

核安全导则 HAD103/15-2026

# 核动力厂安全基准管理

国家核安全局 2026 年 5 月 27 日批准发布

国家核安全局

# 核动力厂安全基准管理

(2026年5月27日国家核安全局批准发布)

本导则自2026年5月27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 安全基准的识别 .....	2
4 安全基准的维护 .....	3
名词解释 .....	5
附录 安全基准筛选准则的说明 .....	6

# 1 引言

## 1.1 目的

《核动力厂调试和运行安全规定》（HAF103-2022）（以下简称《规定》）给出了核动力厂安全基准的定义，并对安全基准的相关活动提出了原则性要求，本导则是对《规定》有关条款的说明和细化。

本导则进一步明确了安全基准的范围，为安全基准的管理提供指导，以确保安全基准相关的活动始终得到有效的控制，保证核动力厂的安全运行。

## 1.2 范围

本导则适用于陆上固定式核动力厂运行期间的安全基准管理，其他核设施的安全基准管理可参照执行。

# 2 总体要求

2.1 安全基准是保证核动力厂安全运行的重要基础，营运单位在运行期间应确保核动力厂实际配置满足安全基准。

2.2 核动力厂营运单位应当识别并维护核动力厂的安全基准，对安全基准的管理负全面责任。营运单位应对为核动力厂提供设备或服务的单位所开展的安全基准相关活动负责。

2.3 核动力厂营运单位应分析核动力厂活动对安全基准的影响，评价安全基准的符合性，确保核动力厂实际配置满足安全基准。

2.4 安全基准的管理属于影响核动力厂安全的相关活动，应当遵循核动力厂质量保证的相关要求。

2.5 核动力厂营运单位应当指定具体负责的部门或组织，制定和实施安全基准的管理程序，以实现安全基准识别和维护各环节的有效管理。

2.6 从事安全基准相关工作的核动力厂人员应接受相应的培训，确保其具备开展安全基准相关工作的能力。安全基准管理的培训内容至少应包括安全基准的筛选准则、安全基准的维护要求以及相关经验反馈。

### 3 安全基准的识别

3.1 为确保核动力厂实际配置满足安全基准，营运单位应按照 3.2-3.6 节的筛选准则准确识别安全基准。

3.2 “有效的核动力厂安全分析报告中与安全重要物项有关的内容及安全重要物项设计、建造、运行所遵循的核安全标准和规范”包括：

(1) 核动力厂安全分析报告中的厂址特征参数，这些厂址特征参数用于确定安全重要物项设计基准及设计输入。

(2) 核动力厂安全分析报告中安全重要物项的安全功能及其约束参数，安全分级、抗震分类和质量保证分级，鉴定条件和方法。

(3) 核动力厂的运行限值和条件。

(4) 核动力厂安全分析报告中确定论安全分析的计算机程序、输入、假设、模型、分析方法、验收准则。概率安全分析的概率安全目标、通用数据来源、重要分析方法和假设。

(5) 核动力厂安全分析报告中流出物排放的放射性活度浓度限值和放射性排放量控制值、公众的个人剂量限值、工作人员职业照射个人剂量约束值及限值。同时还包括保守的源项或设计基准源项，以及计算中采用的基本假设、模型、重要参数和计算方法等。

(6) 核动力厂安全分析报告中安全重要物项设计、建造、运行所遵循的核与辐射安全标准和规范，包括但不限于：强制性国家标准、核安全导则、国家核安全局认可的推荐性国家标准和行业标准等。

3.3 “由国家核安全局批准的其它核动力厂运行许可证申请文件”包括有效的质量保证文件、场内核事故应急预案、维修大纲、装换料大纲、在役检查大纲等文件。

(1) 质量保证文件中属于安全基准的内容包括：质量保证政策声明；质量保证大纲的适用范围；质量保证组织机构及职责；质量保证分级原则及标准；重要要素（设计控制、采购控制、物项控制、工艺过程控制、检查和试验控制、不符合项控制、防造假）的控制范围、责任及措施等。

