

核安全导则 HAD103/07-2024

核动力厂在役检查

(国家核安全局 2024 年 8 月 12 日批准发布)

国家核安全局

核动力厂在役检查

(2024年8月12日国家核安全局批准发布)

本导则自2024年8月12日起实施

本导则由国家核安全局负责解释

本导则是指导性文件。在实际工作中可以采用不同于本导则规定的方法和方案，但必须证明所采用的方法和方案至少具有与本导则相同的安全水平。

目 录

1 引言	1
1.1 目的	1
1.2 范围	1
2 总体要求	1
3 核动力厂营运单位职责	2
4 设计考虑	3
5 在役检查	5
5.1 范围	5
5.2 检查进度	6
5.3 检验验收标准	7
5.4 补充检验	7
5.5 重复检查	8
5.6 役前检查	9
6 检验结果的评价	10
7 压力试验要求	10
8 修理和更换	11
9 方法和技术、装备及能力验证	12
9.1 方法和技术	12
9.2 装备	13
9.3 无损检验技术能力验证	13
10 管理	14
10.1 检验单位和检验人员	14

10.2 结果验证.....	14
10.3 文件.....	14

1 引言

1.1 目的

本导则是对《核动力厂调试和运行安全规定》(HAF103)有关条款的说明和细化,其目的是给核动力厂在役检查有关活动提供指导,如设计考虑、在役检查、压力试验、修理和更换等。

1.2 范围

本导则适用于陆上固定式核动力厂,规定了核动力厂安全级构筑物、系统和设备的在役检查,以及安全级系统和设备压力试验的相关要求。其他类型或采用革新技术的反应堆可参照本导则执行相关活动,但应根据反应堆类型及特殊的安全要求评价导则适用性。

2 总体要求

2.1 核动力厂运行寿期内,设备可能受到应力、温度、辐照、腐蚀、振动和磨损等多种因素影响,这些影响会引起材料性能劣化,甚至导致缺陷形成和/或扩展。核动力厂在役检查是确保设备结构和承压完整性的重要措施之一。核动力厂营运单位开展在役检查应充分考虑核动力厂设计特点和设计要求,采用合适的在役检查和压力试验规范或标准及经验证的工程实践,符合核安全法规和相关的监管要求。

2.2 核动力厂营运单位应通过编制和执行在役检查大纲对核动力厂在役检查相关活动进行管理。在役检查大纲应包括核动力厂役

前和运行寿期内需进行的检查和压力试验要求，体现定期安全审查、修改活动、运行许可证延续及其他监管活动对核动力厂在役检查提出的监管要求。

2.3 核动力厂在役检查的范围和要求应与被检验和被试验的系统或设备的安全重要性相关联，核动力厂设计中所规定物项的安全等级可作为筛选和确定检查范围的依据。在此基础上，可以采用风险指引型综合决策技术方法优化在役检查范围和要求。基于安全重要性和失效后果严重性，应重点检查反应堆冷却剂系统。

3 核动力厂营运单位职责

3.1 核动力厂营运单位对在役检查和压力试验相关活动负全部责任。这些职责至少包括：

(1) 确认核动力厂与在役检查及压力试验相关的设计和系统及设备的布置，向设计单位反馈不可达情况；

(2) 建立在役检查活动的组织机构；

(3) 编制在役检查大纲及组织实施在役检查，并根据运行经验、核动力厂老化和核安全管理要求，以及安全评估和评价所采用的确定论和/或概率论方法，对大纲有效性和在役检查活动进行定期评估，必要时进行修订；

(4) 制定在役检查策略，确保安全级的构筑物、系统和设备的结构和承压完整性在核动力厂运行寿期内始终符合设计假设和目

标;

(5) 保证在役检查单位资质、检验人员资质及检验能力满足相关管理要求, 审查检验和试验程序;

