

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面责任。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。

核安全导则 HAD103/12-2024

# 核动力厂老化管理

(国家核安全局 2024 年 8 月 12 日批准发布)

国家核安全局

# 核动力厂老化管理

(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
2 总的要求 .....	1
3 营运单位职责 .....	3
4 老化管理方法 .....	4
4.1 老化管理方法概述 .....	4
4.2 构筑物、系统和设备范围界定和对象筛选 .....	6
4.3 老化管理审查 .....	7
4.4 时限老化分析 .....	13
4.5 技术过时管理 .....	14
5 老化管理大纲 .....	15
5.1 老化管理大纲的编制 .....	15
5.2 老化管理大纲的实施 .....	17
5.3 老化管理大纲的审查和改进 .....	17
6 全寿期老化管理 .....	18
6.1 概述 .....	18
6.2 设计阶段 .....	18
6.3 制造和建造阶段 .....	19
6.4 调试阶段 .....	20
6.5 运行阶段 .....	20
7 数据收集和记录保存 .....	24
名词解释 .....	26
附录 老化管理数据收集和记录保存内容 .....	28

## 1 引言

1.1 《核动力厂调试和运行安全规定》中对核动力厂构筑物、系统和设备开展老化管理确定了原则，本导则是对该规定中老化管理有关条款的说明。

1.2 本导则的目的是为核动力厂开展有效的老化管理提供指导和建议。

1.3 本导则适用于核动力厂安全重要构筑物、系统和设备（以下简称构筑物、系统和设备）的老化管理，其他核设施的老化管理可参照执行。

## 2 总的要求

2.1 核动力厂营运单位（以下简称营运单位）应对核动力厂构筑物、系统和设备开展主动的（有预见性和有针对性的）老化管理，老化管理应贯穿核动力厂的设计、建造、调试、运行等各个阶段。对构筑物、系统和设备老化的有效管理是确保核动力厂安全、可靠运行的一个重要因素。

2.2 核动力厂老化管理包括实物老化管理和过时管理，过时管理包括知识、法规标准和技术过时管理。本导则仅规定了技术过时管理要求，其他类型的过时管理应参照核动力厂定期安全评价相关要求执行。

2.3 核动力厂老化管理用于确保整个运行期间核动力厂所需安



全功能的可用性，并考虑其随时间和使用过程的变化。这要求既要考虑构筑物、系统和设备实物老化引起的性能劣化，也要考虑构筑物、系统和设备技术过时的影响。

2.4 应持续评估实物老化和技术过时对核动力厂安全的累积效应，并通过定期安全评价或等效的、系统的安全再评价予以评估。

2.5 为维持核动力厂的安全性，应探测构筑物、系统和设备的老化效应，确定老化有关的安全裕度的降低程度，并采取有效措施确保构筑物、系统和设备的完整性及执行所必需的安全功能。

2.6 构筑物、系统和设备的实物老化会增加共因故障的概率，实体屏障和多重部件性能的同时劣化可能导致纵深防御系统中的一个或多个防护层次的损害。因此，在实施构筑物、系统和设备的老化管理筛选中，不考虑构筑物、系统和设备的多重性和多样性。

2.7 有效的老化管理（包括分析所有老化机理）应协调已有的各个大纲和程序，如维修、在役检查、监督、运行、化学等。

2.8 营运单位应根据系统化的老化管理方法编制、实施、审查和改进老化管理大纲。营运单位应根据老化管理大纲建立老化经验、数据收集和记录保存系统。老化管理大纲为营运单位内部文件，营运单位应定期对老化管理大纲的有效性进行审查，以促进老化管理大纲的实施和改进。