(2) 应急预案中属于安全基准的内容包括：场内应急组织机构及职责；应急行动水平；应急设施与设计设备的设计条件；应急组织所使用的分析评价计算机程

序及模型等。

(3) 维修大纲中属于安全基准的内容包括：维修活动的监督审查要求等。

(4) 装换料大纲中属于安全基准的内容包括：换料堆芯安全评价中作为确定最终评价结论所依据的事故关键参数；装换料大纲中的堆芯启动物理试验相关项目及验收准则等。

(5) 在役检查大纲中属于安全基准的内容包括：编制依据及范围、项目、频度、检查要求等。

3.4 “没有纳入安全分析报告的国家核安全局所要求或批准的安全重要修改”中属于安全基准的内容包括修改所依据的核安全标准和规范，修改后的安全功能、约束参数及保证安全功能的其他条件。

3.5 “核动力厂运行许可证条件”中属于安全基准的内容包括核动力厂运行许可证颁发文件中所列出的未在法规或其他许可证申请文件中体现，且针对该核动力厂的特定要求。

3.6 “在核安全审评或检查等活动中，营运单位为满足核安全管理要求向国家核安全局所作的书面承诺”属于安全基准的内容包括在核安全审评或检查等活动中，营运单位为满足核安全管理要求向国家核安全局所作的正式书面承诺，且该承诺不在上述 3.2-3.5 的范围内。

3.7 为了更好地管理核动力厂安全基准，营运单位应建立安全基准相关的文件或索引。

## 4 安全基准的维护

4.1 核动力厂运行期间的各种活动应满足安全基准。发现核动力厂实际配置不满足安全基准时，核动力厂营运单位应采取以下行动：

(1) 及时向国家核安全局报告；

(2) 评价偏差对核动力厂的安全影响，根据评价结果制定相应的纠正行动计划，对于安全水平降低的情况，应采取适当措施确保核动力厂安全。

4.2 核动力厂安全基准可能由于多种原因发生变化，包括但不限于以下情况：

(1) 法律法规、强制性标准和规范要求的变化；(2) 核动力厂安全重要物项的

修改；（3）国家核安全局监管要求；（4）影响安全重要物项设计基准的厂址特征参数的变化等。应当及时准确识别这些变化。

4.3 安全基准的变更按照安全重要修改的要求进行申请。

4.4 核动力厂营运单位应开展安全基准变更内容和安全影响的分析，以确保变更后不降低安全水平。必要时，营运单位应当对安全基准变更开展独立审查。独立审查由未直接参与安全基准变更的人员实施。独立审查应当在营运单位申请安全基准变更前完成。

4.5 核动力厂营运单位应谨慎对待安全基准的变更，尤其对可能改变安全水平的变更，应进行充分的论证，以保证变更后仍满足法律、法规、强制性国家标准以及核安全监管的要求。

4.6 核动力厂营运单位在使用风险指引型综合决策技术方法评价安全基准变更的影响时，应考虑概率安全分析模型的技术适当性，并评估和处理不确定性，确保模型的详细程度和数据能支持决策和变更。

4.7 在获得国家核安全局批准之后，核动力厂营运单位方可实施安全基准变更，并准确、完整地识别和修改安全基准相关文件，保存所有安全基准变更的分析论证记录，以备检查和追溯。

4.8 核动力厂营运单位应通过综合性的定期安全评价或按照适当周期检查核动力厂实际状态与安全基准的符合性，对安全基准相关变更的累积影响进行充分的评价。

4.9 核动力厂营运单位应制定检查程序，定期对安全基准的管理活动进行检查，以确保安全基准得到有效管理。安全基准管理的检查活动应关注以下方面：已设置专门的组织机构负责安全基准的管理；安全基准相关文档、维护流程、责任分工已通过管理程序明确规定，执行情况与管理程序要求一致。

## 名词解释

### 安全基准

安全基准是指为保证核动力厂达到基本安全水平，必须遵循的核安全标准、规范和监管要求，以及营运单位承诺且经国家核安全局批准或认可的技术条件与管理要求的最小集合。

安全基准应从以下内容甄别确定：

(1) 有效的核动力厂安全分析报告中与安全重要物项有关的内容及安全重要物项设计、建造、运行所遵循的核安全标准和规范；

(2) 由国家核安全局批准的其它核动力厂运行许可证申请文件；

(3) 没有纳入安全分析报告的国家核安全局所要求或批准的安全重要修改；

(4) 核动力厂运行许可证条件；

(5) 在核安全审评或检查等活动中，营运单位为满足核安全管理要求向国家核安全局所作的书面承诺。

### 运行许可证条件

运行许可证条件是指国家核安全局颁发给核动力厂或其他核设施营运单位的运行许可证中详细列出的、营运单位必须遵守的具体条款和要求，这些条款和要求是维持运行许可证合法性的前提。运行许可证条件一般包括核设施的安全运营、辐射防护、应急准备、环境保护等方面。

