限值时应采取的措施。

4. 调试计划的实施

4.1. 为实施调试活动，可能需要根据国家法规给与一些人员正式授权（如有必要，颁发许可证）。

4.2. 调试计划应根据调试阶段（见第 2.17—2.22 段）、试验阶段和顺序（见第 4.28—4.60 段）的内容分阶段和子阶段实施。

4.3. 调试计划应根据许可证持有者管理系统的要求实施。为此，所有参与调试过程的承包商均应保证各自的安排符合许可证持有者管理系统的规定。

4.4. 可以在场外对结构、系统和部件进行试验，但这些试验需要作为调试过程的一部分加以考虑。在这种情况下，应提供具体的理由，以表明这些场外试验结果可适用于场内现有安装条件下的结构、系统和部件以及相关功能性和实体性接口。

4.5. 调试过程应按照营运组织的管理系统进行记录。核电厂营运组织应当在核电厂的寿期内保存试验过程和结果、分析、偏差和处理的文件。

4.6. 核电厂的设计、运行和安全文件应在调试过程中根据试验结果和变更方案进行更新。

调试试验

调试试验的目的和目标

4.7. 在试验准备阶段,应明确计划范围内调试试验的目的和目标,且应特别关注安全目标。安全目标应明确,并与(初始)安全分析报告中的安全标准和特性相关联。

试验范围和方法

4.8. 应具体说明试验的范围,如需测试的功能、参数和要求等方面,并说明相应适用的方法和手段。如果试验程序需要使用已经执行的出厂试验的结果,则应说明并阐明理由。理由应表明已经进行的出厂试验的有效性,并应表明这些试验适用于现场系统、设备的物理和功能状态,以及这些设备、系统与核电厂其余部分的接口。如果在核电厂中使用首创的一即新的、独特的或特殊的一重要设计特性,应尽早确定核实其性能所需的出厂功能试验要求,以便在最终试验设计中适当考虑这些试验要求。

验收标准

4.9. 验收标准应在试验程序中明确规定,并考虑测量中的潜在不确定性。验收标准的技术基础应与安全目标和要求、设计要求和以前试验的结果相一致。

4.10. 验收标准应与安全和(或)设计的预期、性能和要求相关联。验收标准应根据其对安全的重要性分类。至少应指定两个类别:

- (i) 安全要求验收标准;
- (ii) 非安全方面的验收标准。

4.11. 应具体说明安全验收标准,并说明其合理性,以证明这些标准达到了安全相关的试验目标,且应考虑到在不损害电厂、构筑物或设备完整性的情况下现场特定条件的限制。验收标准的说明和论证应关联要证明的安全要求和试验期间测量的参数。验收标准的充分性应记录在试验文档中。若是通过计算核实安全要求的,应当核实和验证计算机代码或者模拟工具。

4.12. 在每个调试阶段或子阶段结束时，应提供一份待确认的验收标准清单，特别是与安全要求相关的验收标准。清单应突出显示那些因无法满足而必须更改的验收标准。应建立一个流程，评审和批准这些验收标准的变更。这是评定能够进入下一调试阶段的主要输入之一。

试验准备

调试文件

4.13. 所有调试试验均应按照第 5 部分第 5.11 段中关于文件、调试计划和程序规定的书面试验计划和程序进行。试验程序的编写，包括其评审和批准，应按照管理系统的要求执行。评审级别应反映系统安全性的重要性以及文档和试验的特性。发布的试验文件应确保调试工作安全有效地进行。

4.14. 调试计划应列出与整个电厂、不同系统和不同阶段有关的调试目标和原则，并应包括：

- 全厂调试计划和阶段的概述；
- 对每个系统的试验目标、原则、验收标准和顺序的描述；
- 在每一调试阶段，应规定试验和活动的前提条件、试验清单和时间顺序。

4.15. 试验程序应详细规定每一项结构、系统或部件的调试方法，调试程序就是调试过程的核心。因此，应配备称职的人员和制定良好的管理措施，保证试验程序是安全和高标准的。

4.16. 试验程序应接受包括营运组织在内的全面确认。如有必要，设计人员和国家核安全局监管机构也应参与审批过程，特别是参加验收标准的正确性评审。

4.17. 试验程序应尽可能遵循正常的电厂运行程序，包括运行状态（正常运行、预计运行事件）和事故工况，以便对其进行核实。如有必要，应修改正常运行程序为调试期间使用。此类修订应进行评审、批准和记录。

4.18. 在完善、评审和生效调试试验程序时，应尽可能使用模拟机或计算机仿真。实施调试试验的团队应使用模拟机为特定相关试验做好准备。

4.19. 试验程序应规定一些与设计或正常电厂运行配置的必要偏差和（或）变化以及相关的临时措施（如有）。这种偏差和（或）变化的示例可以是临时联锁旁路、临时附加联锁、临时系统旁路、阀门配置和仪器仪表整定值。试验程序应包括所有必要的检查，以保证这些偏差及其相关的临时措施得到正确实施。试验程序还应包括在试验完成后立即将系统和部件恢复到正常状态的所有必要步骤。根据安全要求，应最大限度地减少此类安排，并确保所有偏离竣工系统正常运行功能的任何偏离不会使试验目标无效或危及安全。

4.20. 数据分析的技术和方法，包括测量结果的分析，应在试验程序中体现。在将试验结果与验收标准进行比较时，应考虑测量的不确定性。

试验设备和测量工具

4.21. 根据试验程序，需使用各种精密工具、校验工具以及测量、试验设备，以保证结构、系统和部件符合设计要求。应定期校验试验用的测量和试验工具，以达到并保持满足试验要求的精度水平。如果试验过程或一系列试验过程要求使用经过校验的测量和试验工具来确定是否符合结构、系统和部件的规范要求，以便为交付使用进行认证，则应在过程的每个步骤中使用经过校验的测量和试验工具。

4.22. 对于调试组织目前使用的测量和试验工具，应建立登记册，且应能通过测量和试验工具本身的有效标记等手段来识别。

4.23. 管理系统应包括测量和试验设备的维护和校准细节。

4.24. 管理系统应确保不超过试验设备和测量工具的校准有效间隔，并确保获得具有适当校准证书的任何新测量核试验工具。所有仪器仪表的个人用户应在试验开始前验证测量和试验设备是否处于良好状态，以及校准状态是否足够。

试验的先决条件

4.25. 在开始对结构、系统或部件进行试验之前，应首先执行或完成某些活动，如建造完成、初始试验完成、视察完成或预运行试验完成。典型的试验先决条件如下：

- 与待试验系统相关的建造和安装活动已经完成并记录在案。
- 单一部件或子系统的试验已经完成，以证明它们满足功能要求。
- 电缆端接和电气保护装置检查、力矩限制装置设置的调整和仪器仪表校验已经完成。
- 在开始执行试验程序之前，电厂或系统或设备的必要状态所要求的所有特殊条件，包括化学条件，均已配置完成。
- 特定试验配置所需的跳线和联锁已安装完成。
- 程序审批和试验人员培训已经完成。
- 试验人员已就位，开工会已经完成。
- 试验用测量和试验工具的调整、校验和检查已经完成。
- 就地视察已经完成，包括设备装配和清洁度视察，以确保设备准备就绪，可以进行试验。
- 通讯工具可用。
- 如有需要，在试验或调试阶段开始前已获得书面授权。
- 所有表明试验准备就绪的文件均已签发和批准。
- 试验期间核电厂总体工况的安全分析已经完成，且分析结果应表明试验期间的工况是安全可接受的。
- 确保试验后系统状态合理配置的条件已经识别和确认。
- 确保试验后的设备保养的条件已经确定和实施。
- 确认相关授权与调试计划的规定、国家核安全监管机构确定的停工待检点以及国家核安全监管机构根据国家实践发布的具体条件相符。

4.26. 调试计划中所述的调试阶段或子阶段的开始应以前一阶段的完成和下一阶段先决条件的满足为前提。例如，在进行装料和预临界试验之前，应完成预运行试验，并对试验结果进行评价和批准。

4.27. 应发布管理系统, 保证调试活动按要求开始和执行, 即以调试计划的要求, 按照规定的顺序, 并根据所涉各方 (例如预想中的调试组织、营运组织、监管机构和其他各方) 提出的要求或施加的限制。

试验阶段和顺序

4.28. 在确定试验顺序时, 应考虑以下四点:

