

核动力厂调试大纲格式和内容

国家核安全局

前 言

根据《中华人民共和国核安全法》(2017)、《核动力厂、研究堆、核燃料循环设施安全许可程序规定》(生态环境部令第8号-2019)第十条、第十一条的规定,国家核安全局为进一步推动执照文件格式和内容的制修订工作,计划开展核动力厂调试大纲、装料前调试报告格式和内容的制订。

核安全法规《核动力厂运行安全规定》(HAF103-2004)及其配套的导则《核电厂调试程序》(HAD103/02-1987)虽然对核动力厂调试大纲提出了相关要求,并给出了落实要求的指导,但缺少规范调试大纲格式和内容的技术文件。在安全许可证审查过程中,营运单位提交的调试大纲格式和内容存在较大差异,编写质量不一,给核安全监管和审评增加了难度。因此,为规范核动力厂调试大纲的编制,特制定本技术文件。

本技术文件的编制主要遵循了《中华人民共和国核安全法》(2017)、《核动力厂、研究堆、核燃料循环设施安全许可程序规定》(生态环境部令第8号-2019)、《核动力厂运行安全规定》(HAF103-2004)、《核电厂调试程序》(HAD103/02-1987)等的相关要求,并结合工程实践和审评经验,同时也参考了国内外相关技术文件。

本技术文件适用于压水堆核动力厂调试大纲的编写,其它堆型核动力厂调试大纲的编写可参考本技术文件。

本技术文件由生态环境部核与辐射安全中心负责编制，期间得到了国家核安全局核电安全监管司的指导和帮助，以及各运营单位的配合，在此表示衷心感谢。由于编制时间仓促，如有不妥或错误之处，请予指正。

目 录

1 引言	7
1.1 概述.....	7
1.2 调试目的和任务.....	7
1.3 调试条件.....	7
1.4 依据和参考文件.....	8
2 调试组织机构、职责和人员资格	8
2.1 调试组织机构及职责.....	8
2.2 调试涉及的各组之间的接口.....	8
2.3 调试人员资格、培训和授权.....	9
3 调试管理	9
3.1 安全管理.....	9
3.2 质量管理.....	9
3.3 计划管理.....	9
3.4 实施管理.....	9
3.5 文件管理.....	9
3.6 物项管理.....	10
3.7 变更管理.....	10
3.8 经验反馈管理.....	10
4 调试的主要阶段和内容	10
4.1 调试阶段划分.....	10
4.2 各阶段的主要试验.....	10
4.3 首堆试验（如有）.....	12
4.4 与运行技术规格书的一致性.....	12
5 调试实施	12
5.1 试验实施过程.....	12

5.2 试验结果评价.....	12
5.3 调试期间偏离的处理.....	12
6 附录	13
附录1 调试活动组织机构图（示例）.....	14
附录2 机组调试逻辑图（示例）.....	15
附录3 调试管理程序（示例）.....	错误！未定义书签。
附录4 典型的压水堆调试试验项目（示例）.....	17
附录5 调试试验概要表（示例）.....	27

1 引言

1.1 概述

本节应描述工程概况（包括核动力厂厂址的地理位置、机组堆型和容量、总体技术特点等），调试活动的责任主体和管理模式，以及编制本大纲的目的和适用范围等。

1.2 调试目的和任务

本节应描述核动力厂通过调试活动验证建造的设施满足设计要求并符合安全要求的目的，包括：

- （1）验证核动力厂满足设计安全要求；
- （2）使运行人员熟悉核动力厂系统和运行特性；
- （3）验证和确认运行规程的有效性；
- （4）收集基准数据，为今后核动力厂运行提供原始的基础资料等。