### 核安全管理要求

核安全管理要求是指国家核安全局为确保核安全发布或指定的一系列原则、规范、标准等要求。这些要求旨在预防核事故的发生，减轻事故后果，保护工作人员、公众和环境免受放射性危害。核安全管理要求覆盖核设施的整个生命周期，包括设计、建造、运行、退役各个阶段。

## 附录

### 安全基准筛选准则的说明

本附录给出安全基准筛选准则的示例，为理解本导则正文内容提供参考。

#### 一、有效的核动力厂安全分析报告中与安全重要物项有关的内容及安全重要物项设计、建造、运行所遵循的核安全标准和规范

(1) 核动力厂安全分析报告中的厂址特征参数，这些厂址特征参数用于确定安全重要物项设计基准及设计输入。

**示例 1.1-1:** 某核动力厂设备冷却水系统热交换器向下游供水的设计温度为 35℃（包括启动、功率运行、次临界停堆和电厂冷却到冷停堆的工况）或 45℃（失水事故工况），是由厂址特征参数中的海水温度确定的。若核动力厂取水口海水温度发生变化并超出了原设计范围，可能影响设备冷却水系统的设计基准，因此核动力厂取水口海水设计最高温度为安全基准。

**示例 1.1-2:** 某核动力厂厂址区域的设计基准洪水位是厂房防水淹能力的设计输入之一，若厂址最大可能洪水位发生改变，可能导致厂房防外部水淹的设计基准发生变化，因此核动力厂的设计基准洪水位为安全基准。

(2) 核动力厂安全分析报告中安全重要物项的安全功能及其约束参数，安全分级、抗震分类和质量保证分级，鉴定条件和方法。

**示例 1.2-1:** 某核动力厂实施蒸汽发生器安全阀动作定值的修改，该阀门开启压力值是某些事故分析的输入，可能影响事故分析的结果，修改后的安全功能及约束参数属于新的安全基准。

**示例 1.2-2:** 某核动力厂对执行安全功能的机械系统设备按照对安全重要的程度进行分级。依据《90 万千瓦压水堆核电站系统设计和建造规则》（RCC-P），构成压力边界和执行安全功能的机械和流体系统的设备分成安全 1、2、3 级三种安全等级。其他承压设备为非安全级，用 NC（非安全级设备）表示。例如，安全 1 级适用于设备故障后会引发 III 类或 IV 类工况反应堆失水事故的一些设备，或者在反应堆正常运行过程中假设只有正常补水系统补水的情况下，其损坏会阻碍反应堆有序停堆和冷却的设备。该分级原则属于安全基准。

**示例 1.2-3:** 某核动力厂设计上要求抗震物项在与安全停堆地震条件有关的地面震动期间和之后有能力执行其功能。使用的抗震分类方法遵循 SEISMIC

DESIGN CLASSIFICATION (RG1.29) 中所述的推荐方法, 将构筑物、系统和设备分成三类: 抗震 I 类 (C-I), 抗震 II 类 (C-II) 和非抗震类 (NS)。抗震 I 类同时适用于功能完整性和结构完整性, 抗震 II 类仅应用于结构完整性。位于安全相关物项附近的非抗震类物项, 若其在安全停堆地震期间的失效可能导致安全相关物项功能丧失, 则指定为抗震 II 类。该抗震分类原则属于安全基准。

**示例 1.2-4:** 某核动力厂抗震 I 类仪表和电气设备按照安全停堆地震 (SSE) 来设计和鉴定, 在 SSE 期间和以后仍然保持紧急停堆系统和专设安全设施驱动功能。系统应设计成在 SSE 期间和以后仍能够提供必要的保护作用。

用于评价该设备在地震条件下的性能所用的鉴定方法在《压水堆核电站核岛电气设备设计和建造规则》(RCC-E) B 2230 节中规定, 如试验鉴定 (B 2231), 分析法鉴定 (B 2232), 综合鉴定 (B 2233) 等, 上述鉴定方法属于安全基准。