- (i) 调试试验应按设定的顺序进行规划, 在整体启动试验之前, 应充分完成单系统试验, 以确保核安全。
- (ii) 某些特定的支持系统 (如压缩空气系统、电气系统、供水系统、除盐水供应系统、放射性废物管理系统、通风系统、疏排水系统) 应先于其他系统投入使用, 以便开展其他系统试验。
- (iii) 某些特定系统 (例如消防系统、辐射防护系统、应急电源系统、放射性废物管理系统) 应可用, 以确保其他系统可在不危及人员、电厂或核安全的情况下进行试验。
- (iv) 在所有调试阶段, 相关试验应统一安排, 并全部完成, 以便安全地进入调试计划的下一阶段。

预运行试验

4.29. 在所有结构、系统或部件的初始试验开始前:

- (a) 与构筑物或系统相关的建造活动, 包括质量管理检查和文件检查, 应完成并对其进行记录和评审。
- (b) 结构、系统和部件应按照相应调试程序要求的先决条件准备就绪, 可进行调试。
- (c) 调试中使用的测量和试验工具和支持系统是可用的。
- (d) 试验人员经过培训, 并具有相应资格。

4.30. 在本调试阶段开始之前应进行评审, 以保证对所需的结构、系统和部件的试验已经完成。试验应保证建造质量合格, 且设备处于适合开始调试的状态。

4.31. 运行前试验应考虑电气系统、仪器仪表系统和其他服务系统（如冷却水系统和消防系统）的恰当试验顺序，以保证为实施整个调试计划所必需的辅助系统的可用性。

4.32. 运行前试验阶段可分为以下子阶段：

- 冷态功能试验；
- 热态功能试验。

应在这些子阶段的试验期间或试验的最后阶段进行要求的役前检查。

冷态功能试验

4.33. 冷态功能试验包括流体系统和支持系统的初始启动。本阶段的目标是获得设备的初始运行数据、保证设备与相连系统运行的相容性并核实这些系统功能的特性。这些试验内容通常包括一次侧和二回路系统的压力试验。

4.34. 在把系统移交给调试组之前，如果按法规要求做压力试验，则该项试验应作为本分阶段调试计划的一部分实施。

热态功能试验

4.35. 应进行热态功能试验，以核实系统性能是否符合设计要求。在可能的情况下，热态功能试验应在冷态功能试验后进行，且应尽可能模拟电厂实际的运行工况，包括在典型的温度、压力和流量下的预计运行事件。

4.36. 热态功能试验应尽可能核实保温系统和排热系统功能的有效性。该阶段能够对系统流量、设备振动、设备间隙和为适应结构、系统和部件的热膨胀而作的其他措施的初始检查。应核实仪器仪表和其他设备在高温下的运行功能，并确认相关运行技术参数。

4.37. 热态功能试验的持续时间应足以达到稳态运行工况，以确定结构、系统和部件是否按照技术规格书运行。

4.38. 运行人员应利用本阶段使用和生效运行程序。

首次装料和预临界试验

4.39. 首次装料和预临界试验阶段的目的是保证按照设计计算的装载图把燃料安全地装载到反应堆中。此外,应在此阶段核实反应堆已处于合适启动的状态,并核实已满足允许反应堆达到临界的所有先决条件(另见附录)。

4.40. 在堆芯装料后且维持在次临界状态时,应进行一系列性能试验。这些试验包括检查一回路冷却剂流量、仪器仪表、控制棒驱动机构、棒控系统和其他反应性控制系统,以及一回路的其他重要功能。

4.41. 在电厂首次装料前,应预先作好充分准备。应制定试验、系统、设备、文件和人员具备的先决条件(见附录)。这些先决条件,包括总体试验和安全壳试验合格等,应在安全分析报告和现有法规要求的基础上明确地描述具备的先决条件,并形成文件。在首次装料前,就应满足这些预先制定的条件。

4.42. 在装料开始之前,应准备好为试验装卸料机和其他必要的系统或设备的要求和程序。负责装料的人员应事先经过培训和考核。特别是对装卸料机的使用进行恰当的培训,包括在反应堆堆腔和乏燃料贮存水池使用假燃料组件进行的操作。

4.43. 应按照书面程序装载燃料,以保证安全和正确装载。应重点监控中子通量,以便及时发现可能的意外临界。对意外趋近临界的事件,应具有足够的措施来恢复停堆裕度。

4.44. 只有当国家核安全监管机构和营运组织要求的所有必要的运行前试验和役前检查均已完成并且达到的已被营运组织和国家核安全监管部门认可时,才应批准首次装料。

4.45. 首次装料应由正式授权的人员监督(如有必要应持有许可证)初始临界。所有意外事件应立即报告主控室人员。

4.46. 装料程序应酌情要求:定期记录数据;通量增长的音响指示;当插入燃料和(或)执行可能影响堆芯反应性的其他操作时提供中子计数率仪器仪表监视。此外,在装载程序中应有规律地逐步进行次临界检查,以便在后续装载中决定安全装载增量。应根据堆芯的反应性来预测堆芯的行为,以评价次临界裕度。如果实际测量值与预测值有偏差,程序应要求应停止进一步的

装料，直到已分析了试验环境，核实并确认引起偏差的原因，且采取了适当的纠正措施。（附录就装料程序中应包括的细节提供了指导）

4.47. 在装料操作中，每个燃料组件的指定位置应在装载程序或装载图中明确标出，并应在装料操作过程中进行文件记载。在装料结束时，应独立地确认和文件记载每个堆芯元件的位置，并形成文件。

4.48. 在重水反应堆系统，在首次装料后，临界可以通过引入慢化剂来实现，也可以通过在首次装料后有控制地减少慢化剂中溶解的中子吸收剂来实现。应相应规定在本阶段防止意外临界的预防措施。例如，引入的慢化剂应具有足够数量的中子吸收剂（如硼或钆）。

4.49. 装料后，应进行性能试验，以检查冷却剂的流量特性和燃料对部件的影响，以及反应堆控制设备的机械可运行性。在这些试验中应保证足够的次临界度。

初始临界

4.50. 在增加引入（“插入”）反应性以逼近初始临界之前，应满足必要的先决条件（具有合格的人员并准备好安全重要系统），以保证反应堆处于适当的启动状态。应用文件证明已经满足先决条件，反应堆处于适当的启动状态，并且已经得到批准来进行该阶段的调试。

4.51. 在开始逼近临界之前，应保证监控仪器仪表和相关的自动停堆系统可用。

4.52. 应采取措施，保证临界工作安全有序地进行。为此，应连续地监控和评价反应性的变化，以便能连续地核查预期的临界点。在程序中应确定反应性变化的顺序和幅度（这是采用排出吸收体和/或调节慢化剂水位实现的）。如果在启动过程中反应性发生了意外变化，则应立即使反应堆停堆。在查明原因之前，运行人员不应继续进行达临界运行。

4.53. 在逼近临界前应校验启动中子监控仪器仪表，并应得到要求的最低中子计数率，如果需要，可使用堆内中子源。跳堆设定值应减小到与本阶段计划的试验要求相匹配的最低值。

4.54. 在经历了大的次临界倍增之后，达临界的程序要求更加谨慎地逼近临界，这是通过连续地监控中子注量率和预计的临界点以及逐次较小地调节正反应性来实现的。这些操作的目的是避免在较高中子通量变化率（即以短的倍增周期）通过临界点。在达到临界后，应使用保守的中子通量增加速率来达到低功率。应详细记录实现临界的过程。

低功率试验

4.55. 在初始临界和低功率试验阶段，实现了堆芯的首次临界。随后应进行低功率试验，以确认：

- 反应堆堆芯的性能与堆芯设计预期相一致。
- 反应堆堆芯满足在更高功率水平下运行工况。
- 反应堆堆芯冷却剂，反应性控制系统和屏蔽（视情况而定）的特性，以及反应堆物理参数符合堆芯设计预期。

为了进行功率试验，首先应根据低功率平台试验的结果确保反应堆物理参数的测量值或其他参数与安全分析报告中使用的值之间没有重大差异。低功率试验的功率水平应是能够提供可靠和稳定测量结果的最低功率水平，且能够满足执行规定试验所需的条件。如有必要，应提供特殊的启动仪器仪表。

4.56. 根据设计要求，系统流量试验和有一定时间要求的冷态或热态功能试验应在装料后进行。在这些试验中，反应堆保护系统的核通量通道的跳堆限值应设为保守水平。

功率提升试验

4.57. 此调试阶段包括逐步提升至满功率和满功率试验。在每个子阶段，将以指定的功率水平进行一系列试验。典型平台为 10%、25%、50%、75%、90%和 100%满功率，或其他商定的平台。