2.9 营运单位应在核动力厂运行期间对构筑物、系统和设备的技

术过时进行主动管理，应在构筑物、系统和设备的可靠性和可用性降低到不可接受下限之前解决技术过时问题。

2.10 营运单位建立的老化管理大纲应涵盖技术过时管理，并对其各个环节予以监督，以确保实现技术过时管理的目标，不能因技术过时影响机组的安全运行。

2.11 时限老化分析应论证在假定的运行期限内被分析的老化效应不影响构筑物、系统和设备执行其预定功能。

2.12 营运单位应通过定期安全评价的方式评价核动力厂老化管理的有效性，持续改进老化管理，以维持核动力厂的安全性。

### 3 营运单位职责

3.1 营运单位应确定一个老化管理主责部门，其职责应包括：

- (1) 编制老化管理大纲；
- (2) 协调现有和新编制的老化管理相关大纲；
- (3) 审查和改进老化管理大纲；
- (4) 对老化相关运行经验和研发成果进行系统的跟踪和调研，并评价这些经验和成果能否应用于本核动力厂；
- (5) 指导跨学科老化管理小组（包括常设的或专项的）处理复杂的老化问题；
- (6) 与技术支持单位进行协调；
- (7) 确定相关的培训需求；

(8) 开展定期的老化管理自我评估;

(9) 跟踪老化管理大纲相关活动的落实情况, 负责老化数据的收集和保存。

3.2 营运单位可通过技术单位支持以解决复杂的老化问题, 例如状态评估、研究、标准制定等。

3.3 营运单位运行、维修和设备管理等老化管理相关部门应负责实施核动力厂具体的老化管理大纲, 并负责向老化管理主责部门报告老化失效事件及老化评估结果。

3.4 营运单位应为老化管理相关部门人员提供构筑物、系统和设备老化方面的培训, 以使他们能充分了解老化管理, 并有效推动老化管理工作。

## **4 老化管理方法**

### **4.1 老化管理方法概述**

4.1.1 在构筑物、系统和设备整个使用寿命内进行有效的老化管理, 要求采用系统化的老化管理方法协调所有相关的大纲和活动, 包括认知、检测、监测、预防或缓解核动力厂构筑物构件和设备部件的老化效应。该方法包括计划、实施、检查和行动等活动。

4.1.2 开展有效老化管理的关键是对构筑物、系统和设备老化的认知。老化的认知应基于以下知识:

(1) 安全基准和对安全基准的更新 (包括适用的规范和标准);

(2) 构筑物、系统和设备的安全功能和其他预定功能;

(3) 设计和制造信息: 包括设计参数、材料类别、材料性能、制造工艺、残余应力等, 具体服役条件、制造中的检查、检验和试验的结果;

(4) 设备鉴定(适用时);

(5) 构筑物、系统和设备在延期建造期间所处的环境, 可能为其带来老化效应;

(6) 构筑物、系统和设备在运行期间所处的环境(包括温度、湿度、水化学参数、中子或伽马辐射剂量等);

(7) 构筑物、系统 and 设备的运行和维修历史(包括调试、维修、修改和监督等);

(8) 核动力厂通用运行经验和特有运行经验;

(9) 材料老化相关的研究成果;

(10) 状态监测、检查和维修中收集的数据以及这些数据的趋势。

4.1.3 计划活动是指准备、协调和改进与老化管理有关的现有大纲和活动, 并在需要时编制新的大纲。

4.1.4 实施活动是指通过严格按照运行规程、运行限值和条件使用构筑物或设备, 采用现有管理大纲来预防或缓解构筑物、系统和设备的老化效应, 从而使其预期的性能劣化减至最小。

4.1.5 检查活动是指通过对构筑物或设备实施有效的检测和监测，及时探测、表征和分析其显著的老化效应及机理，并对所观测到的老化效应做出评估，以便确定所需行动活动的方法和措施。

4.1.6 行动活动是指通过适当的维修和设计修改，包括构筑物或设备的修理和更换，及时缓解和纠正构筑物或设备的性能劣化，并制定进一步的预防或缓解行动。

4.1.7 通过计划、实施、检查和行动等活动，并基于相关的运行经验反馈、研发成果以及老化管理自我评估和同行评议的结果，可以对构筑物或设备的老化管理大纲进行持续的改进，以应对出现的老化问题。

## **4.2 构筑物、系统和设备范围界定和对象筛选**

4.2.1 营运单位应开展范围界定和对象筛选，以识别需要开展老化管理的构筑物、系统和设备。老化管理范围界定后，营运单位应在老化管理范围内开展构筑物构件和设备部件的对象筛选。