**示例 1.2-5:** 某核动力厂要求抗震 I 类构筑物需承受龙卷风载荷, 同时在龙卷风导致飞射物冲击情况时, 所设计的抗震 I 类结构能够保持正常使用功能。抗震 I 类构筑物用于应对龙卷风和飞射物的功能属于安全基准。

### (3) 核动力厂的运行限值和条件。

**示例 1.3-1:** 某核动力厂的反应堆堆芯安全限值

在模式1和2下, 反应堆功率、反应堆冷却剂系统环路冷段的最高温度和稳压器压力的组合不应超出堆芯运行限值报告中规定的限值, 并且不应超过下列安全限值:

1) 对于偏离泡核沸腾WRB-2M经验关系式而言, 偏离泡核沸腾热流密度比应维持 $\geq 1.14$ ;

2) 燃料中心最高温度应维持 $< 2804.4^{\circ}\text{C}$ , 且燃料每增加 $10000\text{MWd/tU}$ 的燃料, 该限值将降低 $32.2^{\circ}\text{C}$ 。

上述安全限值属于安全基准。

**示例 1.3-2:** 某核动力厂的堆芯偏离泡核沸腾相关的反应堆冷却剂系统压力、温度和流量限值

1) 运行限制条件: 堆芯偏离泡核沸腾相关的稳压器压力、反应堆冷却剂平均温度和总流量必须维持在以下规定的限值范围内:

- a. 稳压器压力大于或等于堆芯运行限值报告中的限值;
- b. 反应堆冷却剂平均温度小于或等于堆芯运行限值报告中的限值;

c. 反应堆冷却剂总流量 $\geq 68516\text{m}^3/\text{h}$ 且大于或等于堆芯运行限值报告中的限值。

2) 适用范围：模式 1（功率运行）

3) 措施：

4) 监督要求：

状态	需采取的措施	完成时间
A. 堆芯偏离泡核沸腾相关的一个或多个反应堆冷却剂参数不在限值范围	A.1 将堆芯偏离泡核沸腾相关的一个或多个反应堆冷却剂参数恢复到限值以内	2 小时
B. 未能在规定时间内完成状态 A 所需采取的措施	B.1 进入模式 2	6 小时
监督		频度
监督要求 3.4.1.1	确认稳压器压力大于或等于堆芯运行限值报告规定的限值。	12 小时
监督要求 3.4.1.2	确认反应堆冷却剂平均温度小于或等于堆芯运行限值报告规定的限值。	12 小时
监督要求 3.4.1.3	确认反应堆冷却剂总流量 $\geq 68516\text{m}^3/\text{h}$ 且大于或等于堆芯运行限值报告规定的限值。	12 小时
监督要求 3.4.1.4	在反应堆冷却剂总流量指示（压差）通道中进行一个通道的标定。	24 个月
监督要求 3.4.1.5	验证反应堆冷却剂总流量 $\geq 68516\text{m}^3/\text{h}$ 且大于或等于堆芯运行限值报告规定的限值。 [注释：直到反应堆热功率 $\geq 90\%$ 额定热功率后 24 小时，才需要执行。]	24 个月

上述正常运行限值和条件、监督要求及偏离运行限值和条件时采用的措施属于安全基准。

(4) 核动力厂安全分析报告中确定论安全分析的计算机程序、输入、假设、模型、分析方法、验收准则。概率安全分析的概率安全目标、通用数据来源、重要分析方法和假设。

示例 1.4-1：某核动力厂确定论安全分析中，对于大破口失水事故，考虑的破口等效直径为 34.5cm 以上，该假设属于安全基准。

**示例 1.4-2:** 某核动力厂确定论安全分析中, 短期大气弥散因子采用 Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plants (RG 1.145) 推荐的方法, 用计算机程序 PAVAN 程序进行建模计算。上述计算机程序和分析方法属于安全基准。

**示例 1.4-3:** 某核动力厂概率安全分析的概率安全目标

核动力厂堆芯损坏频率目标值为  $10^{-5}$ /堆年; 放射性物质大量释放频率目标为不超过  $10^{-6}$ /堆年。该概率安全目标属于安全基准。

**示例 1.4-4:** 某核动力厂特定设备的可靠性数据会随着统计数据的积累动态变化, 一般情况下不作为安全基准。

(5) 核动力厂安全分析报告中核动力厂流出物排放的放射性活度浓度限值和放射性排放量控制值、公众的个人剂量限值、工作人员职业照射个人剂量约束值及限值。同时还包括保守的或设计基准源项, 以及计算中采用的基本假设、模型、重要参数和计算方法等。