同时，还应描述为实现调试目的而列出各调试阶段应完成的主要工作任务。

1.3 调试条件

本节应描述调试活动开始应具备的条件，如：

- （1）有关的构筑物、系统和部件已按照设计要求和技術条件安装完毕；
- （2）调试组织机构、职责分工、人力资源、计划和行政管理工
作已做好安排；
- （3）调试人员已经历过培训，符合资格要求并取得授权；
- （4）有关的调试文件已制定并通过审查批准；
- （5）调试所需的备品、备件、工器具、消耗品及临时设施已准备齐全等。

1.4 依据和参考文件

本节应列出本大纲编制所遵循的国内主要法律、法规、标准和参考文件，包括文件名称、版本号、发布日期等。如：

(1) 《中华人民共和国核安全法》(2017)；

(2) 《核动力厂、研究堆、核燃料循环设施安全许可程序规定》(生态环境部令第8号-2019)；

(3) 《核电厂质量保证安全规定》(HAF003-1991)；

(4) 《核动力厂运行安全规定》(HAF103-2004)；

(5) 《核电厂调试程序》(HAD103/02-1987)；

(6) 《初步安全分析报告》(PSAR)等。

本节也可适当描述编制过程中所参考的国外相关技术文件。如：

《Commissioning for Nuclear Power Plants》(核动力厂调试)(IAEA No. SSG-28-2014)、《Initial Test Programs For Water-Cooled Nuclear Power Plants》(水冷核电厂初始试验大纲)(NRC RG1.68-2007)等。

2 调试组织机构、职责和人员资格

2.1 调试组织机构及职责

本节应描述参与调试活动的各单位和部门的组织机构及其具体职责。同时，还应描述营运单位对核动力厂的安全运行负全面责任，以及对主要承包商在调试活动中的管理方式和要求。附录1给出了调试活动组织机构图典型示例。

2.2 调试涉及各组之间的接口

本节应描述移交管理要求和流程，明确建造、调试、运行之间移交的基本原则，以及参与调试活动的各组相互之间的接口关系与

协调机制等。

2.3 调试人员资格、培训和授权

本节应分类描述参与调试活动的重要岗位具体职责和人员资格要求，以及各类调试人员相应的培训和授权规定，包括授权需要参加的培训 and 考核等。

3 调试管理

3.1 安全管理

本节应描述调试期间的安全管理规定，包括各调试阶段转换的控制及其设置的基本原则和方法，事件报送、事故处理和应急等。

3.2 质量管理

本节应描述调试活动的质量控制和监督监查的规定。

3.3 计划管理

本节应描述调试计划制定的原则，调试计划的分级规定，调试活动的逻辑关系、各试验之间的逻辑顺序及现场总体安排等。附录 2 给出了典型的机组调试逻辑图示例，用以表明核动力厂能够合理地、循序地进行调试工作。

3.4 实施管理

本节应描述核动力厂的许可证、隔离、移交、运行规程验证管理等。

3.5 文件管理

本节应描述调试文件分类和管理规定，明确调试文件的分类、收集、分发和归档等的管理流程，以及调试记录的处理、收集、存档和保管等的管理要求。

同时，还应描述调试文件的编制、校核、审核、批准的管理规

定，包括调试大纲、调试试验程序、调试试验报告、阶段总结报告和调试管理程序等。附录 3 给出了调试管理程序示例。

3.6 物项管理

本节应描述调试物资、工器具和仪器仪表等管理规定，明确测量和试验设备控制的基本原则、调试实施过程中系统设备与现场安全的标识管理、场地管理和清洁度控制，以及维护保养责任划分等。

3.7 变更管理

本节应描述设计变更管理、临时控制变更管理、临时设施管理和整定值变更管理等。

3.8 经验反馈管理

本节应描述核动力厂内外部经验反馈的管理制度与流程，包括参考电站及国内外同类型机组经验反馈对调试活动的影响，以及这些经验反馈在调试活动中的应用。

4 调试的主要阶段和内容

4.1 调试阶段划分

本节应描述调试活动的次序安排。调试过程可划分为三个主要阶段：预运行试验阶段，首次装料、首次临界和低功率试验阶段，功率提升试验阶段，且每个阶段又分为几个子阶段。根据核动力厂设计的特点，阶段划分可不同，但须对实际的阶段划分给予明确说明。附录 4 给出了典型的压水堆调试试验项目示例。