4.2.2 营运单位应在开展范围界定和对象筛选之前建立核动力厂所有构筑物、系统和设备的清单或存储构筑物、系统和设备信息的数据库。

4.2.3 老化管理范围应包括以下构筑物、系统和设备：

(1) 核动力厂最终安全分析报告中所描述的执行控制反应性、排出堆芯热量，以及包容放射性物质和控制运行排放，限制事故释

放等基本安全功能的构筑物、系统和设备；

(2) 其故障可能影响上述构筑物、系统和设备执行安全功能的核动力厂其他构筑物、系统和设备；

(3) 核动力厂最终安全分析报告中所描述的防火设计、火灾探测和灭火系统；

(4) 核动力厂最终安全分析报告中所描述的设计扩展工况的预防或缓解设施；

(5) 未纳入核动力厂最终安全分析报告，但经国家核安全局批准或国家核安全局所要求的改进项中涉及上述范围的构筑物、系统和设备。

4.2.4 营运单位应对老化管理范围内的构筑物、系统和设备，建立清晰的范围边界。

4.2.5 营运单位应实施现场踏勘并核实老化管理范围内的构筑物、系统和设备清单的完整性。

4.2.6 营运单位应确定老化管理范围界定和对象筛选的方法、流程，给出记录和结果，并形成文件。

## **4.3 老化管理审查**

### **4.3.1 审查方法**

4.3.1.1 营运单位应对筛选结果的每一个构筑物构件、设备部件或构件和部件的组合进行相应的老化管理审查，能动部件的老化可

通过定期试验、维修等措施进行管理，以证明其老化效应得到充分有效管理，不影响其执行所必需的安全功能。

4.3.1.2 营运单位应在老化管理审查中系统评价已发生或者潜在的老化效应及机理。该评价应包括老化效应对构筑物构件和设备部件执行预定功能能力的影响评估，并考虑构筑物构件和设备部件的当前状态。

4.3.1.3 老化管理审查应包括以下内容：

(1) 基于对老化的认知（例如设计基准、材料、环境和老化诱因），识别老化效应和老化机理；

(2) 确定适用的老化管理大纲；

(3) 评估构筑物或设备的实际状态；

(4) 编制老化管理审查报告，论证营运单位对老化效应和老化机理管理的有效性。

### **4.3.2 识别老化效应和老化机理**

4.3.2.1 营运单位应基于对老化的认知，识别筛选范围内的所有构筑物构件和设备部件的老化效应及机理。对老化的认知应基于：

(1) 安全分析报告中构筑物、系统和设备的设计基准和设计文件，包括安全功能以及适用的法规、标准和规范；

(2) 构筑物、系统和设备的材料性能及可能影响老化和服役条件的制造工艺；

(3) 构筑物、系统和设备的运行和维护历史，包括调试、运行瞬态和事件、功率提升、修改和更换等；

(4) 构筑物和设备的应力信息（包括构筑物和设备承受的荷载以及其内、外部环境条件）；

(5) 在役检查和监督的结果；

(6) 运行经验、研究成果；

(7) 可用的现场踏勘、检查和状态评估的结果；

(8) 时限老化分析评估的结果。

4.3.2.2 对构筑物构件和设备部件的老化认知应涵盖材料、环境、影响因素、关注的老化机理、老化部位。

4.3.2.3 构筑物构件和设备部件的老化效应及机理识别过程应考虑老化效应和老化机理特征（例如影响老化发生和老化速率的环境条件）对其执行预定功能的影响。

### **4.3.3 确定适用的老化管理大纲**

4.3.3.1 营运单位应确定适用于筛选范围内的构筑物构件和设备部件检测、监测、预防或缓解老化效应及机理的方法。

4.3.3.2 营运单位应按照表1中所列10项基本内容，对现有老化管理大纲和其他大纲（如维修大纲、在役检查大纲等）进行评估，以明确其是否能有效检测、监测、预防或缓解其管理范围内构筑物构件和设备部件的老化效应及机理，并根据评估结果改进现有老化管