**示例 1.5-1:** 核动力厂的公众的个人剂量限值

在发生一次稀有事故时, 非居住区边界上公众在事故后任意 2h 内以及规划限制区外边界上公众在事故的整个持续时间内可能受到的有效剂量应控制在 5mSv 以下, 甲状腺当量剂量应控制在 50mSv 以下。在发生一次极限事故时, 非居住区边界上公众在事故后任意 2h 内以及规划限制区外边界上公众在事故的整个持续时间内可能受到的有效剂量应控制在 100mSv 以下, 甲状腺当量剂量应控制在 1000mSv 以下。

上述公众的个人剂量限值属于安全基准。

**示例 1.5-2:** 核动力厂流出物排放量控制值

某核动力厂液态流出物放射性排放量 (设计值, 一台机组)

每个机组	设计值
除氙、C-14 外的液体释放	41.9GBq
液体释放中的氙	52.9TBq
C-14	32.5GBq

某核动力厂气态流出物放射性排放量 (设计值, 一台机组)

每个机组	设计值

惰性气体	1.46E+05GBq
总碘	1.26E+00GBq
粒子（半衰期 $\geq 8d$ ）	1.40E-01GBq
释放气体中的氙	5290GBq
C-14	432GBq

上述流出物放射性排放量控制值属于安全基准。

#### 示例 1.5-3: 核动力厂流出物活度浓度限值

某核动力厂的受纳水体为海洋，其槽式排放口处的液态流出物中氙的活度浓度不应超过  $3.0E+07Bq/L$ ，C-14 的活度浓度不应超过  $3.0E+03Bq/L$ ，其他放射性核素总活度浓度不应超过  $1000Bq/L$ 。

上述流出物活度浓度限值属于安全基准。

#### 示例 1.5-4: 核动力厂工作人员职业照射个人剂量限值、约束值

某核动力厂的辐射防护设计能够保证电厂工作人员受到的职业照射的剂量维持在可合理达到的尽量低水平，且在任何情况下都不超过 GB18871-2002 中规定的限值。

在没有燃料破损或破损较少的情况下，某核动力厂工作人员受到职业照射的个人有效剂量约束值定为  $15mSv/a$ 。

上述工作人员职业照射个人剂量限值、约束值属于安全基准。

#### 示例 1.5-5: 屏蔽设计的源项

某核动力厂反应堆冷却剂活度谱--工况 B: 惰性气体、碘和铯的活度谱设计值（ $37GBq/t$  I-131 归一化当量运行期间）。

同位素	比活度(GBq/t)	
	稳态工况	瞬态工况
Kr-85m	3.66E+01	8.69E+01
Kr-85	1.28E+00	1.28E+00
Kr-87	4.49E+01	1.05E+02
Kr-88	8.39E+01	1.91E+02
Xe-133m	1.66E+01	3.70E+01
Xe-133	5.14E+02	9.73E+02

Xe-135	2.75E+02	3.71E+02
Xe-138	5.61E+01	1.60E+02
总惰性气体	1.03E+03	1.92E+03
I-131	2.69E+01	7.00E+02
I-132	1.38E+01	1.77E+02
I-133	3.32E+01	2.65E+02
I-134	1.72E+00	3.84E+01
I-135	1.26E+01	1.06E+02
总碘	8.83E+01	1.29E+03
I-131 当量	3.70E+01	7.83E+02
Cs-134	1.17E+00	1.82E+02
Cs-136	5.51E-01	3.26E+01
Cs-137	1.51E+00	2.02E+02

上述屏蔽设计的源项属于安全基准。

**示例 1.5-6:** 计算中采用的基本假设、模型、重要参数和计算方法等

某核动力厂辐射屏蔽设计源项计算采用了由 PROFIP-V 程序计算出的 0.25% 燃料包壳破损率条件下并将其归一为 37GBq/t I-131 当量的一回路裂变产物放射性比活度。