4.58. 应进行一系列全面的功率试验，以保证电厂能够按照设计要求，安全地运行。应按计划完成证明安全性所必需的试验。这一阶段一般应限于那些只能在功率模式下进行的试验。

4.59. 应在可行的范围内进行试验，以证明电厂在稳态工况或预计运行事件发生期间和之后均按照设计要求运行，包括在适当功率水平下进行的反应堆跳堆和甩负荷试验。

4.60. 应在该阶段结束时进行评审，以确认运行限值和条件是否充分[12]，并识别出调试试验证明的对电厂运行有必要的其他限制。

评审、评价和报告试验结果

评审和评价试验结果

4.61. 每次试验完成后，应对试验结果进行评审，以保证试验按预期进行，并保证试验结果证明了试验系统的性能是符合电厂的设计要求，并且已确定了运行限值和条件。应保证得到了和分析了所有必要的的数据，并且也已完成技术评价和试验报告。评审还应保证能安全地进行后续阶段的试验，并保证核电厂的安全不依赖于未试验的结构、系统或部件。

4.62. 评价过程应保证试验数据的解释由具备技术专长和响应资格的人员进行评审，以确定结构、系统和部件的运行特性和（或）试验过程是令人满意的。试验结果的评价应包括与验收标准的比较、设计裕度可用性的评价以及对试验发现的所有偏差的分析。

评审阶段完成情况

4.63. 在每个阶段结束，批准开始下一阶段之前，该阶段的所有试验结果和机组的总体工况应由调试组和营运组织的代表进行评审。根据国家监管实践，国家核安全监管机构可参与评审和批准阶段试验的结果，并批准开始下一阶段。

4.64. 评审应保证在进入下一阶段前，已准备好下一阶段试验所用的所有系统和专用试验设备，并保证编写好所有有关的管理和控制程序并形成文件。

4.65. 为保证调试计划有序地进行，需做适当的准备，以便能按计划提交阶段性完成及批准文件。为此，在每个阶段的试验过程中，需要适时地进行试验结果的评审和验收。在每个阶段末，应包括开始下一阶段试验的准备工作，并安排一个文件更新的方法（见第 5 部分）。此外，还应与调试计划中

涉及的所有参与者保持密切联系，包括营运组织总部的人员和国家核安全监管机构的人员。

4.66. 当营运组织根据国家核安全监管机构的要求完成评审后，可批准进入下一阶段。

试验报告的批准和发布

4.67. 应在调试活动期间准备和出版文件以记录试验的执行情况，并为推进调试计划提供阶段转换许可证。必要时应获得国家核安全监管机构的批准。

试验结果的报告

4.68. 调试组应向调试计划的相关参与单位报告试验结果。虽然快速评定试验结果编写综述报告可能比较方便，但还应提交一份包含所需全部资料的正式综合报告，包括试验结果的核对和最终评定。这些正式报告应作为档案保留。除单一试验报告外，还应编写阶段试验报告和电厂最终调试报告。

调试过程中偏差的处理

4.69. 在调试期间，可能需要对电厂设计、调试计划或试验进行变更，也可能得到非预计的结果和发生意外事件。营运组织应在其管理系统框架内建立处理这些情况的程序。

改造

4.70. 在提出改造建议时，应考虑到：监管要求、营运组织的规定、提出的改造对其他系统的影响以及对调试计划或单项试验的安全影响。

4.71. 当安全性是一个因素时，应按照参考文献[2]建议对电厂系统和部件进行改造。有关改造的程序应包括设计、安全性重新评定以及实施和试验方法。评定的范围应与所提出改造的安全重要性一致。

4.72. 由于电厂系统或部件的改造，可能需要发布新的程序或更新之前发布的文件。这些程序或文件的变更应按照营运组织管理系统的要求进行。

4.73. 如果需要变更试验的顺序，则应在更改之前进行充分的评审。评审应确保满足所有试验的先决条件，以确保试验安全进行。

4.74. 应适当控制控制不可避免的回影响预期设计配置但的临时改造。应进行充分的评审，以保证安全影响得到充分考虑。

4.75. 有关调试阶段预期电厂改造安排的其他指导见参考文献[2]。

非预计的试验结果和事件

4.76. 尽管遵循了适当的设计、建造、调试程序和工作方法，但调试期间也可能会出现非预计的试验结果或事件。为保证充分考虑此类事件，应采取以下程序：

- (a) 应编写调试文件，其中应酌情说明在试验过程中获得的结果超出规定限值或发生意外事件时应立即采取的措施。
- (b) 应进行评审以解释事件的原因，并决定应采取的纠正措施和预防措施。

5. 调试文件

调试文件管理

5.1. 调试文件对电厂随后的安全运行很重要。因此，调试文件的结构、内容、范围和控制应在营运组织的管理系统中加以明确。

5.2. 调试文件安排应提供以下内容：

- 保证调试活动连续性以及不断升版文件的方法，以便利进行阶段评审；
- 向各相关方提供文件证明设计要求已得到满足，偏差已得到评定，以及已做出适应性修改；
- 向营运组织提供保证调试工作安全进行的文件；
- 需要在电厂的整个寿期内归档可用的记录文件；
- 向国家核安全监管机构保证其要求得到满足的文件。

5.3. 调试文件的准备、评审、批准和控制应与管理系统要求保持一致[9]。所有调试文件，包括最新批准的版本文件、已完成的试验文件和试验报告，都应保存在适当的位置，以便进行控制和存档。

5.4. 应明确文件的准备、安全保管、回收和评审的方法。通过执行文件控制程序以保证向参与调试活动的人员提供已批准的程序。

调试文件的范围和结构

5.5. 调试文件应包括调试组织和管理文件、调试程序和调试报告。

调试管理系统手册

5.6. 调试管理系统手册（调试手册）或规范调试过程的类似文件应构成调试管理组织和文件流程的一部分。调试手册应细化调试的管理结构，以使调试活动得到合理规划和安全执行。

5.7. 调试手册的目的是细化组织结构、管理责任以及试验过程控制，以满足质量要求、既定要求、法定义务和许可证申请的规定。调试手册应细化文件的范围、性质和批准流程，包括调试期间使用的程序和证书。

5.8. 调试手册应为试验计划和执行结构、系统和部件以及电厂设施的试验和证明提供依据，作为营运组织内以及营运组织与其相关承包商之间的一项协调活动。

5.9. 调试手册应适当参考管理系统要求，其中应包括调试过程的下列项目：

- 调试的目的；
- 营运组织的管理方针；
- 各参与单位在电厂调试方面的责任；
- 调试的组织结构；
- 调试管理；
- 调试计划；
- 调试安全；
- 调试试验偏差的变更管理流程；
- 调试文件的准备。

行政程序

5.10. 负责控制现场调试活动的组织应制定程序，以确保调试活动满足了调试计划的规定。这些控制措施通常采取行政程序的形式，其中包括所有行政控制措施和执行调试活动的要求。应在管理系统的框架内做出安排，以确保这些程序在发布前得到评审和批准，并对随后的修订加以控制。

调试计划和调试程序

5.11. 调试文件应包括电厂调试试验的原则和目的等基本信息，以及将在电厂进行的试验的详细信息。此类文件应包含有关电厂系统的设计、功能和预期性能的足够信息，以充分描述系统的特性，以便随后对建议的试验进行规范。这些文件还可包括供应商规范、设计基准和安全分析报告，同时记录国家核安全监管机构要求、许可证和其他相关法规文件的后续变更记录。此类信息还应包括要求的调试证实试验，并应明确说明试验期间所需的、为实现保护和安全要求的任何具体预防措施。试验结果可以作为单一的文件提交，也可以包括在试验程序中。

调试计划和调试计划

5.12. 核电厂机组调试计划是一份文件，概述某一核电厂或整个核电机组的调试计划（过程），说明不同的调试阶段和相关的调试活动，以及该核电厂调试各阶段的总体计划。

5.13. 系统调试计划与一个系统或一组系统有关，或与另一个特定的调试范围有关。每个系统调试计划都简要描述了相关系统在试验阶段应执行所有试验的目标、原则、试验条件和验收标准，包括用于执行试验的文件（试验导则、试验程序）的参考文献、试验执行阶段及其逻辑顺序。

5.14. 阶段调试计划与调试的单一阶段（或子阶段）相关。阶段调试计划规定了开始该阶段的先决条件，以及在装料后对技术规范（或者更通用地说，运行限值和条件）的任何豁免。它给出了在该阶段进行的所有试验和活动的顺序。它还包括要在阶段期间执行的试验程序清单，以及要在阶段期间应用和（或）验证的运行程序和定期试验程序清单。