理大纲或编制新的老化管理大纲。

表 1 有效的老化管理大纲的基本内容

序号	基本内容	内容描述
1	老化管理的范围	老化管理大纲/活动的范围必须包括老化管理范围内的所有构筑物构件和设备部件。
2	预防性措施	对老化起到预防或缓解作用的措施。
3	检测、监测参数	是指与特定构筑物构件和设备部件预定功能损失有关的参数。
4	老化效应的探测	必须在构筑物构件和设备部件的预定功能损失之前对老化效应进行检查。此内容必须包括有效的老化效应的检查（如目视检测、超声检测、表面检测）、试验和监测方法、检查方法应明确检查频率、检查范围、数据收集，以及为保证老化效应得到及时检查的新增检查或一次性检查的时机和频率。
5	监测与趋势分析	此内容要求必须对老化趋势进行监测，提供趋势预测结果并给出纠正和缓解措施。
6	验收准则	验收准则必须确保在整个运行期间的各种设计工况条件下，核动力厂能维持各设备的预定功能并满足当前安全基准的要求。
7	纠正性措施	要求及时分析确认老化效应发生的根本原因，采取合适的纠正行动，防止这种老化效应再次发生。

序号	基本内容	内容描述
8	确认过程	应对确认过程加以说明。确认过程应确保有充分预防措施，且已实施了适当有效的纠正措施。应定期检验预防大纲和缓解大纲的有效性。如有必要采取纠正措施，应采取后续行动确保纠正措施已经完成，并需确认根本原因，预防类似情况再次发生。
9	质量控制	要求管理控制能提供正式的审查批准流程。
10	运行经验	老化管理的运行经验，包括在历史运行过程中对老化管理大纲进行优化完善的各种实践活动、或运行过程中新增的各种老化管理大纲、或其他的老化管理实践，而这些运行经验将为证明老化效应是否得到有效的控制以保障核动力厂在整个运行期间内其预定功能得到维持这一结论提供足够的证据。

#### 4.3.4 实际状态评估

4.3.4.1 为了确保老化管理的有效性，对筛选进入老化管理范围内的构筑物构件和设备部件都应评估其实际状态。

4.3.4.2 实际状态的评估应基于以下方面：

(1) 构筑物构件和设备部件当前的性能和状态，包括对所有老化相关失效或材料性能显著老化迹象的评估；

(2) 构筑物构件和设备部件的运行、维修和工程设计数据，包括相应的验收准则；

(3) 对构筑物构件和设备部件的未来性能、老化和使用寿命做出的预测，包括预测老化趋势的理论分析模型和经验模型；

(4) 老化效应的检测、监测和状态评估结果。

#### **4.3.5 老化管理审查报告**

4.3.5.1 营运单位应根据老化管理审查的结果编制报告，报告应涵盖老化管理审查方法、过程和结果，包括：

(1) 确定老化管理审查所采用的论证方法；

(2) 识别需要开展老化管理审查的构筑物构件和设备部件清单，以及其预定功能；

(3) 需要管理的老化效应和老化机理，检测、监测、预防或缓解老化效应的措施；

(4) 对管理每一个构筑物构件、设备部件或构件和部件组合的老化效应及机理的具体大纲和活动进行老化管理审查，并在需要时改进现有老化管理大纲或编制新的老化管理大纲；

(5) 考虑到构筑物构件和设备部件当前状态，评估大纲和活动如何对老化效应及机理进行有效管理；

(6) 评估部分关键设备的性能、老化效应和服役寿命；

(7) 老化管理审查的结果应用于运行、维修和设计，并确定后续改进措施以及实施计划。

4.3.5.2 老化管理审查应合理参考外部经验反馈，并根据核动力

厂的特性、运行和维修历史以及业内研究成果等方面论证外部经验反馈是否适用。

#### **4.4 时限老化分析**

4.4.1 营运单位应筛选老化管理范围内需要开展时限老化分析的物项清单，以确定老化管理中需要进一步分析的构筑物、系统和设备。

4.4.2 营运单位应按照如下原则确定开展时限老化分析的对象：

- (1) 在老化管理范围内的构筑物、系统和设备；
- (2) 考虑老化效应；
- (3) 根据当前运行许可期限确定的时限假定；
- (4) 确定与核动力厂安全决策相关的分析；
- (5) 对构筑物、系统和设备执行其预定功能能力提供结论或为支撑相关结论提供依据；
- (6) 时限老化分析的评价结果被当前安全基准所包含或引用。