上述源项计算过程中使用的模型和假设属于安全基准。

**(6) 核动力厂安全分析报告中安全重要物项设计、建造、运行所遵循的核安全与辐射标准和规范，包括但不限于：强制性国家标准、核安全导则、国家核安全局认可的推荐性国家标准和行业标准等。**

**示例 1.6-1:** 某核动力厂安全分析报告中引用的标准和规范如下，这些标准和规范的内容属于该核动力厂的安全基准。

- HAD101/01-1994 核电厂厂址选择中的地震问题
- HAD101/02-1987 核电厂厂址选择的大气弥散问题
- HAD101/04-1989 核电厂厂址选择的外部人为事件
- HAD101/06-1991 核电厂厂址选择与水文地质的关系
- HAD101/09-1990 滨海核电厂厂址设计基准洪水的确定

- HAD101/10-1991 核电厂厂址选择的极端气象事件
- HAD101/11-1991 核电厂设计基准热带气旋
- HAD101/12-1990 核电厂的地基安全问题
- HAD102/01-1989 核电厂设计中总的的原则
- HAD102/02-1996 核电厂的抗震设计和鉴定
- HAD102/03-1986 用于沸水堆、压水堆和压力管式反应堆的安全功能和部件分级
- HAD102/04-1986 核电厂内部飞射物及其二次效应的防护
- HAD102/05-1989 与核电厂设计有关的外部人为事件
- HAD102/06-1990 核电厂反应堆安全壳系统的设计
- HAD102/07-1989 核电厂堆芯的安全设计
- HAD102/08-1989 核电厂反应堆冷却剂系统及其有关系统
- HAD102/09-1987 核电厂最终热阱及其直接有关的输热系统
- HAD102/10-1988 核电厂保护系统及有关设施
- HAD102/11-1996 核电厂防火
- HAD102/12-1990 核电厂辐射防护设计
- HAD102/13-1996 核电厂应急动力系统
- HAD102/14-1988 核电厂安全有关仪表和控制系统
- HAD102/15-2007 核电厂的燃料装卸和贮存系统
- HAD102/16-2004 核动力厂基于计算机的安全重要系统软件
- HAD102/17-2006 核动力厂安全评价与验证
- HAD103/01-2004 核动力厂运行限值和条件及运行规程
- HAD103/02-1987 核电厂调试程序
- HAD103/03-1989 核电厂堆芯和燃料管理
- HAD103/04-1990 核电厂运行期间的辐射防护
- HAD103/05-1996 核电厂人员配备、运行人员的招聘培训和授权
- HAD103/06-2006 核动力厂营运单位的组织和安全运行管理
- HAD103/07-1988 核电厂在役检查
- HAD103/08-1993 核电厂维修
- HAD103/09-1993 核电厂安全重要物项的监督

- GB18871-2002 电离辐射防护与辐射源安全基本标准
- GB6249-2011 核动力厂环境辐射防护规定
- GB50267-97 核电厂抗震设计规范
- GB/T4083-2005 核反应堆保护系统安全准则
- GB5204-1994 核电厂安全系统定期试验与监测
- GB13284-1998 核电厂安全系统准则
- GB/T12727-2002 核电厂安全系统电气设备质量鉴定
- GB13625-92 核电厂安全系统电气设备抗震鉴定
- GB/T13624-2008 核电厂安全参数显示系统的功能设计准则
- GB/T12788-2000 核电厂安全级电力系统准则
- GB/T13177-2000 核电厂优先电源
- GB/T13538-1992 核电厂安全壳电气贯穿件
- GB/T13626-2001 单一故障准则应用于核电厂安全系统
- GB/T13286-2001 核电厂安全级电气设备和电路独立性准则
- GB/T14546-1993 核电厂安全级直流电力系统设计准则
- EJ/T1134-2001 压水堆核电厂厂用电系统设计准则

## 二、由国家核安全局批准的其它核动力厂运行许可证申请文件

**示例 2-1:** 某核动力厂运行阶段质量保证大纲中建立了明文规定的组织机构, 该组织机构已明确实施运行质量保证大纲的人员, 既包括活动的从事者和验证者, 也包括管理者。如董事长、安全质量处处长、核安全处处长、保健物理处处长等。

该核动力厂运行阶段质量保证大纲同时规定: 董事长授予从事质量保证的部门和人员拥有足够的权力和组织独立性, 包括不受经费和进度约束的权力, 以便于鉴别质量问题, 建议、推荐或提供解决办法, 必要时, 对不符合、有缺陷或不满足规定要求的物项采取行动, 以制止进行下一步工序、交货、安装或使用, 直到作出适当的安排。