试验程序

5.15. 所有调试活动应按照批准的书面程序执行。试验程序的编写，包括其核实和批准，应在营运组织的管理系统中规定。评审应反映系统或部件安全性的重要性以及试验的性质。出版的程序应及时发布，以便安全和有效地进行调试。

5.16. 试验程序应经过相关营运组织的全面评审。如有必要，设计单位和国家核安全监管机构也应参与审批过程，特别是评审验收标准的正确性。

5.17. 在调试计划规定试验进度的基础上，应为电厂每个单体试验和系统试验编写试验程序。每个程序都应详细说明试验目标，并应包含试验团队成员执行试验的详细试验步骤。除了详细的试验步骤外，程序还应包含有关安全要求、应急程序、试验数据收集和试验数据验收标准的具体信息。

5.18. 虽然程序的格式可能因电厂而异，但试验程序的内容均应包括但不限于第 5.19—5.32 段中规定的主题。

引言

5.19. 应摘要说明主要试验目的和要论证的安全问题；应确定要试验的系统和指出试验的预期结果。应着重说明所要进行的试验与调试计划主要阶段的关系。

试验目标和方法

5.20. 应规定试验的详细目标和实现这些目标的方法。

运行限值和条件

5.21. 应规定适用的运行限值和条件，包括合适的临时运行限值和条件。还应包括为防止对电厂造成损害而必须遵守的电厂限值和条件。

先决条件和初始条件

5.22. 应规定所有相关系统和部件的状态，及其他可能影响试验系统运行的有关条件（特别是当它们与正常工况不同时）。此信息应合理包括维持所需系统配置必要的预防措施。

试验条件和程序

5.23. 应规定被试验系统具备试验条件的状态，提供详细的试验程序，最好以一步一步的格式给出，包括与期望值一起收集的数据。这应包括系统或相邻系统的任何临时变更或非正常调整，包括由建造组报告中的信息。

验收标准

5.24. 应规定验收标准，特别是与安全有关的标准，并应尽可能作到既是定性的又是定量的（如装料）。应当注明标准的来源。

仪器仪表和专用试验设备清单

5.25. 应规定进行试验所需的专用设备和标定要求。应注意保证这类设备可清楚识别并具有适当的精度。

人员配置、资格和职责

5.26. 必要时应规定完成试验的人员需求、资格要求、职责分配。

特别预防措施/不测事件应对计划

5.27. 应在试验程序中明确描述人员安全和设备防护所需的特殊预防措施。此外，应规定人员安全和设备防护所需的任何特殊防护措施，并根据危害分析制定必要的不测事件的应对预案。

试验完成

5.28. 应作出规定，由负责人员阐明试验已经完成（不考虑试验结果是否令人满意）和系统在试验结束时已恢复正常或预期状态。应单一说明（例如，作为试验程序中的步骤）解除临时变更或非正常在线的解除。

永久记录

5.29. 应提供永久记录所需的信息清单，包括试验中收集的基准数据。

识别、参考目录和分发

5.30. 每份批准的试验程序应具有唯一的标识（如参考编号），包括相关文件的综合参考目录和应接收该程序人员的分发名单。

数据收集和处理

5.31. 试验程序应包括数据和试验结果的表格。试验表格应该有标准化的格式，每个表格都应该由数据收集者签名，同时需要按时间顺序记录（试验数据、日期和时间）。数据采集系统的数据预处理和数据后处理（如有）应经过核实和验证。

不符合项管理

5.32. 试验程序应描述该程序或参考管理系统的相关处理过程，以管理试验结果中发现的不符合项。

记录

试验报告

5.33. 应就试验计划中包括的所有试验结果起草一份报告。应根据管理系统下的流程编写和批准每项试验的正式报告。报告的格式可能不同，但通常应包括：

- (a) 引言；
- (b) 所参照的试验程序；
- (c) 说明试验方法并概述每项试验的目标；
- (d) 说明试验的进行情况，包括机组的初始和最终状态、遇到的实际制约、遇到的问题和为克服这些制约而采取的行动，包括对机组或程序的任何修改；
- (e) 专门试验设备的简要说明；
- (f) 详细的数据表，包括期望值和试验数据曲线图；
- (g) 收集的数据和数据分析的综述；
- (h) 对结果的评定，包括已满足验收标准的说明；
- (i) 结论；
- (j) 标识、参考目录和分发名单。

阶段报告

5.34. 应为每个调试阶段（或子阶段）起草一份总结报告。阶段报告应包含有关试验阶段的基本结果。报告应包括试验期间观察结果的摘要，以及对该

阶段进行的试验（和取得的结果）的适当性的评定，以及对试验计划或机组的任何必要变更的摘要。

调试期间的缺陷和保留项记录

5.35. 调试文件还应包括在整个调试阶段产生的缺陷报告和更新这些缺陷报告。所有试验的保留项如果在试验报告出版前未完成或未关闭的，应当记录到试验报告中。

证书

5.36. 在调试活动进行期间，应根据电厂程序准备和发布在调试期间的试验活动，以报告试验的执行情况，并为继续实施计划提供所需的输入。可以使用不同类型的文件来证明在调试阶段试验或试验组的完成情况。

5.37. 可签发试验证书，以证明试验已按照既定程序完成。可签发阶段完工证书，以证明该调试阶段的所有试验均已圆满完成。阶段完工证书还应该将所有相关的试验证书列成清单。

电厂和系统移交文件

5.38. 应为电厂系统的移交准备和发布文件，以正式证明电厂系统已经安装并按照调试计划的要求进行了试验，并且系统的功能已经达到设计要求和规定。移交证书应作为移交验收包的补充文件。

5.39. 文件的移交是移交过程的一个关键要素。文件应以系统包的形式传输，并在合理的时间内传输，以使电厂人员能够对每个包进行全面评审。这些移交还应取决于在装料后、首次临界、低功率和功率提升时如何分配试验责任。

支持文件

5.40. 调试文件应包括支持调试过程中活动所需的以导则或程序形式展现的支持信息。这类文件的例子是与燃料组件和其他核材料的位置、辐射防护和安全程序的相关记录。在相关情况下，试验程序中未包含的所有试验支持信息以及任何用于评价和判断试验性能的文档均应在试验报告的相应部分引用。

附 录

装 料

A.1. 为了安全地完成反应堆的首次装料，并确保装载过程中不会发生意外临界，应考虑本附录中列出的项目。该清单应详细适用于所有调试阶段。

装料的先决条件

A.2. 应考虑在装料前完成以下各项活动和检查工作：

- 核实设计文件中规定的所有相关系统的配置；
- 燃料组件、反应性控制设备和其他中子吸收体的视察以及燃料的标识（应仔细区分不同类型的燃料和不同等级的富集度，并应记录哪些元件是毒物组件）；
- 应正确地标定、定位（中子源-燃料-探测器的几何位置），包括控制室中的声光警报显示以及仪器仪表对中子源的响应等功能检查来实现核启动仪器仪表的可运行性；
- 按规定正确地放置或移出部件，使安全壳和一回路处于规定的状态；
- 冷却剂和冷却剂循环的状态，如装载程序中规定的流体质量和液位，布置和固定系统和部件以防止其状态发生变化（如阀门、泵和其他设备的锁定）；
- 适合反应性控制装置的可运行性及通过“引入”负反应性使反应堆停堆做好准备；
- 确认反应堆堆芯的反应性状态与技术规格书相一致，并用保守的假设条件和断开动力电源的方法来防止意外地失去（减少）负反应性，以保证停堆裕度。
- 燃料装卸设备的可运行性，包括使用假燃料组件进行燃料装卸设备的现场试验；
- 燃料失效检测系统的可用性；
- 卸载失效燃料并将其单独贮存预先指定位置的能力；

- 防护系统、联锁装置、模式开关、警报器和辐射防护部件处于规定的状态；
- 在装料期间，为控制棒的可运行性，要对相应的功率水平值（约为满功率的 1%）设定高通量跳堆阈值，其他保护通道的警报和跳堆阈值均设为低值；
- 意外临界预防措施的可用性；
- 具备从应急控制室停堆的能力；
- 堆芯冷却系统的应急状态；
- 事故后取样系统的可用性；
- 事故后辐射监控系统的可用性；
- 任何慢化材料的控制和隔离；
- 电厂的清洁状况；
- 燃料装卸人员的组成、任务和在应急事件中所承担的责任；
- 辐射监控仪、核仪器仪表、触发厂房疏散用的手动和自动警报装置和通风控制系统的可运行性；
- 国家核安全监管机构对装料的批准。