4.4.3 营运单位应对需要进行时限老化分析的构筑物、系统和设备开展时限老化分析有效性评价，证明在运行许可证有效期内至少满足以下一项准则：

- (1) 原分析仍然有效；
- (2) 重新分析可以覆盖到机组运行许可证有效期末；
- (3) 在机组运行许可证有效期限内能够充分地管理老化对预定

功能的影响。

4.4.4 如果时限老化分析有效性评价不满足4.4.3的准则，则应实施纠正行动。基于具体的分析，纠正行动应包括：

- (1) 改进分析以消除过度保守；
- (2) 在运行、维修或老化管理大纲中实施进一步的行动；
- (3) 构筑物和设备的改进、维修或更换；
- (4) 增加辅助监测手段。

4.4.5 营运单位应开展瞬态管理，记录和统计设计假定荷载循环瞬态次数的实际使用情况，评估反应堆冷却剂系统设备疲劳时限老化分析有效性。

4.4.6 营运单位应根据反应堆压力容器辐照监督大纲的要求按计划提取辐照监督试样，以验证原设计中使用的辐照影响预测分析的有效性，并开展时限老化分析，以评估反应堆压力容器的预期使用寿命。

4.4.7 其他涉及老化效应的计算和分析包括但不限于：材料损失、尺寸变化、材料性能变化、韧性降低、预应力损失、沉降、开裂和介电损耗。

## **4.5 技术过时管理**

4.5.1 营运单位应对技术过时管理进行系统的评价，处理所有已确定的技术过时问题并持续改进。

4.5.2 营运单位应开展以下活动来识别存在技术过时问题的构筑物、系统和设备：

- (1) 收集构筑物和设备相关数据；
- (2) 明确制造商是否仍能提供需更换的设备和备件。

4.5.3 营运单位应开展技术过时管理方面的培训，以使工作人员了解技术过时管理。

4.5.4 营运单位应实施技术过时管理程序，以确保提供：

- (1) 构筑物、系统和设备维修及更换所需的完整而准确的支持性文件；
- (2) 所需的技术支持；
- (3) 足够的备品备件。

## 5 老化管理大纲

### 5.1 老化管理大纲的编制

5.1.1 营运单位应根据系统化的老化管理方法编制、实施、审查和改进老化管理大纲，从而确保构筑物、系统和设备在其运行期间能够执行所必需的安全功能。

5.1.2 老化管理大纲包括以下四种类型：

- (1) 预防性大纲，防止老化效应的发生；
- (2) 缓解性大纲，控制和减缓老化效应；
- (3) 状态监测类大纲，老化效应的监测/检查大纲，或构筑物和

设备性能测试试验的监督大纲；

(4) 性能监测类大纲，测试构筑物和设备执行其预定功能的能力。

5.1.3 老化管理大纲如果涉及到对某一特定构筑物和设备进行取样检查，则该大纲应对取样检查的方法和范围进行说明和分析。

5.1.4 营运单位应基于老化管理审查的结果改进现有老化管理大纲或编制新的老化管理大纲，老化管理大纲应具有表1中所列的基本内容。

5.1.5 可将工程设计评价作为编制老化管理大纲的依据。工程设计评价中应考虑适用的设计基准和监管要求，以及材料特性、服役条件、影响因素、老化部位及构筑物构件和设备部件的老化效应及机理等方面的信息；还需考虑适当的指标以及有关老化的定性或定量分析模型，为老化管理大纲制定适用的老化效应检查和监测验收准则，以便在构筑物和设备的预定功能丧失之前采取行动，在验收准则中应考虑足够的安全裕度。