以上针对组织机构和职责的基本要求属于安全基准。

**示例 2-2:** 某核动力厂应急初始条件和应急行动水平分类矩阵表包括各个应急状态的初始条件、适用的电厂运行模式、应急行动水平的相关条款。如下所示, 矩阵表中的应急状态分级属于安全基准。

状态 分级  初始 条件	场外应急 (G)	场区应急 (S)	厂房应急 (A)	应急待命 (U)
放射性流 出物异常	AG1: 在实际或预期排放时间内, 用实际的气象条件得出实际或即将排放的气态放射性流出物产生的场外全身有效剂量大于 10mSv 或甲状腺吸收剂量大于 100mGy。	AS1: 在实际或预期排放时间内, 实际或即将排放的气态放射性流出物导致场外全身有效剂量大于 1mSv 或甲状腺吸收剂量大于 10mGy。	AA1: 任何排放到环境的气态或液态放射性超过有关技术规范限值的 200 倍, 持续时间达到或超过 15 分钟。	AU1: 任何排放到环境的气态或液态放射性超过有关技术规范限值的 2 倍, 持续时间达到或超过 60 分钟。
	适用模式: 1、2、3、4、5、6	适用模式: 1、2、3、4、5、6	适用模式: 1、2、3、4、5、6	适用模式: 1、2、3、4、5、6
	EAL1-AG1: 以下任一辐射监测仪表上的有效读数超过下列相应读数, 持续时间达到或超过 15 分钟。 电厂烟囱 (气态中间量程) VFS-JE-RE-104A 超过 $1.6E+2 \mu$	EAL1-AS1: 以下任一辐射监测仪表上的有效读数超过下列相应读数, 持续时间达到或超过 15 分钟。 电厂烟囱 (气态中间量程) VFS-JE-RE-104A 超过 $1.6E+1 \mu$	EAL1-AA1: 以下任一辐射监测仪表上的有效读数显示超过有关技术规范限值的 200 倍, 持续时间达到或超过 15 分钟。 蒸汽发生器排污 BDS-JS-010 或 -011 超过 $2E-4 \mu$ Ci/cc (即	EAL1-AU1: 以下任一辐射监测仪表上的有效读数显示超过有关技术规范限值的 2 倍, 持续时间达到或超过 60 分钟。 蒸汽发生器排污 BDS-JS-010 或 -011 超过高 2 报警阈值 $2E-6 \mu$

<p>Ci/cc(即 5.92E+12Bq/m<sup>3</sup>) ; 电厂烟囱(气态 高量程) VFS-JE-RE-104 B 超过 1.6E+2 μ Ci/cc(即 5.92 E+12Bq/m<sup>3</sup>)。 EAL2-AG1: 使用 实时气象参数 得到的剂量评 价表明场区边 界处及场外全 身有效剂量大 于 10mSv 或甲状 腺吸收剂量大 于 100mGy。 EAL3-AG1: …… …</p>	<p>Ci/cc(即 5.92E+11Bq/m<sup>3</sup>) ; 电厂烟囱(气态 高量程) VFS-JE-RE-104B 超过 1.6E+1 μ Ci/cc(即 5.92E+11Bq/m<sup>3</sup>)。 EAL2-AS1: 使用 实时气象参数得 到的剂量评价表 明场区边界处及 场外全身有效剂 量大于 1mSv 或甲 状腺吸收剂量大 于 10mGy。 EAL3-AS1: …… …</p>	<p>7.4E+6Bq/m<sup>3</sup>) ; 主蒸汽管道 SGS-JS-026 或 -027 超过 5E+1 μ Ci/cc(即 1.85E+12Bq/m<sup>3</sup>) ; 厂用水系统排污 SWS-JS-008 超过 2E-4 μ Ci/cc(即 7.4E+6Bq/m<sup>3</sup>) ; 安全壳空气过滤 系统排风 VFS-JS-03 超过 1.6 μ Ci/cc(即 5.92E+10Bq/m<sup>3</sup>)。 EAL2-AA1: ……</p>	<p>Ci/cc(即 7.4E+4Bq/m<sup>3</sup>) ; 主蒸汽管道 SGS-JS-026 或 -027 超过 5E-1 μ Ci/cc(即 1.85E+10Bq/m<sup>3</sup>) ; 厂用水系统排污 SWS-JS-008 超过 2E-6 μ Ci/cc(即 7.4E+4Bq/m<sup>3</sup>) ; 安全壳空气过滤 系统排风 VFS-JS-03 超过 1.6E-2 μ Ci/cc(即 5.92E+8Bq/m<sup>3</sup>)。 EAL2-AU1: ……</p>
---	--	---	---