4.2 各阶段的主要试验

本节应描述调试活动中各阶段/子阶段的目的、主要的试验项目、以及执行下一阶段试验的条件，并明确列入调试大纲中试验项目的选取原则。附录 5 给出了调试试验概要表示例，包括适用机组、

程序编码、程序名称、试验目的、试验内容和方法概述、验收准则、实施阶段等内容，该附录可分类列出，但应涵盖上述内容。

4.2.1 预运行试验

该阶段主要包括以下子阶段：

1) 冷态性能试验

冷态性能试验阶段是为了得到系统和设备的初始运行数据，与相连系统的运行相容性和验证这些系统的功能。

2) 热态性能试验

热态性能试验阶段必须在冷态性能试验阶段后进行，并应该尽可能模拟核动力厂实际运行条件，包括在典型的温度、压力、流量下的预期运行事件。

4.2.2 首次装料、首次临界和低功率试验

该阶段主要包括以下子阶段：

1) 首次装料和临界前试验

首次装料和临界前试验阶段的目的是按照程序进行装料以保证安全和正确的装载，并在该阶段核实反应堆处于适合启动的状态，满足允许反应堆达临界的先决条件。

2) 首次临界试验

首次临界试验阶段的目的是使反应堆由次临界状态逐步接（逼）近临界，最终达到临界状态、实现反应堆的首次启动。

3) 低功率试验

低功率试验阶段的目的是证实反应堆已具有在较高功率水平下运行的合适条件，并验证堆芯冷却剂、堆芯、反应性控制系统、反应堆物理参数和屏蔽特性等是符合设计要求的。

4.2.3 功率提升试验

功率提升试验阶段的目的是进行各功率平台试验，以验证核动力厂能按照设计要求安全连续地运行；在可行的范围内验证核动力厂在稳定运行工况下和预期的瞬态运行工况下，其性能均符合设计要求。

该阶段主要包括逐级逼近满功率的试验和满功率试验。在每一子阶段，要在规定的功率水平下进行一系列试验，典型的分级为满功率的10%、25%、50%、75%、90%、100%。