(6) 监督和保证在役检查活动的有效实施, 对在役检查活动(包括承包商活动)计划、技术和实施质量进行有效管理, 充分研究制订在役检查方案及相关辅助管理程序, 避免在役检查活动对核动力厂正常运行带来不利影响, 并以书面形式明确各方职责;

(7) 对各项检验和试验结果进行分析和评价;

(8) 根据在役检查或压力试验结果, 编制和实施部件修理、更换或修改的详细计划;

(9) 记录所有的检验和试验结果, 提供评价依据, 便于与以后的检验结果比较;

(10) 保管检验、试验、分析和评价的完整记录, 如射线底片、图表、图纸、报告、数据和人员资格证书等。

3.2 核动力厂营运单位应建立核动力厂在役检查经验反馈机制, 收集、筛选、分析和评价国内外核动力厂在役检查经验信息, 根据分析结果提出相应要求, 并将相关信息在本单位各有关部门之间共享。

4 设计考虑

4.1 核动力厂营运单位应要求设计单位根据设备的安全重要性、设计分析结果和潜在失效机理，结合适用的规范或标准及在役检查实践经验反馈，提出在役检查应关注的部位、方法及验收标准等。

4.2 为尽可能保证所有要求的在役检查和压力试验都能顺利进行，设计阶段应充分考虑构筑物、系统和设备的可达性和可检性，具体包括但不限于以下方面：

(1) 为使用要求的方法和技术进行检验，以及相关的人员和装备进出留有足够空间（还应考虑必要时可能采用的其他检验方法所需空间）；

(2) 采用适宜的几何形状和焊缝结构，以适应所需检验方法和技术的要求；

(3) 考虑把人员受到的辐射照射量减少到合理可行尽量低水平；

(4) 为进行必要的检验和试验，考虑如何拆除、存放和恢复结构件、屏蔽部件、保温层及其他设备和部件；

(5) 考虑在必要处安装和支撑装卸机械（如起重机或其他装卸设备），以便于设备、部件和其他材料的拆除、解体、复装和存放；

(6) 考虑反应堆冷却剂系统各个设备和其他接触放射性冷却剂的设备及其在役检查所用装备和工作场所的去污设施，以及相

关在役检查所用装备在现场的存放；

(7) 考虑其他可能存在的问题，包括设备表面的光洁度、杂质或腐蚀产物的积累，以及材料的选择、环境温度等。

4.3 核动力厂营运单位应参与 4.2 节内容的设计审查，对经过设计调整仍无法消除的在役检查不可达或不可检部位，应要求设计单位进行评估论证。

4.4 核动力厂营运单位应要求设计单位提供本章建议的资料，以便于编制在役检查大纲。

5 在役检查

5.1 范围

5.1.1 应结合构筑物、系统和设备的安全等级、设计对部件在役检查的要求、运行经验反馈及监管要求等，确定在役检查范围。构筑物的在役检查范围是指安全壳金属压力边界部分及其整体连接件，系统和设备的在役检查范围根据物项安全重要性重点考虑下列部件：

- (1) 反应堆冷却剂系统中的承压部件；
- (2) 在运行状态和设计基准事故工况下，保证反应堆停堆、冷却核燃料的反应堆冷却剂系统部件及与该系统相连接的系统和设备；
- (3) 其移位或故障可能危及上述系统的其他部件。

5.1.2 对于按照 5.1.1 节规定应进行在役检查的部件，通常需对其进行目视检验、表面检验和体积检验等。此外，必要时应通过压力试验检验承压部件是否存在泄漏。

5.1.3 按照部件安全重要性，有些部件可免除表面和体积检验。可免除上述检验的判定主要基于部件及其连接件的尺寸，或部件与核燃料或外界大气之间的屏障数目。但是，应通过压力试验检验这些部件是否存在泄漏。