**示例 2-3:** 某核动力厂维修大纲中以下维修活动的监督审查要求属于安全基准:

为保证维修活动实施的正确性或当法规、标准或管理规章中有要求时,应进行独立检查。独立检查由经过授权和获得证书的质量控制检查员进行,必须独立于作业组,不得同时作为同一作业的质量控制检查员和作业组成员。质量控制检查员根据准则设置质量控制点,活动实施过程中根据准则释放质量控制点,重点关注“人、机、料、法、环”要求的落实。

维修部门管理人员通过监督巡视,检查维修活动是否满足管理要求。巡视需制定巡视计划,可分为状态巡视、行为巡视和专项巡视等。

公司对维修活动实施审查工作。

**示例 2-4:** 某核动力厂装换料大纲中以下关键安全参数属于安全基准:

对于次临界或低功率启动时控制棒组失控提出事故,事故关键安全参数为最小温度系数(绝对值)、最小 Doppler 功率系数(绝对值)、最小 Doppler 温度系数(绝对值)、最大有效缓发中子份额( $\beta$ )、最大瞬发中子寿命、最大反应性引入。

**示例 2-5:** 某核动力厂对 RSE-M1 级部件的全面在役检查频度的以下要求属于安全基准:

RSE-M1 级部件的全面在役检查应与一回路水压试验同期进行。全面在役检查的部分检查工作可在重复水压试验之前的两年内进行。

### 三、没有纳入安全分析报告的国家核安全局所要求或批准的安全重要修改

**示例 3-1:** 根据运行经验,某核动力厂厂址海域易受海生物爆发以及台风影响,为提升鼓形滤网的中高速电机运行可靠性,将原设计的 3 台电机(分别为 1 台低速电机(1E 级)、1 台低速备用电机(1E 级)、1 台中高速双速电机(NC 级))修改为 1 台低速电机(1E 级)、1 台中高速双速电机(1E 级),并配套 1 台卧式减速机(LS 级)。中高速电机的安全等级由 NC 级调整为 1E 级,作为低速电机的备用。仪控系统中对应设备的控制逻辑和信号一并进行修改。

该修改涉及安全级物项的变更,中高速电机安全分级提高,这一部分内容根据安全重要物项的安全分级相关条款规定属于安全基准。修改后鼓网的功能约束参数,属于安全基准。

**示例 3-2:** 某核动力厂营运单位对反应堆保护系统退化逻辑进行优化修改。

退化逻辑原方案为,主泵压头信号状态值(开关量)四取三直接触发停堆。退化逻辑修改方案为在主泵压头信号状态值参与的退化逻辑中,增加“一回路温度大于 260℃时,主泵运行或停运后 20s”条件。修改增加的约束参数属于安全基准。

### 四、核动力厂运行许可证条件

**示例 4-1:** 某核动力厂 1 号机组的运行许可证文件中规定了以下许可证条件:

某核动力厂营运单位应切实履行《国务院关于核事故损害赔偿责任问题的批复》(国函〔2007〕64 号)的要求,作出适当的财务保证安排,以确保发生核事故损害时能够及时、有效地履行核事故损害赔偿责任。

上述要求属于安全基准。

#### 五、在核安全审评或检查等活动中，营运单位为满足核安全管理要求向国家核安全局所作的书面承诺

**示例 5-1:** 2012 年国家核安全局发布了《福岛核事故后核电厂改进行动通用技术要求（试行）》，某核动力厂向国家核安全局提交了福岛事故后改进项实施方案的函，明确了福岛改进项的内容。该承诺项属于安全基准。

**示例 5-2:** 地区监督站组织人员对某核动力厂开展专项核安全检查，发现应急机组信息表与相应的表格不一致、应急指挥中心未配备消防（灭火）预案等问题，该核动力厂承诺限期整改。由于该承诺项未经国家核安全局正式发文认可，因此该承诺项不属于安全基准。