4.3 首堆试验（如有）

本节应描述首堆试验的选取原则，并列岀首堆试验项目、试验目的、试验内容、试验方法及验收准则等。

4.4 与运行技术规格书的一致性

本节应描述装料后的调试活动与运行技术规格书的一致性。如岀现与运行技术规格书不一致的例外情况，营运单位应进行安全评价，并根据安全评价结果来制定相应的安全预防措施。

5 调试实施

5.1 试验实施过程

本节应描述试验实施过程中须遵循的相关规定，如：调试试验必须严格按照批准的调试试验程序执行；调试活动的实施流程等。

5.2 试验结果评价

本节应描述调试试验报告和阶段总结报告的编制、校核、批准的规定，包括对数据的收集、处理和评价等。

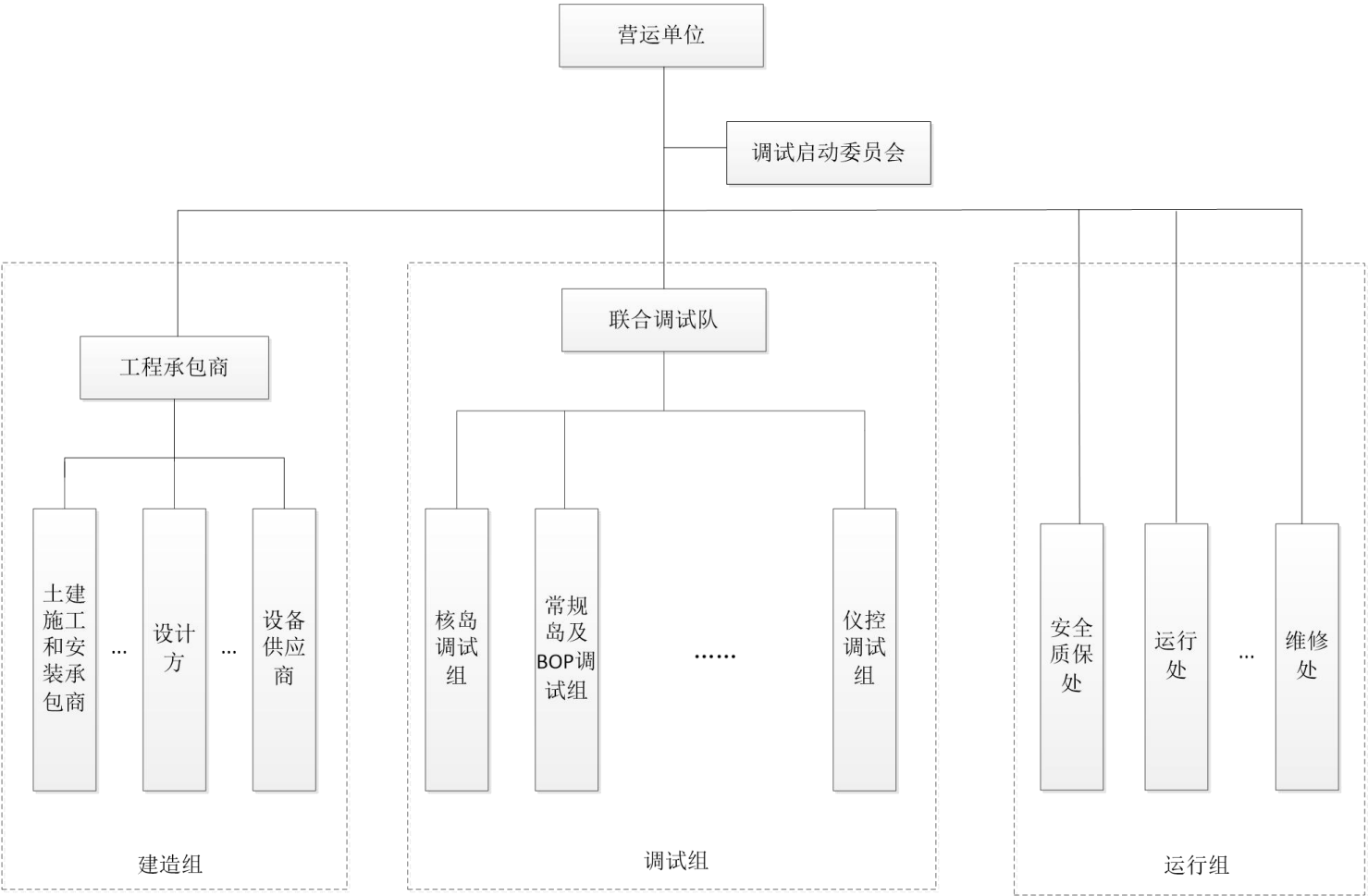
5.3 调试期间偏离的处理

本节应描述调试过程和试验结果发生偏离时的处理方法和流

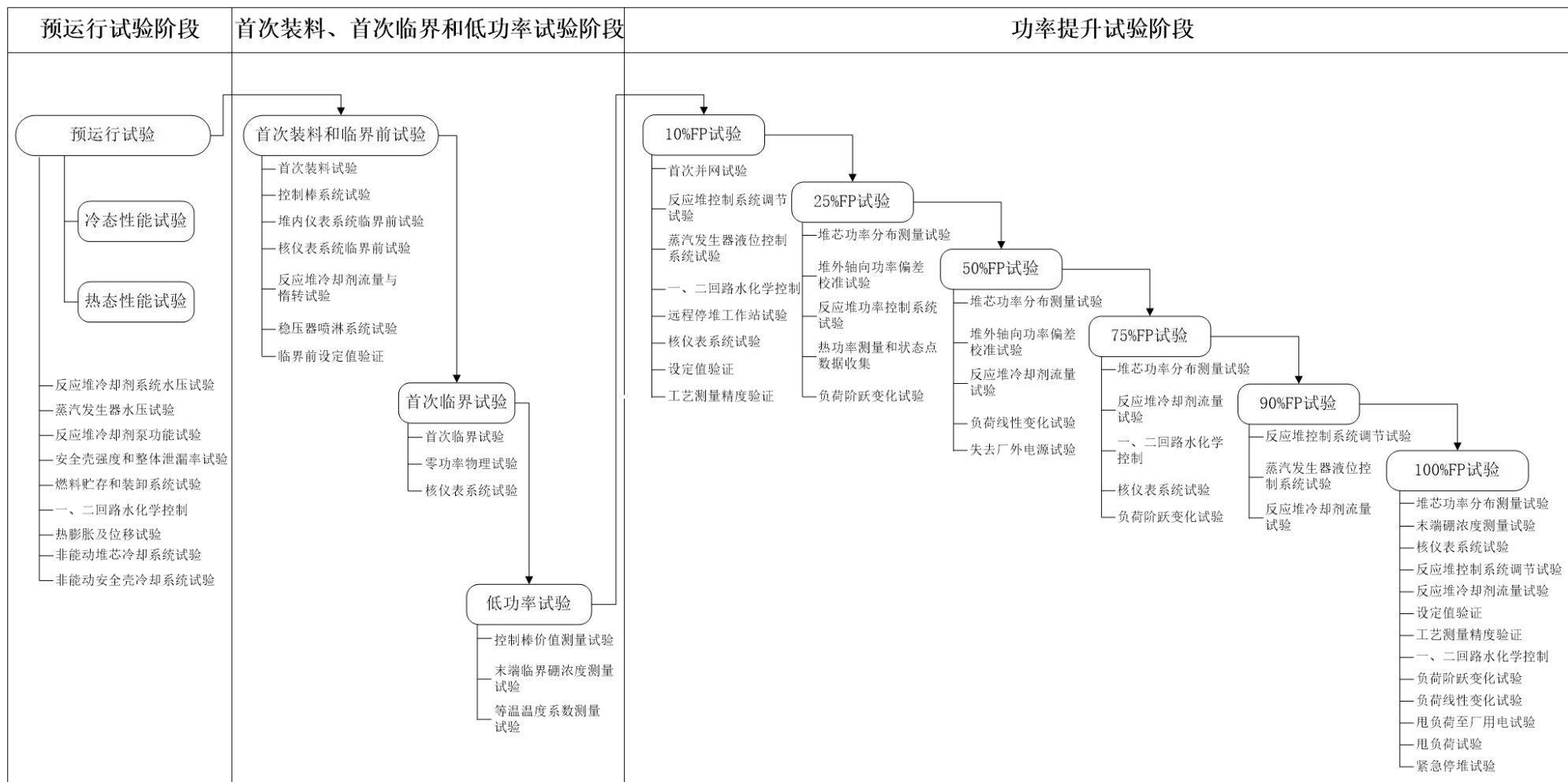
程，包括变更、缺陷、意外的试验结果和情况等。

6 附录

附录 1 调试活动组织机构图（示例）



附录 2 机组调试逻辑图（示例）



附录 3 调试管理程序（示例）

序号	程序编码	程序名称	备注
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			
11			
12			
13			
14			
15			
16			
17			
.....			