试验条件和程序

A.3. 应考虑将下列项目列入装料试验的条件和程序中：

- 燃料装卸，包括防止临界和实物损坏的预防措施；
- 不同类型燃料（不同富集度和“毒物”组件）、控制棒和其他中子吸收器和部件的装载顺序和模式；
- 应有相关的指引，说明在装料期间，随着燃料的不断装载，插入的单一燃料组件引入的反应性价值将逐渐降低；
- 在首次装料期间测量人员辐射剂量的规定；
- 应保存装在堆芯和贮存的燃料库存内的燃料和控制棒库存的详细信息，以及保存好堆芯装载所需记录的详细信息；
- 燃料和部件的正确定位和定向，以及燃料标识的核对；
- 每个燃料单元安装完成后，进行相关控制棒（用于沸水反应堆）的功能试验；

- 监控次临界倍增的核仪器仪表和中子源的要求，包括源或探测器的重新定位方法和重新定位后计数率的归一化的方法（每当进行可能影响堆芯反应性的操作时，最小数量的源量程检测仪必须可用）；
- 通量监控信息（包括计数时间、频率）和规则，必要时，对倍增倒计数绘制曲线，并用至少两个测量通道数据绘制各曲线离散点；
- 关于装料增量的限值，如果合适，可依据这些曲线的外推和保守的解释（见上述注量率监控）以及其他预定的装料增量的限值；
- 预期的次临界增殖特性；
- 在控制棒完全插入堆芯的情况下（如加压重水反应堆），应设置具有适当跳堆阈值的二次系统，以便在首次装料期间进行平衡操作；
- 确认无硼反应堆的最小停堆裕度，进行棒组反应性价值的性能试验；以及在装载期间和完成时的测量频度。（对于含硼反应堆，这需要在与最坏情况的稀释能力相称的频度下确定硼浓度，同时考虑到连接到反应堆冷却剂系统的管道系统）
- 在装料中断期间要采取的修订，特别是与中子通量检测有关的行动；
- 制定辐射防护措施；
- 一种在控制室和装载站之间保持适当通信的方法；
- 装载燃料所需的最低人数；
- 装料人员允许工作时间的规定；
- 建立停止装料的标准，例如出现意外的次临界倍增特性、控制室和装料机之间失去通信、源量程探测器不工作或应急停堆系统不工作时停止装料；
- 为计数率规定计数周期的限值；
- 如果适用，建立减少装料增量的标准（如果由于过度的次临界倍增而减少装料增量，则不会再增加）；
- 制定应急注入燃料毒物（或停堆控制棒组动作的标准）标准；
- 制定反应堆冷却剂水质的限值；

- 建立安全壳撤离标准；
- 燃料损坏时应采取的措施；
- 如果已达到或超过任何规定的限值，在恢复正常装载前，应采取的措施或获得的批准。

参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《核电厂安全：调试和运行》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2 号，国际原子能机构，维也纳（2011 年）。
- [2] 国际原子能机构《核电厂改造》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.3 号，国际原子能机构，维也纳（2001 年）。
- [3] 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）。
- [4] 国际原子能机构《促进安全的政府、法律和监管框架》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 1 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [5] 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 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。
- [6] 国际原子能机构《监管机构对核设施的评审和评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-1.2 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [7] 国际原子能机构《核设施监管视察与监管机构的促进》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-1.3 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [8] 国际原子能机构《核电厂营运组织》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.4 号，国际原子能机构，维也纳（2001 年）。
- [9] 国际原子能机构《设施和活动管理系统》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-R-3 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [10] 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）。
- [11] 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）。

- [12] 国际原子能机构《核电厂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 NS-G-2.2 号，国际原子能机构，维也纳（2000 年）。
- [13] 国际原子能机构《核电厂员工的招聘、资格和培训》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.8 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [14] 国际原子能机构《核电厂维护、监视和在役检查》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.6 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。
- [15] 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、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织，《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 GS-R-2 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。

附 件

典型调试试验清单

引言

A-1. 本附件列出了在制定调试计划时应考虑的典型试验。这些试验清单既不完整，也不适用于所有类型的反应堆。这些试验清单主要基于水反应堆技术；它们只是说明性的而不是详尽的。目前正在设计的反应堆，有的包含许多非能动安全功能，有的系统不包含本文提到的某些部分。显然，这类反应堆的调试将在许多方面有所不同。

运行前试验的先决条件

单一子系统和部件的功能试验

A-2. 要考虑的典型试验如下：

- (a) 阀门：泄漏、开启和关闭时间、阀门行程、位置指示、扭矩和行程限制整定值、差压下的可运行性、安全阀和泄压阀的整定值校正及其功能。
- (b) 电机和发电机：转向、振动、过载保护和短路保护、整定值与满载运行电流之间的裕度、润滑、绝缘、供电电压、相序检查、零线电流、负载下的加速度、在规定的冷态启动和热态启动工况下的温升、相电流，带载能力与时间及负载（发电机）的特性曲线。
- (c) 泵、风机或循环风机：振动、电机负载与时间的关系、轴封或压盖泄漏、密封冷却、流量特性和压力特性、润滑、加速度和惰转试验、失电后自动启动试验。
- (d) 管道和容器：
 - 压力；
 - 密封性、清洁、冲洗；
 - 清除障碍物；
 - 支架调整；
 - 适宜的填料；

- 螺栓预紧扭矩；
 - 绝缘；
 - 充水和排气。
- (e) 仪器仪表和控制：电压、频率、电流、断路器操作、母线切换、跳闸定值、闭锁和允许联锁操作、校准、探头传感线。

运行前试验

反应堆冷却剂系统

A-3. 反应堆冷却剂系统包括所有压力部件，例如压力容器、压力管线、管道、风管、泵和循环风机壳体以及形成反应堆一回路压力边界的阀体，以及相关的泵、阀和仪表。反应堆冷却剂系统的试验包括：

- (a) 系统试验：
- 进行膨胀试验和阻尼试验，以检查容器、管道、风管、管道吊架、压紧支撑或约束装置的间隙和位移的可接受性，如在竣工系统中的抗震保护装置；
 - 与辅助系统同步进行的热态性能和/或冷态试验，包括化学控制方面。
- (b) 部件试验：反应堆冷却剂系统部件的适当试验和测量，包括：
- 稳压器；
 - 泵、相关电机的风扇或循环风机以及电动机；
 - 蒸汽发生器；
 - 卸压阀（以及相关的卸压箱和冷却回路，如果有的话），以及排放管线的支架和阻尼器；
 - 安全阀；
 - 其他阀门；
 - 用于检测系统性能或执行闭锁和允许联锁功能的仪器仪表；
 - 反应堆压力容器和内部构件，包括预应力混凝土钢筋的检查；
 - 喷射泵或内循环泵；
 - 反应堆气体装置。

- (c) 振动试验：反应堆内部构件和其他部件如管道系统、热交换器、蒸汽发生器传热管和转动机械的振动监控。
- (d) 压力边界完整性试验：用于后续在役试验的基准数据。

慢化剂系统

A-4. 慢化剂系统的试验包括：

- (a) 系统试验：慢化剂通道系统的冷态功能试验，包括用于化学调节的气体覆盖系统和辅助系统，以及慢化剂和/或燃料通道对中检查；
- (b) 部件试验：系统部件的适当试验，包括：
 - 气体覆盖的稳压器；
 - 泵、压缩机和电机；
 - 气体复合单元；
 - 泄压装置；
 - 化学试剂注入装置。

反应性控制系统

A-5. 反应性控制系统的试验包括：

- (a) 化学控制系统的试验：
 - 硼酸溶液和慢化剂的适当混合，混合均匀，取样和分析技术、加热器和伴热的可运行性；
 - 仪器仪表、控制、闭锁及警报试验；
 - 容积系统注入和稀释的速率；
 - 系统部件的冗余性、电源独立性和可运行性；
 - 系统部件失电时故障模式的正确性。
- (b) 液态毒物系统的试验：
 - 除盐水系统的可运行性；
 - 慢化剂溶液的混合和取样系统的充分性；
 - 仪器仪表、控制、闭锁及警报试验；
 - 伴热系统的可运行性；
 - 速动阀的可运行性，包括爆破阀的点火试验；