5.1.6 在编制老化管理大纲时，营运单位应确定：

(1) 有效和适当的老化管理活动和实践，以便能及时探测并缓解构筑物构件和设备部件的老化效应；

(2) 老化管理大纲的有效性评价方法。

5.1.7 每一个老化管理大纲应确定一个汇总表。汇总表应对老化

管理要求进行汇总，包括材料特性、老化部位、影响因素和环境、老化效应及机理、缓解措施、检测和监测要求及方法和验收准则等。

## **5.2 老化管理大纲的实施**

5.2.1 营运单位负责老化管理大纲和老化管理活动的实施，并解决潜在的问题。

5.2.2 营运单位应在运行阶段实施一种或多种类型的大纲对老化效应进行管理。

5.2.3 营运单位应根据需要编制老化管理大纲的实施程序，对预防或缓解活动、监测和检查活动、评估活动、验收准则、纠正行动进行说明。

5.2.4 在实施老化管理大纲时，营运单位应定期评价构筑物构件和设备部件的状态及老化管理大纲的有效性。

5.2.5 营运单位应收集、记录老化管理的相关数据，以确定老化管理活动的类型和时机。

## **5.3 老化管理大纲的审查和改进**

5.3.1 营运单位应根据系统化的老化管理方法对老化管理大纲进行审查和改进。

5.3.2 营运单位应根据当前知识定期对老化管理大纲的有效性进行审查，并适时改进和调整。当前相关知识包括构筑物和设备的运行信息、监督和维修历史、研发成果和通用的运行经验等。



5.3.3 营运单位应收集和记录最新实施的老化管理大纲的数据和信息，并在定期安全评价中分析及提交。

5.3.4 营运单位应说明核动力厂现有老化管理大纲的改进要求以及编制新的老化管理大纲的要求，并记录发生的纠正行动或改进项。

## **6 全寿期老化管理**

### **6.1 概述**

6.1.1 营运单位应在核动力厂构筑物、系统和设备寿期内各个阶段实施有效的老化管理。

6.1.2 营运单位应制定主动的老化管理策略，并考虑其他核动力厂出现的老化问题。

### **6.2 设计阶段**

6.2.1 营运单位应考虑构筑物、系统和设备的设计输入，包括运行状态和事故工况下需要鉴定的设备及设备功能。

6.2.2 营运单位应考虑运行状态和事故工况下的环境条件，说明维持构筑物、系统和设备所处环境在规定的服役条件内的总原则（通风位置、高温构筑物、系统和设备的隔热、辐射屏蔽、减震、防水淹、电缆走向的选择等）。

6.2.3 营运单位应考虑构筑物构件和设备部件可能的老化机理，采用具有抗老化的材料。

6.2.4 营运单位应考虑构筑物、系统和设备性能劣化的检测、监测、预防或缓解措施，并基于构筑物构件和设备部件可达性，考虑是否需要材料监测大纲，以便监测材料的老化。

6.2.5 营运单位应考虑适当的材料监测和取样大纲，以应对可能影响构筑物、系统和设备执行其安全功能的老化。

6.2.6 营运单位应考虑适当的在线监测措施来提供预警信息，尤其是在老化将导致构筑物、系统和设备失效或失效将造成严重后果的部位。

6.2.7 营运单位应考虑核动力厂相关老化经验和行业研究成果，优化构筑物构件和设备部件的材料、结构和环境条件，从设计上预防或缓解老化。

### **6.3 制造和建造阶段**

6.3.1 营运单位应将构筑物、系统和设备的老化及可能的预防或缓解措施等相关信息提供给构筑物建造商和设备制造商，以使得这些信息在制造和建造过程中得到适当应用，并对材料成分、性能、制造工艺及不符合项等相关数据进行收集和记录。

6.3.2 营运单位应在设备的运输和储存过程中识别潜在的老化效应，并采取适当的预防或缓解措施。

6.3.3 营运单位应按设计文件要求编制和实施监测大纲，并安放所需的监督试样。

6.3.4 如果核动力厂延期建造，营运单位应识别并记录可能影响构筑物、系统和设备实际状态的老化信息，必要时应编制和实施相应的老化管理大纲。

## **6.4 调试阶段**

6.4.1 营运单位应测量和记录构筑物、系统和设备老化管理相关的基准数据，包括核动力厂的每个关键部位的实际环境条件的分布情况，以确保与设计的一致性。

6.4.2 营运单位应确定所有可能影响老化的参数，重点关注温度和辐射剂量率热点的识别，以及振动水平的测量，以便在调试期间出现不合理状况时采取相应的老化管理措施。

6.4.3 营运单位应结合调试试验和结果，对构筑物、系统和设备出现老化的情况进行分析，并采取相应的老化管理措施。

## **6.5 运行阶段**

6.5.1 营运单位应在核动力厂运行过程中运用系统化的老化管理方法，使用该套老化管理方法为选择的每一个构筑物构件、设备部件或构件和部件的组合制定适当的老化管理大纲。