附录4 典型的压水堆调试试验项目（示例）

本附录提供了在制订典型压水堆调试大纲时考虑的核安全相关的详细试验项目。所考虑的试验项目既不完全包括也不尽适合各种类型的反应堆，因为特定设计或特定类型反应堆的试验要求是不同的，可能需要一些附加的或不同的试验。

1. 预运行试验

1.1. 反应堆冷却剂系统

包括反应堆冷却剂压力边界内的所有承压部件（如压力容器、管道、泵、阀门）。

- 系统整体试验
- 设备试验，包括反应堆压力容器与内部构件、稳压器及加热器、泵/电机、蒸汽发生器、安全阀/卸压阀/爆破阀、喷淋阀、压力容器顶盖排气阀、卸压罐等
- 控制仪表功能及逻辑联锁试验
- 振动检查，如堆内构件、设备管道、换热器、转动设备等
- 设备和支撑件间隙测量
- 压力边界完整性试验

1.2. 反应性控制系统

1.2.1. 控制棒系统

验证控制棒和控制棒驱动系统正常的运行功能和停堆能力。

- 控制棒驱动机构试验
- 控制棒驱动机构电源系统试验
- 控制棒棒控和棒位指示系统试验

1.2.2. 化学和容积控制系统

验证硼溶液和水合适的混合比，仪器仪表、控制、联锁和警报动作。验证向反应堆冷却剂系统注入速率和一回路的稀释速率。验证冗余性和系统部件的可运行性。

- 设备试验，包括化容泵、阀门、箱罐等
- 一回路补水和喷淋试验
- 硼化、稀释和混合补水模式试验
- 化学和容积控制系统功能试验

1.3. 反应堆保护系统

验证保护通道响应时间。验证所有组合逻辑电路正确动作；主要传感器的校准和可运行性；正确的停堆和报警设置；允许、禁止和旁路功能正确动作；以及旁路开关可运行性。验证冗余性、电气独立性、符合性以及失电时的故障安全性。

- 传感器校准
- 执行器输出试验
- 保护通道响应时间测量试验
- 报警、逻辑和联锁试验
- 通道限值与设定值检查
- 反应堆保护系统功能试验
- 系统设备失电时的正确响应试验

1.4. 余热或衰变热导出系统

验证系统和设计功能的可运行性，包括：异常工况或预期瞬变工况下（包括反应堆停堆），将热量耗散或从反应堆传导到大气或主冷凝器或其他系统中；补充冷却剂，以导出余热，使反应堆冷却到冷停堆工况，并保持长期冷却。

- 设备试验，包括汽轮机旁排阀、大气排放阀/释放阀、安全阀、主蒸汽隔离阀及其旁路阀等
- 衰变热或余热排出系统试验
- 启动或辅助给水系统试验
- 冷凝水储存系统试验
- 应急冷却塔试验

1.5. 动力转换系统

包括在正常运行期间将反应堆热量从反应堆冷却剂系统边界传输到主冷凝器的所有部件，以及将凝结水和给水从主冷凝器送回完成整个循环的系统和部件。

- 主蒸汽系统试验
- 主蒸汽隔离阀、蒸汽发生器卸压阀和安全阀试验
- 汽轮机停机、控制、旁路和截止阀试验
- 蒸汽抽气系统试验
- 主冷凝器热阱水位控制系统试验
- 冷凝真空系统试验
- 给水系统试验
- 给水加热器和疏水系统试验
- 补水和化学处理系统试验

1.6. 废热导出系统

包括用以导出无用或废弃的系统热能（如动力转换和余热排出系统）的系统和部件，并将这些热量导出到环境中。

- 循环水系统试验
- 冷却塔及相关辅助系统试验

- 原水和厂用水冷却系统试验

1.7. 电气系统

验证保护装置、启动装置、继电保护和逻辑装置、切换和停堆装置、允许和闭锁装置、仪器仪表和报警以及甩负载装置的正确运行。验证断路器、电机控制器、开关柜、变压器和电缆的正确运行和承载能力。验证电源系统的可靠性、冗余性、电气独立性以及在瞬态和稳态工况下适当的电压和频率调节。