5.1.4 为合理安排相似系统和设备在役检查的数量、频度和范围，可根据设计、制造、相似部件或相似系统的数量和运行要求等情况，制定取样检查计划。取样比例应与部件的安全重要性和劣化的速率相适应，样本选择应具有代表性。

5.1.5 根据风险指引型综合决策技术方法优化在役检查范围和要求时，风险评价应满足相关管理要求和技术要求。

5.2 检查进度

5.2.1 核动力厂在役检查应在一定的间隔期内完成，在役检查间隔期的确定应基于保守的假设，以确保影响部件的任何劣化能在导致部件故障前被检出。在役检查进度应确保在核动力厂运行寿期内能够进行重复检查，应参考适用规范并结合失效机理和运行经验确定在役检查间隔，使之与部件的失效概率和特性相适应。可采用均匀或非均匀分布的在役检查间隔，均匀分布的在役检查间隔期可

为几年到十年左右；非均匀分布的在役检查间隔期在核动力厂运行早期可以稍短，后续随着所取得的经验适当延长，但最长一般不超过10年。不管采用何种在役检查进度，在接近核动力厂运行寿期末时，缩短在役检查间隔期是必要的。

5.2.2 在役检查间隔期可划分为若干检查期。在各检查期内，应根据部件、检验类型以及核动力厂正常运行或计划停堆所允许的可达性完成所要求数量的在役检查。这些在役检查可认为是整个在役检查间隔期内所要求全部检验的一部分。

5.3 检验验收标准

5.3.1 实施在役检查前，应确定适用于在役检查所用检验方法的记录阈值和验收标准。

5.3.2 在没有验收标准，或虽有标准但不适用的情况下，应研究制定验收标准，并需要分析论证可接受性。

5.4 补充检验

5.4.1 当取样检查发现缺陷超过验收标准时，应另选若干相同或类似部件（或区域）进行补充检验，所选部件（或区域）的数量不少于初次取样中部件（或区域）的数量。

5.4.2 如5.4.1节补充检验查明仍有超过验收标准的缺陷，所有相同或其余类似部件（或区域）都应按初次取样中的部件或物项所规定的检验范围进行检验。

5.4.3 对于只对基本对称布置的管系中的一条环路或一个分支管路取样检查的情况，当在役检查发现缺陷超过验收标准时，应补充检验第二条环路或分支管路，应按初次取样中的部件或物项所规定的检验范围进行检验。如第二条环路或分支管路的补充检验表明仍有超过验收标准的缺陷，则应对具有相似功能的其余各环路或分支管路进行补充检验。

5.4.4 对于热交换器（如蒸汽发生器）传热管取样检查发现缺陷超过验收标准的情况，应制定专用的补充检验要求。

5.4.5 对于在役检查发现相似系统或设备存在共因缺陷的情况，应在原在役检查计划的基础上调整在役检查要求，如扩大在役检查范围、缩短在役检查期等。

5.5 重复检查

5.5.1 在一个在役检查间隔期内对部件的检验顺序，应尽可能在以后的在役检查间隔期内予以保持。

5.5.2 当在役检查发现部件存在超标缺陷但经评价确认该部件可以继续使用时，则从超标缺陷发现时间起，一个在役检查间隔时长内开展三次检验，并将其作为在役检查大纲检查进度中的一项附加要求。

5.5.3 如果按 5.5.2 节开展的检验表明缺陷基本保持不变，则该部件的在役检查进度可恢复到最初的检查进度。

5.5.4 对于已将缺陷修复的部位，如果不能确认缺陷产生条件已消除，也可参考上述要求开展重复检查。

5.6 役前检查

5.6.1 核动力厂开始首次装料前应进行役前检查，役前检查属于在役检查活动，其提供部件初始状态信息，为后续在役检查结果比较提供基准数据。役前检查所用的检验方法、技术和装备应与计划用于在役检查的相一致，当出现不一致时应进行分析论证。