6.5.2 营运单位应考虑影响老化管理大纲的因素：

(1) 核动力厂营运单位管理层应对系统化的老化管理大纲提供支持 and 资源；

(2) 应在充分认知和准确预测构筑物构件和设备部件老化的基础上采取主动的老化管理方法，而不是在构筑物、系统和设备失效后再被动弥补；

(3) 严格按相关规定使用构筑物、系统和设备，以减缓老化速率；

(4) 使所有相关运行、维修和工程设计人员都了解老化管理的基本概念；

(5) 对于给定的工作，应拥有并正确使用书面的程序、工具和材料，以及足够的合格员工；

(6) 对老化敏感的备件和耗材应合理储存，以使储存过程中的性能劣化减至最小，并适当地控制其储存期限；

(7) 采取多专业、多部门参与的团队来处理复杂的老化问题；

(8) 运行经验反馈（通用的以及特定核动力厂，包括非核动力厂的运行经验），以从老化相关的运行事件中获得经验和教训；

(9) 使用构筑物、系统和设备可靠性和维修历史数据库；

(10) 采用有效、合格的无损检验和老化监测方法以便及早发现因设备的长期使用而可能产生的缺陷。

### 6.5.3 营运单位应识别并考虑下述主要的老化管理潜在弱点：

(1) 核动力厂设计和建造过程中对老化的认知和预测不够充分；

(2) 核动力厂构筑物和设备提前老化（老化比预期早），可能的原因包括其役前和实际服役条件不同于设计或者比设计条件更加恶劣，以及由于设计、制造、安装、调试、运行阶段的错误或疏忽，上述各阶段工作之间缺乏协调和未预见到的老化现象等；

(3) 不恰当地将被动的老化管理（即修理和更换老化设备）作为构筑物和设备主要的老化管理方式；

(4) 忽视相关的工业运行经验和研究成果；

(5) 核动力厂构筑物和设备承受由外部事件（如地震）造成的未预见到的应力载荷。

6.5.4 营运单位应遵循化学和放射性化学大纲或程序、其他环境控制大纲规定的技术文件，以及遵循其他的预防或缓解行动要求。

6.5.5 在核动力厂运行期间，营运单位应检测和记录用于证明其符合关键服役条件、运行限值和工况的参数，以及影响安全分析或设备鉴定中假设条件的参数。

6.5.6 营运单位应通过对构筑物和设备的检查或监测，及时探测并表征显著的老化效应，并对观察到的老化效应进行评价，以确定需要采取老化活动的类型和时机。

6.5.7 在反应堆提升额定功率、进行安全重要修改或设备更换时，营运单位应确定并论证可能的与之相关的环境或工艺条件改变（如流量分布、流速、振动等），这些改变可能会加速某些构筑物和

设备的老化及失效。应对受影响的构筑物、系统和设备也开展专项老化管理审查。

6.5.8 如果发现新的老化机理（如通过运行经验反馈或研究），营运单位应进行适当的老化管理审查。

6.5.9 营运单位应持续关注备件或更换设备的可用性，以及备件或耗材的有效期。

6.5.10 营运单位应采取措施确保备件或耗材始终处在适合的环境中，避免其因受储存环境（如高温或低温、湿度、化学侵蚀和积尘等）影响而老化。

6.5.11 对于核动力厂老化管理范围内的构筑物、系统和设备，营运单位应有应急措施或额外维修计划，以便应对由潜在老化效应及机理引起的潜在性能劣化或失效。

6.5.12 在长期停堆期间，构筑物、系统和设备可能处于长期放置、安全储存状态、或者与正常运行不同的其他服役状态，营运单位应对其补充管理措施，以监测、控制、降低、预防或缓解老化效应。

6.5.13 营运单位应在长期停堆前主动审查老化管理大纲，必要时对其进行改进，以保证其考虑了构筑物、系统和设备在长期停堆或处于安全储存状态期间的老化影响因素。

6.5.14 如果核动力厂的停堆时间显著超过原先的预期（如由于意外问题或者恢复运行方面的延误），营运单位应重新对老化管理进行评估，并在核动力厂长期停堆后至恢复运行前完成状态评估。