- 主变、辅变及厂用变压器试验
- 保护装置、切换装置试验及保护与传动试验
- 仪表、报警、逻辑和联锁试验
- 电气设备试验，包括断路器、接触器、继电器、互感器、熔断器等
- 电源切换能力试验
- 柴油发电机及辅助系统性能试验
- 负荷带载试验
- 蓄电池放电能力试验
- 直流配电设备试验，包括 UPS、充电器、逆变器等
- 直流配电系统低电压试验

1.8. 专设安全设施

验证在所有预期的运行工况和运行方式下进行满意的特性试验，触发设备正确逻辑和定值点的动作情况，旁路、禁止/允许联锁的动作情况，以及能使专设安全设施停止或失去功能的设备保护装置的動作情况。

- 1.8.1. 应急堆芯冷却系统，包括热膨胀及位移试验、使用正常和

应急电源的可运行性试验，低压冷却系统超压保护可运行性试验

1.8.2. 自动减压系统，包括安注箱容量、卸压阀及使用备用电源和气动的可运行性试验等

1.8.3. 安全壳事故后热量排出系统，包括喷淋系统、循环风机系统试验

1.8.4. 安全壳可燃气体控制系统

1.8.5. 应急供水系统

1.8.6. 通风、再循环和过滤系统

1.9. 安全壳系统

验证保证安全壳保持正常功能所需的部件、装置和系统的可运行性和性能上与设计的一致性。

- 安全壳强度和整体泄漏率试验
- 安全壳隔离阀功能和关闭时间验证
- 局部泄漏率试验，包括人员闸门、设备闸门、燃料转运通道、贯穿件、膨胀节及安全壳隔离阀等
- 安全壳通风系统试验

1.10. 仪控系统

验证以下功能：控制设备正常运行在设计限值内；为主控室提供信息和报警以监控设备运行状态，并允许在异常工况时采取纠正行动；确保设备运行在设计和许可证限值范围内；允许或支持专设安全设施的正确运行；在假设事故期间及事故后监测和记录重要参数。

- 稳压器压力和液位控制系统试验

- 给水控制系统试验
- 主蒸汽压力控制系统试验
- 反应堆冷却剂泄漏监测系统试验
- 松动部件和振动监测系统试验
- 反应堆温度和功率控制系统试验
- 地震监测系统试验
- 核仪表系统试验
- 堆内核测系统试验
- 消防报警系统试验
- 计算机控制、监测和记录系统试验
- 远程停堆站试验

1.11. 辐射防护系统

验证以下用来监测或测量辐射水平、提供人员防护、控制或限制放射性释放的系统和部件的可运行性和性能上与设计的一致性。

- 过程、临界、污水和区域辐射监测
- 工作人员监测和辐射测量仪器
- 用于分析或测量辐射水平和放射性浓度的实验室设备
- 高效微粒空气过滤器和活性炭吸附器

1.12. 放射性废物处理系统

验证用于放射性废液、废气和固体废物处理、贮存、释放（或控制释放）的系统和设备的可运行性和性能，验证泵、阀门、电气系统、仪控系统及其他设备的可运行性和性能上与设计的一致性。

- 放射性液体废物处理系统试验
- 放射性气体废物处理系统试验

- 固体废物处理系统试验
- 厂址废物处理系统试验

1.13. 燃料贮存和装卸系统

验证装卸或冷却已辐照和未辐照燃料的设备和部件的可运行性和设计一致性。

- 换料水池和乏燃料水池冷却和处理系统试验
- 装换料设备试验
- 燃料运输装置试验
- 燃料转运装置试验

1.14. 辅助系统和其他附属系统试验

验证各辅助系统和附属系统的可操作性。若有必要，需验证多样性和电气独立性。

- 核岛疏水排气系统试验
- 设备冷却水系统试验
- 冷冻水系统试验
- 取样系统试验
- 一、二回路水化学控制
- 消防系统试验
- 压缩空气系统试验
- 通风、冷却和加热系统试验
- 通讯系统试验
- 应急照明系统试验