5.6.2 役前检查至少应包括需进行在役检查的所有检查项目和检查对象。

5.6.3 役前或在役检查范围内，修理过的、更换过的或新增的部件，在其投入运行之前应进行役前检查。

5.6.4 在最终安装后无法进行役前检验的项目，如符合下述条件，可用建造过程中的制造厂检验和现场检验作为役前检查的一部分：

(1) 这类检验和以后在役检查所处条件类似，且计划使用的装备和技术相同；

(2) 在水压（或气压）试验之前进行了检验，接着在试验后又在检查区域的一组样品上作验证性检验，证明没有发生明显变化；

(3) 只属于压力容器类的部件，在水压（或气压）试验后进行了检验；

(4) 制造厂和现场的检验记录应满足役前检查结果报告格式与内容的要求，并作了标识。

6 检验结果的评价

6.1 核动力厂营运单位应对在役检查的检验结果作出评价，以确定是否满足验收标准。

6.2 如果某检验方法发现的缺陷超过验收标准，可补充采用其他无损检验方法和检验技术，以确定缺陷的特征，即缺陷位置、大小、形状和方向，从而确定该部件是否能够继续运行。在选择这些补充方法和技术时，应充分考虑对部件影响的各种情况。

6.3 如果采用力学分析法评价含缺陷部件是否能够继续运行，应分析缺陷区域在各种运行工况下的应力，包括运行状态和事故工况。在此基础上，应选出最恶劣的应力状况进行分析。分析计算方法应符合适用的标准，分析中应考虑无损检验方法对缺陷特征定量的不确定度。

6.4 当评价结论认为部件不能继续使用时，应按第 8 章要求对该部件进行修理或更换。

7 压力试验要求

7.1 系统和设备实施的的压力试验种类包括泄漏试验、水压试验和气压试验。承压系统和设备应经受以下试验：

(1) 机组首次装料前的系统水压或气压试验；

(2) 机组运行后，定期执行的系统或设备的压力试验；

(3) 如果压力试验后，对系统或设备的承压边界开展了修理或更换等活动，应分析相关活动对压力试验有效性的影响，必要时，再次实施压力试验。

7.2 应在系统或设备处于试验压力和试验温度条件下对承压部件进行目视检验，如无法实施目视检验，可采取其他经过验证的检验方法。检验前，应在试验压力和温度条件下保持充分的时间，从而确保可能的泄漏和变形都能被识别。

7.3 如果在上述试验中发现有泄漏（除正常可控泄漏外）和永久变形，应确定泄漏源和永久变形的的位置，并进行必要范围的检查，以确定是否需要采取纠正措施。

7.4 系统压力试验应满足核动力厂承压部件设计、建造或在役检查规范的相关规定。

7.5 水压试验或气压试验相关试验参数的选择应考虑部件的脆断风险。

8 修理和更换

8.1 部件的修理和更换应符合维修有关法规要求，同时还应满足所参考在役检查规范中关于部件修理或更换的要求。

8.2 修理或更换的部件应按本导则的规定重新进行役前检查，重新检查的结果作为后续在役检查结果的比较基准。承压部件在恢复使用前的压力试验应按第7章规定执行。

8.3 当系统或设备需要修改时，应遵循本导则中有关修理和更换的规定执行。

9 方法和技术、装备及能力验证

9.1 方法和技术

9.1.1 在役检查采用的无损检验方法和技术应符合相关法规和标准的要求。无损检验主要分为：目视检验、表面检验和体积检验。可根据检验时可达性、辐射水平和装备自动化程度选择不同的检验技术或程序。检验实施前应确认先决条件满足相应程序要求。

9.1.2 目视检验用于检查部件表面情况和结构变化，如表面的划痕、磨损、裂纹、腐蚀、侵蚀、泄漏迹象和结构变形或移位等。可以使用光学辅助装备，如摄像机、望远镜、反射镜或内窥镜等进行目视检验。