— 冗余和电源独立性。

(c) 控制系统和停堆系统的试验：

- 正常运行和包括冷却要求的停堆能力，；
- 应急停堆时间，并在适用情况下进行摩擦力试验；
- 适当执行系统逻辑中的闭锁性能和其他功能（例如，燃料棒选择、插棒、提棒和落棒功能、顺序控制装置、棒价值最小化）；
- 棒位测量仪器仪表及控制和停堆系统与其他系统的相互影响，如反应堆自动功率控制系统和换料设备。
- 控制棒驱动系统失电后故障模式的正确性；
- 系统警报的正常运行。

反应堆保护系统

A-6. 反应堆保护系统的试验包括：保护通道的响应时间，包括传感器、被测变量与传感器输入之间的相关硬件（如阻尼器）；在逻辑，一次传感器的标定和可运行性、跳堆和警报整定值、禁止、允许和旁路功能的可运行性以及旁路开关的可运行性的所有组合中的运行；与其他系统联动的可运行性、冗余性、符合性、电气独立性和失电时的安全故障；对出现不能自动停堆的预计运行事件时所提供的保护核电厂的任何装置的可运行性。为保护系统完整性采取的任何防御措施（例如钥匙联锁系统或电磁转换器保护）。

功率转换系统

A-7. 功率转换系统包括在正常运行中从反应堆冷却剂系统的边界传递到主凝汽器之间用于将反应堆热能的所有部件，以及用于从主凝汽器返回冷凝水和给水送回整个循环的那些系统和部件。应对下列系统和部件进行系统膨胀、阻尼和可运行性试验及其他适当试验：

- 蒸汽发生器；
- 蒸汽和给水管线；
- 辅助冷却剂系统；
- 蒸汽发生器的卸压阀和安全阀；
- 应急给水泵；
- 汽轮机的截止阀、调节阀、截流阀和旁通阀；

- 给水系统；
- 凝汽器循环水系统；
- 水补给和化学处理系统；
- 蒸汽抽汽系统；
- 主凝汽器热井液位调节系统；
- 给水加热器和排水系统；
- 用于保持凝汽器真空的主凝汽器辅助设备；
- 冷凝器除气系统。

辅助系统和其他附属系统

A-8. 进行了适当的试验，以证明辅助系统和其他附属系统的运行能力，并在适当情况下核实冗余性和电源独立性。以下列表说明了通过试验证明其性能的系统类型：

- 反应堆冷却剂补给系统：在所有运行状态和事故工况下的补给能力。
- 密封水系统。
- 提供密封水和泵冷却水的系统。
- 排气和疏水系统。
- 消防系统，包括火灾探测、警报和灭火系统的手动和自动操作。
- 工业用水和生水系统。
- 供热、供冷和通风系统，包括主控室可居性系统、烟雾和有毒化学物质检测系统、通风关闭装置以及风管密封性和流速、气流方向和室内温度调节系统。
- 压缩气体系统，包括仪器仪表供气系统和其他用于安全相关功能的压缩气体系统。
- 应急冷凝器系统、余热排出系统和紧急停堆后的停闭逻辑系统。
- 反应堆堆芯绝热层冷却系统。
- 反应堆压力容器顶盖冷却系统。
- 屏蔽冷却系统。

- 泄漏检测系统：检测一回路流体通过反应堆冷却剂系统、慢化剂系统和辅助系统或应急冷却系统压力边界泄漏灵敏度和精度，或检测二次冷却剂系统向一次冷却剂系统泄漏的灵敏度和准确度。
- 回路卸压系统。
- 硼回收系统。
- 通信系统：撤离和其他警报的操作，电厂内的公共广播系统，需要从辅助应急控室或辅助控制点停堆所用的通信系统，以及设施应急计划所需的通信系统的可运行性。
- 一回路及二回路冷却系统的化学调节系统。
- 必要时，与乏燃料贮存有关的冷却和加热系统。
- 在负压安全壳中建立和保持负压的设备和调节装置。
- 设备冷却水系统。
- 反应堆冷却剂回路和二回路取样系统。
- 闭式循环冷却水系统。
- 净化和清理系统。

电气系统

A-9. 电厂电气系统包括正常交流配电系统、应急交流配电系统、应急交流电源、直流电源和配电系统：

- (a) 正常交流配电系统试验：保护装置、启动装置、继电器和逻辑装置、断路器、电机控制器、开关柜、变压器、切换和跳闸装置的可运行性，闭锁和允许的联锁、仪器仪表和警报、卸载能力、冗余和电源独立性，在模拟部分和全部失去场外电源的最恶劣工况下的系统整体特性试验，从场内电源切换到场外电源的能力的试验。
- (b) 可靠会流排和有关交流电源：或用最大负载或用最小供电能力加到汇流排上的带载试验。
- (c) 直流系统：
 - 保护装置（包括继电器装置）的标定和跳闸整定、断路器的操作、闭锁和允许联锁操作；

- 蓄电池充电能力、切换装置能力、逆变器能力、用于监控系统可用性的仪器仪表和警报的能力（包括欠压警报和接地检测仪器仪表）；
- 冗余性、电源独立性和系统实际总负载、对每个蓄电池进行满负荷放电试验检查持续运行时间，以及应急照明的充分性。

(d) 应急交流配电系统：

- 保护装置、继电器和逻辑装置、断路器、电动机控制器、开关柜、变压器、切换和跳闸装置的可运行性，闭锁和允许联锁装置、仪器仪表和警报操作、卸载能力、应急能力和重要负载按正确顺序启动的能力，以及模拟事故工况下且满足设计电压和频率的正常（优选）交流电源和/或应急（备用）电源可用时的能力；
- 柴油发电机或同等机器的持续运行时间试验，在可达到的最大和最小设计电压下启动和运行的能力；
- 在切实可行的范围内，对应急或重要负载进行足够时间的试验，以保证达到平衡状态；
- 系统冗余性和电源独立性的核实；
- （如由装有飞轮的电动发电机组）向重要的电厂负载提供不间断电源的负载试验，以证明运行正常。飞轮设计用于向重要的电厂负载提供不间断电源；
- 分别由正常电源和应急电源供电的重要母线的负载试验；
- 检查用于主控制室内监视应急电源系统可用性的指示和警报装置的运行；
- 电厂应急照明系统的充分性。

(e) 应急或备用交流电源：

- 在瞬态、稳态和紧急情况下的冗余性、电源独立性以及适当的电压和频率调节；
- 如用于启动、冷却、加热、通风、润滑和加油的辅助系统性能检查，确保达到平衡状态的试验持续时间；
- 逻辑、跳闸装置的阈值设定的正确性，启动装置的正确运行、闭锁和允许联锁、冗余和电源独立性。

安全壳系统

A-10. 在一次和二次安全壳系统的试验中，应考虑正常运行期间的功能要求，如供暖、通风和空调要求，以及模拟事故工况下的隔离和完整性要求。应特别注意：

- 安全壳整体和部分（气闸门和阀门贯穿件）泄漏率试验和构筑物的超压（或真空）试验；
- 隔离阀和启动逻辑的功能试验；
- 安全壳真空破坏阀试验；
- 安全壳辅助系统的功能试验，如空气净化系统、气体处理和惰性化系统；
- 一次和二次通风系统试验、泄漏收集和排气系统试验以及注水和喷淋系统试验。

放射性废物管理系统

A-11. 放射性废物管理系统的试验包括旨在核实用于处理、贮存和排放（或控制排放）液体、气体和固体放射性废物的结构、系统和部件以及泵、容器罐、调节器、阀门和其他部件（包括自动隔离和保护功能、仪器仪表和警报）的可运行性和其性能的试验，以及旨在核实容器罐体积、容量、滞留时间以及相关仪器仪表的适当操作和校准的系统试验。

燃料贮存和操作系统

A-12. 燃料贮存和操作系统的试验是为了证明根据设计要求用于装载或冷却辐照燃料和装载非辐照燃料的设备和部件的可运行性。其中可包括：

- 乏燃料贮存格架及其衬里的完整性试验或视察；
- 乏燃料设施冷却和净化系统的试验（包括虹吸破坏装置、高辐射警报和低水位警报的试验）；
- 换料设备和燃料提升装置（包括手操工具、动力部件、桥式起重机及吊车）的试验以及保护联锁装置的可运行性；
- 对安全壳装置以及燃料离场路线中的泄漏和通风进行试验；
- 装料机、控制和液压系统以及加压和冷却部件的试验；