2. 首次装料和临界前试验

首次装料和临界前试验阶段的目的是按照程序进行装料以保证

安全和正确的装载，并在该阶段核实反应堆处于适合启动的状态，满足反应堆达临界的先决条件。

- 首次装料试验
- 堆内和核仪表系统临界前校验
- 控制棒系统试验，包括棒位指示、驱动机构测试、落棒时间测试等
- 放射性水平测量
- 稳压器喷淋系统试验
- 反应堆冷却剂系统流量测量与惰转试验
- 反应堆保护和控制通道的检查和调整
- 临界前设定值验证

3. 首次临界试验

首次临界试验阶段的目的是使反应堆由次临界状态逐步接（逼）近临界，最终达到临界状态、实现反应堆的首次启动。

- 首次达临界试验
- 零功率物理试验
- 核仪表系统试验

4. 低功率试验

低功率试验阶段的目的是证实反应堆已具有在较高功率水平下运行的合适条件，并验证堆芯冷却剂、堆芯、反应性控制系统、反应堆物理参数和屏蔽特性等是符合预计设计的。

- 低功率物理试验，包括硼和慢化剂温度反应性系数测量、等温温度系数测量、控制棒价值及硼价值测量、通量分布测量、末端临界硼浓度测量等

- 放射性水平测量
- 源量程和中间量程中子检测仪表功能试验
- 工艺流程和排出流放射性监测仪响应试验
- 化学和放射化学试验
- 控制棒提升和插入顺序试验
- 安全壳通风系统功能试验
- 专设安全设施试验
- 主蒸汽隔离阀及其泄漏控制系统试验
- 稳压器和主蒸汽系统卸压阀试验
- 反应堆压力容器内部构件和反应堆冷却剂系统部件振动测量
- 控制系统可运行性验证

5. 功率提升试验

功率提升试验阶段的目的是进行各功率平台试验，以验证核动力厂能按照设计要求安全连续地运行；在可行的范围内验证核动力厂在稳定运行工况下和预期的瞬态运行工况下，其性能均符合设计要求。

- 首次并网试验
- 堆芯功率分布测量试验
- 堆外轴向功率偏差校准试验
- 末端硼浓度测量试验
- 反应堆功率控制系统试验
- 反应堆控制系统调节试验
- 蒸汽发生器液位控制系统试验
- 反应堆冷却剂流量测量试验
- 一、二回路水化学控制

- 远程停堆工作站试验
- 核仪表系统试验
- 设定值验证
- 工艺测量精度验证
- 热功率测量和状态点收集试验
- 负荷阶跃变化试验
- 负荷线性变化试验
- 失去厂外电源试验
- 甩负荷至厂用电试验
- 甩负荷试验
- 紧急停堆试验

6. 首堆试验

首堆试验是针对新设计的反应堆中采用新概念、新设计、新特征的构筑物、系统和部件而进行的全新的、唯一的、独特的或特殊的调试试验。

- 反应堆堆内构件流致振动试验
- 稳压器波动管热分层评估
- 自动降压系统排放试验
- 安全壳内置换料水箱温升试验
- 堆芯补水箱加热再循环试验和排空试验
- 蒸汽发生器自然循环试验
- 控制棒极限失步及模拟弹棒试验
- 负荷跟踪试验
- 非能动余热排出热交换器自然循环试验

附录 5 调试试验概要表（示例）

序号	适用 机组	程序 编码	程序 名称	试验 目的	试验内容和 方法概述	验收准则 ¹	实施 阶段	备注 ²
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
8								
9								
.....								

注：1. 验收准则：可按安全准则、运行准则、设计期望值等分类列出；

2. 备注：特殊情况需要补充说明。