## 7 数据收集和记录保存

7.1 营运单位应在核动力厂寿期初建立老化管理数据收集和记录保存系统（理想状况下，数据应从建造初期开始收集），以便为下列活动提供数据信息：

- （1）鉴别对构筑物、系统和设备的老化产生不利影响的制造、建造和环境工况，包括延期建造期间或长期停堆期间；
- （2）鉴别相关的制造记录，如热处理历史和材料测试报告；
- （3）鉴别和评价由老化效应引起的设备部件性能劣化、失效和故障；
- （4）确定维修活动（包括设备的检定、修理、整修和更换等）的类型和时机；
- （5）优化运行条件和操作，以减缓设备的老化；
- （6）及时识别新的老化效应，避免危及核动力厂的安全，确保核动力厂的运行可靠性和运行寿期；
- （7）优化核动力厂配置管理，以及修改、维修、监督、在役检查和化学控制等工作。

7.2 为了便于从核动力厂的运行、维修和工程设计工作中获得充足、可靠的老化相关数据，运行、维修和工程部门的相关人员应参与数据收集和记录保存系统的开发及维护工作。

7.3 老化管理数据收集和记录保存内容见附录。

7.4 营运单位应保存原设计文件和供应商文件，以便开展有效的老化管理。

7.5 营运单位应建立与老化管理数据收集和记录保存系统配套的数据录入程序，用于规范数据录入行为。

7.6 营运单位应收集并评价相关核动力厂和其他工业的老化管理经验，并应用于老化管理大纲的改进。



## 名词解释

### 实物老化

由于物理、化学或生物等因素的综合作用，可能会引起构筑物、系统和设备的物理性能随时间和/或使用的逐渐劣化。

### 技术过时

由于备件和/或技术支持缺乏，供应商和/或工业界能力不足，导致失效率增加和可靠性降低，可能造成核动力厂性能和安全性降低。

### 预定功能

构筑物和设备具有的某些特定功能，当核动力厂处于运行状态或事故工况时，构筑物、系统和设备执行这些功能以满足核安全的特定要求。

### 老化管理

针对构筑物、系统和设备的老化效应及其影响，使核动力厂构筑物、系统和设备在其运行期间能够执行所必需的安全功能所开展的活动。

### 老化管理大纲

针对核动力厂构筑物、系统和设备老化问题制定的管理和技术文件，该文件包括对老化效应的认知、检测、监测、预防或缓解等一系列老化管理活动，从而对老化管理范围内的每一个构筑物构件、设备部件或构件和部件组合的老化效应进行充分和有效管理。

## 时限老化分析

时间变量下相关老化效应的分析评估，并与监管限值或准则进行对比，以明确构筑物和设备继续服役的能力。

## 附录 老化管理数据收集和记录保存内容

### 一、数据分类

核动力厂老化管理相关数据一般可分为以下两类：

（一）基础数据：包括核动力厂和/或构筑物、系统和设备的设计数据以及构筑物或设备服役的初始状态等数据；

（二）运行维修数据：包括构筑物、系统和设备层次的服役条件（包括瞬态数据）、构筑物和设备的可用性试验数据以及失效数据、构筑物和设备的状态监测数据和维修数据。

### 二、数据内容

老化管理数据收集和记录保存内容如下：

（一）环境鉴定试验记录，包括试验技术要求及结果；

（二）制造、建造记录，包括制造和检查技术要求、安装、检查结果及偏离；

（三）役前检查结果，包括检查技术要求及结果，以及检查结论；

（四）调试试验结果，包括试验技术要求及结果，以及调试期间环境状态的描述；

（五）水化学监测结果及其变化；

（六）在役检查结果，包括检查技术要求及结果，以及检查结论；

- (七) 定期功能性试验结果及相关结论;
- (八) 控制室和电站巡视人员检查结论;
- (九) 预防性维修结论;
- (十) 纠正性维修结论;
- (十一) 构筑物、系统和设备老化失效或显著老化数据, 包括根本原因分析结果;
- (十二) 老化管理大纲实施结果数据;
- (十三) 其他老化管理相关数据。