- 对贮存设施进行适当的试验或视察，以确保次临界；
- 燃料转运容器的操作试验。

反应堆部件装载系统

A-13. 反应堆部件装载系统的试验包括部件装载、用于移动反应堆部件的吊车（例如，用于换料或反应堆压力容器视察）以及起重机和吊车上的保护联锁。

辐射防护系统

A-14. 对用于监控或测量放射性水平以提供人员辐射防护或控制或限制放射性物质释放的系统和部件进行适当试验包括：

- 工艺试验、流出物排放试验和区域辐射监控试验；
- 人员监控仪和辐射测量仪器仪表的试验；
- 对用于分析或测量放射性水平和活度浓度的实验室设备进行试验；
- 高效空气过滤器、吸附过滤器和滞留床的现场效率试验。

仪器仪表和控制系统

A-15. 仪器仪表和控制系统的试验，涵盖了机组正常运行和为异常工况提供警报以便启动纠正措施并监视事件的仪器仪表的控制功能试验。仪器仪表和控制系统必须进行超设计工作范围试验，而受限的系统失效和故障必须通过仿真进行试验。任何用以确保仪器仪表和控制系统完整性的防御措施也必须经过试验（如电磁转换器保护）。

A-16. 用于试验的仪器仪表参数和典型试验项目的列表（这些项目中的一些可以与控制系统一起试验）通常包括以下内容：

- 稳压器的压力和液位；
- 反应堆压力容器液位；
- 反应堆冷却剂流量；
- 给水控制；
- 反应堆温度和功率的自动控制；

- 二回路主蒸汽压力；
- 反应堆冷却剂系统泄漏探测器；
- 反应堆和一回路诊断系统；
- 触发应急堆芯冷却系统和安全壳喷淋系统的仪器仪表；
- 反应堆控制和专设安全设施的指示装置；
- 用于测量化学参数的设备；
- 反应堆启动仪器仪表；
- 用于辅助控制室或辅助控制点停堆的仪器仪表和控制装置；
- 堆内和堆外中子测量仪器仪表；
- 燃料破损探测；
- 可移动的堆芯探测器；
- 松动部件监控；
- 维持设计压差的压力控制；
- 地震仪器仪表；
- 监控外部和内部水淹情况的探测器；
- 监控假想事故工况的仪器仪表；
- 可燃气体控制系统中使用事故后氢气监控器和分析仪；
- 计算机控制、监控和记录系统。

专设安全设施

A-17. 专设安全设施用于防止或缓解假想事故的后果。由于不同的电厂设计有不同的要求，下面的列表仅用于作为说明：

- 应急堆芯冷却系统和主要的辅助系统或设备的可运行性，即用正常电源或应急电源，在设计规定水泵停转时要求注入的流量和压力；对低压冷却系统过压保护的可运行性；
- 自动降压系统；
- 安全壳事故后余热排出系统、喷淋系统和再循环风机；
- 安全壳内可燃气体的控制系统；
- 冷水注入连锁；
- 应急水源系统；

— 应急给水系统。

A-18. 专设安全设施试验包括：在所有预计运行配置或运行模式下进行满意的性能和响应时间试验；触发设备动作、正确逻辑和定值点；旁路、禁止/许可联锁动作以及能使专设安全设施停止运行或失去运行或丧失功能的设备保护装置的动作。用于保证或支持专设安全设施运行的系统或部件的组合试验，也要使用与这些系统设计功能适用的最少数量的可运行部件进行。这些试验系统包括加热、通风和空调、冷却水和密封水注射以及保护压缩气体源等系统，还包括保护装置如保护专设安全设施防止水淹的密封盖或外罩，或用于防止“水锤”效应和防止可能损害流体系统的装置。

装料、初始临界和低功率试验

装料和初始临界期间的试验

A-19. 在引入反应性逼近初始临界之前，已完成装料的先决条件（详情见第4.39—4.49段和附录）、开盖试验和最后检查，以保证反应堆满足启动工况。下列清单说明了在首次装料期间或之后进行的典型试验和核实的项目：

- 反应性控制棒的提升和下插速度、顺序、棒位指示、保护联锁和线路，在堆芯满载后，反应性控制装置和停堆装置的快速停堆时间（在可行的范围内，试验必须证明反应性控制棒在反应堆冷却剂系统的极端温度和流量范围内的落棒时间）。
- 局部临界试验。
- 反应堆保护系统的试验：停堆定值点、快速停堆断路器及阀门的逻辑和可运行性、手动快速停堆功能。
- 落棒时间测量：测量冷态和热态时在额定循环流量下和无循环流量下每根棒的落棒时间另外对最快速度控制棒和最慢速度控制棒进行附加测量。
- 反应堆冷却剂系统泄漏率试验。
- 慢化剂冷却试验。
- 化学试验：反应堆冷却剂和/或慢化剂系统的水质和硼浓度。

- 进行源量程仪器仪表的标定和中子响应检查，中间量程中子通量测量仪器仪表的标定，以及相关警报和保护功能正常运行的核实。
- 使用堆芯内的机械和电气部件进行监视，包括可移动的堆芯探头（如果已安装）。
- 反应堆冷却剂系统流动试验：核实振动大小，核实通过满装载堆芯和冷却剂系统主要部件时的压差；核实瞬态工况（即泵启动和停止）对管道的影晌和泵各种允许组合方式运行时对管道的影晌；进行断流试验，以测量惯性流量。
- 稳压器有效性的试验（热停堆工况）。
- 振动检查或监视。
- 部分装载和满载堆芯的停堆裕度的核实。

低功率试验

A-20. 在达到初始临界后，按需要进行试验，以核实堆芯、冷却系统、反应性控制系统、反应堆物理参数和屏蔽层的行为和特性是否满足预期要求，并核实反应性系数与安全分析报告中假定相一致。还应进行那些由于反应堆冷却剂系统和主蒸汽系统缺乏足够的热源而在预运行试验阶段未完成的核电厂系统和部件的可运行性证实试验。如果下列各项在预运行时的热态功能试验过程中未完成，则应酌情进行以下试验：

- 粒子和氡活度监控（用于加压重水反应堆）；
- 中子和 γ 辐射巡测；
- 确定源量程和中间量程中子仪器仪表的量程有足够的重叠，核实用于低功率试验范围内的警报和保护功能，并检验冷却剂和屏蔽层温度的变化对探头灵敏度的影响；
- 辐射监控仪：用已知源核实其合适的响应；
- 测量可能是反应堆达临界温度范围和毒物浓度范围内的毒物、慢化剂和/或冷却剂反应性的温度系数；
- 确定控制棒和控制棒组的反应性价值，包括核实控制棒下插极限，以确保有足够的停堆裕度，并符合假想事故的要求（例如价值最大的控制棒卡住而未能插入堆芯）；

- 吸收剂反应性价值的测量；
- 确定初始临界时吸收体浓度和反应性分配；
- 测量正常棒位时的中子注量率分布（这可以在更高的功率下进行，与堆芯通量测量仪器仪表的灵敏度一致）；
- 化学和放射化学测量，证明化学控制系统和所安装的分析 and 警报系统的设计性能，以维持慢化剂、反应堆冷却剂和二回路冷却剂系统的水质在限值范围之内；
- 确定最大当量控制棒的反应性价值；
- 控制棒提升或插入顺序的可运行性，在控制棒提升到某一反应堆功率水平时，那些必须能运行的禁止或闭锁功能的可运行性；
- 调节流体水质的化学试验；
- 临界后的状态配置与设计是否相符；
- 反应堆冷却剂系统泄漏率试验；
- 按预定的标准棒位，核实反应性控制装置的标定（对非标准棒位，要测定控制棒微分反应性价值和积分反应性价值）；
- 反应堆压力容器封头冷却系统的功能试验；
- 一次安全壳通风系统能力的试验：在反应堆冷却剂系统达到额定温度，并且一次安全壳通风系统部件以最少可利用的设计能力运行的条件下，仍能安全壳内的环境参数和重要部件维持在设计限值之内；
- 证明汽动专设安全设施、核电厂汽动辅助设备和功率转换设备的可运行性；
- 核实安全系统管道和部件的移动、振动和膨胀的允许值；
- 在额定温度和压力条件下核实主蒸汽管道和支蒸汽管道的隔离阀和旁通阀的可运行性，包括行程时间；
- 核实主蒸汽隔离阀泄漏控制系统的可运行性；
- 过程控制计算机系统的可运行性；
- 反应堆冷却剂系统中额定温度下控制棒和安全棒的落棒时间；
- 在额定温度下稳压器卸压阀和主蒸汽系统卸压阀的可运行性；
- 余热排出系统或衰变热排出系统的可运行性（包括蒸汽排放阀和汽机旁路阀）；