9.1.3 表面检验用于检查部件表面或近表面缺陷。常用的检验方法有磁粉检验、渗透检验和涡流检验。

9.1.4 体积检验用于查明部件表面下缺陷，以及确认缺陷的位置和尺寸。常用的检验方法有射线检验和超声检验。

9.1.5 其他检验方法，如反应堆压力容器底封头或顶盖的声发

射检验和蒸汽发生器传热管的泄漏检验等。

9.1.6 无损检验方法和技术的选择应以技术成熟、结果可靠为前提，可采用其他检验方法或几种检验方法的组合，或采用新开发或先进的无损检验技术。如果采用替代检验方法，应开展必要的技术论证并通过无损检验技术能力验证，证明检验能力不低于原检验方法和技术。检验技术能力主要考虑缺陷检出率、缺陷定位和定量精度等。无损检验新技术在核动力厂在役检查的应用应循序渐进，宜由非核级或核安全等级低的部件逐步过渡至核安全等级高的部件，以积累经验、降低风险。

9.2 装备

9.2.1 应采用符合质量标准及规范要求的装备进行检验和试验。

9.2.2 如使用参考试块，其材料及表面光洁度应与被检部件相同，而且应经受过同样的制造或建造条件（如热处理、加工方式等）。役前检查期间和以后的在役检查期间应尽可能使用同样的参考试块。

9.2.3 构成装备的各种物项及其附件应在使用前进行功能检定、校准或功能校核，应对所有检定或校准记录进行适当标识。核动力厂营运单位应定期核查装备检定或校准的有效性。

9.3 无损检验技术能力验证

9.3.1 在役检查无损检验技术能力验证指对无损检验技术能力（包括装备、程序和人员等）进行的系统评估，以提供可靠的信息，证明能够在实际检验条件下达到所需能力。能力验证通过后，方可开展相应的在役检查活动。

9.3.2 能力验证的实施应满足已发布的核动力厂在役检查无损检验技术能力验证相关要求。

9.3.3 当采用的无损检验技术与经过验证的检验技术存在差异时，应评估对能力验证结果的影响，由此确定是否需要补充验证或重新验证。

10 管理

10.1 检验单位和检验人员

10.1.1 从事核动力厂在役检查的检验单位和检验人员应满足《民用核安全设备监督管理条例》及配套规定的要求。

10.1.2 检验人员应经过培训和授权，确保其能力满足在役检查的需要。

10.2 结果验证

如需要，可对检验和试验结果安排独立验证。从事此项验证工作的人员可由核动力厂营运单位、国家核安全局或其他有关部门指定。

10.3 文件

10.3.1 应参照已发布的技术文件编制在役检查大纲及相关文件的格式和内容。

10.3.2 在役检查大纲和程序的修订必须形成修订说明。

10.3.3 在役检查和压力试验的相关程序、记录、检验结果及相关报告应满足质量保证大纲及相关的管理和技术要求。

10.3.4 每项检验的记录信息应包括但不限于以下内容：

(1) 基本信息：部件标识、检验区域的位置和尺寸、检验技术、检验装备基本信息、试块、灵敏度、检验人员和检验时间等，以便此项检验能重复进行并得到相似的结果；

(2) 检验结果，包括超过记录阈值的全部相关显示以及这些显示的全部信息（例如位置、幅值和尺寸等）；

(3) 原始数据记录载体（例如底片、照片、磁带、光盘、硬盘和图表等）；

(4) 与以前的检验结果和评价的比较；

(5) 检验结果报告及评价；

(6) 受到的辐照剂量。

10.3.5 核动力厂营运单位应在部件寿期内保存下述在役检查相关资料，包括但不限于：

(1) 制造完工报告和竣工图纸；

(2) 在役检查大纲，检验和试验程序；

- (3) 检验和试验原始数据的记录载体和报告;
- (4) 标定记录;
- (5) 验收标准;
- (6) 评价结果。