- 反应堆冷却剂系统的净化、清洁和排气系统的可运行性；
- 测量或检查反应堆压力容器堆内构件和反应堆冷却剂系统部件的振动情况。

功率试验

A-21. 下列清单说明了功率试验阶段性能演示、测量和试验的项目内容：

- 反应堆冷却剂系统的自然循环试验。
- 反应性功率系数或与流量特性相关的功率试验。
- 电厂对设计负载变化的动态响应试验，包括阶跃和线性变化，以及对自动控制系统的响应试验。
- 化学分析（按一定的间隔频率）。
- 化学和放射化学控制系统的功能试验和取样，以核实反应堆冷却剂系统和二回路冷却剂系统的特性是否在规定的限值内。
- 排出物监控系统：取样通过实验室分析来核实标定情况（尽可能早地提升功率，并在某个功率平台重复进行）。
- 工艺流程和排放辐射监控系统：响应的正确性。
- 堆芯特性评价：反应堆功率测量、中子通量和温度仪器仪表标定的核实，在整个允许的功率—流量范围内，用足够的测量和评价来确定中子注量率分布、局部表面热流密度、线性功率密度、偏离泡核沸腾比、径向和轴向功率峰因子、最大局部线性功率密度、最小临界比功率和象限功率倾斜。
- 汽机跳闸试验。
- 发电机主断路器跳闸试验：采用断开发电机出口断路器的方法（模拟自动跳闸），使汽轮发电机经受在电厂运行期间可能遇到的最大可信的超速条件。
- 场外电源断电试验（发电机功率输出超过 10%）。
- 确定屏蔽有效性的辐射测量。
- 不停堆换料试验。
- 落棒试验：检测一根控制棒落棒时仪器仪表监控的有效性和核实有关的自动动作。

- 在单一棒组全部插入或部分插入到调节带以下时，评价中子注量率不对称性及其影响。
- 如果之前未完成该试验，则监控稳态和瞬态运行期间堆内部件的振动。
- 测定最大反应性控制棒的反应性价值。
- 过程计算机的试验：将安全相关的预定值与测量值进行比较，核实控制室计算机或过程计算机的过程变量输入，打印数据和核实计算机执行的性能计算，以及核实所有计算机安全功能。
- 核实核电厂各种瞬变过程引起紧急停堆的停堆时间。
- 安全阀的功能试验：核实稳压器卸压阀、主蒸汽管线卸压阀和大气排汽阀的可运行性、响应时间、整定值和复位压力。
- 核实主蒸汽管道和支蒸汽管道隔离阀的可运行性和响应时间。
- 评价停堆冷却系统的特性，提供反应堆冷却剂系统中排出余热或衰变热而的所有系统和部件，包括凝汽器蒸汽排放阀，大气蒸汽排放阀，凝汽器模式下的余热排出系统，堆芯隔离冷却系统以及辅助给水系统试验，包括所提供的合理保证措施，即保证系统正常启动和运行期间（在超过 25%功率前）不会发生超流量不稳定性（即水锤）。
- 用流量变化进行功率控制的测量并证明流量控制。
- 压力调节器的标定和试验，包括对旁通阀操作的响应。
- 停堆后核实应急冷凝器性能（在高于 25%的功率平台停堆后）。
- 停堆后核实反应堆堆芯隔离冷却系统的性能（在高于 25%的功率下停堆后）。
- 必要时，对反应性控制装置进行标定，并核实重要或基本的电厂控制系统的性能，如平均温度控制器、反应堆自动控制系统、整体控制系统、稳压器控制系统、反应堆冷却剂流量控制系统、主、辅和应急给水控制系统、热井液位控制系统、蒸汽压力控制系统以及反应堆冷却剂补给和排放控制系统。
- 核实控制棒棒栅布置的变化（在运行期间允许棒位变化的最大功率下进行）。

- 在单一和确定的多个跳闸反应堆冷却剂泵或循环器跳闸和/或反应堆冷却剂系统的流量控制阀故障时，检查机组的动态响应和随后稳态情况。
- 给水泵跳闸，备用泵启动。
- 检查控制棒程序装置、控制棒反应性价值最小选择器、提棒闭锁功能、控制棒反插、部分控制棒落棒、“控制棒插入选择”装置的性能。
- 反应性控制系统的运行，包括控制棒、安全棒和毒物添加系统的功能。
- 在电厂稳态工况下运行反应堆冷却剂系统，以确定流量、通过未运行回路或喷射泵的反向流量、堆芯和各支路流量、堆芯和反应堆冷却剂系统各主要部件的差压，以及其他部件的振动水平。
- 测定反应堆冷却剂系统松动部件监控系统的基准数据。
- 确定反应堆冷却剂泄漏检测系统的有效性（如果以前没有证明过）。
- 燃料破损探测系统按预定方式运行。
- 屏蔽和贯穿件冷却系统的性能：维持冷却部件的温度在最小设计冷却需求。
- 用于专设安全设施运行的辅助系统，在运行部件最小设计能力下的性能。
- 气体和液体放射性废物的处理、贮存和排放系统的性能。
- 在同时发生汽轮发电机跳闸和失去场外电源的模拟工况下检查机组动态响应。
- 电厂对包括汽轮机跳闸在内引起的甩空载工况的动态响应试验（如果汽轮机跳闸是由发电机主断路器的所有远程手动或自动跳闸信号直接触发的，比如由一个电气一次信号，而不是由汽轮机超速跳机指令等二次处理信号触发，则该试验可与汽轮机跳闸试验等效）。
- 所有主蒸汽管道隔离阀自动关闭情况下机组的动态响应试验（对于压水反应堆，试验可在较低功率水平下进行，以证明机组对此瞬态工况的正确响应）。

- 适宜时，观察和测量管道和部件的位移、振动和膨胀，以保证对于安全系统是可接受的（在低功率试验中进行的试验无需重复）。
- 试验堆芯和电厂对负载调节引起的快速负载变化的动态响应。
- 核电厂系统控制堆芯氙振荡能力的试验。
- 通风系统和空调系统的性能。
- 机组对于因确定的单一故障或运行人员失误而引起给水加热器隔离或旁路并最严重时可能导致给水温度降低异常工况的动态响应。
- 试验系统、部件和电缆的负载承载能力。
- 远程停堆站的停堆试验。

参与起草和审订人员

Akahori, T.	日本核能安全组织
Bhattacharya, D.	印度原子能监管委员会
Burns, D.	瑞士 Resun AG
Duranton, P.	法国电力公司
Hermansky, J.	斯洛伐克 VUJE 公司
Heroiu, L.	罗马尼亚国家核活动管制委员会
Kearney, M.	国际原子能机构
Korir, I.K.A.	南非核能公司
Lancelot, J.	比利时特克贝尔工程公司
Lipar, M.	国际原子能机构
Madonna, A.	意大利国际热核聚变实验堆咨询公司
Maqbul, N.	巴基斯坦核监管机构
Martynenko, Y.	国际原子能机构
Mateo, G.	法国阿海珐
Nies, J.E.	阿根廷核能公司
Sargeant, W.	英国塞斯维尔 B 核电厂
Sedlacek, M.	斯洛伐克 VUJE 公司
Shang, Y.	中国秦山核电合营有限公司
Stoliarchuk, B.	乌克兰国家核监管委员会
Tezel, H.	加拿大核安全委员会
Tkac, M.	斯洛伐克核监管局
Vaisnys, P.	顾问（立陶宛）



IAEA

国际原子能机构

No. 27

当地订购

国际原子能机构的定价出版物可从下列来源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。联系方式见本列表末尾。

北美

Bernan / Rowman & Littlefield

15250 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, USA

电话: +1 800 462 6420 • 传真: +1 800 338 4550

电子信箱: orders@rowman.com • 网址: www.rowman.com/bernan

世界其他地区

请联系您当地的首选供应商或我们的主要经销商:

Eurospan Group

Gray's Inn House

127 Clerkenwell Road

London EC1R 5DB

United Kingdom

交易订单和查询:

电话: +44 (0) 176 760 4972 • 传真: +44 (0) 176 760 1640

电子信箱: eurospan@turpin-distribution.com

单个订单:

www.eurospanbookstore.com/iaea

欲了解更多信息:

电话: +44 (0) 207 240 0856 • 传真: +44 (0) 207 379 0609

电子信箱: info@eurospangroup.com • 网址: www.eurospangroup.com

定价和未定价出版物的订单均可直接发送至:

Marketing and Sales Unit

International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria

电话: +43 1 2600 22529 或 22530 • 传真: +43 1 26007 22529

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