

附件 2

核安全导则 HAD XXX/XX

# 核动力厂修改

(征求意见稿)

国家核安全局

2022 年 5 月 14 日

# 核动力厂修改

(202 年 月 日 国家核安全局批准发布)

本导则自202 年 月 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，但必须向国家核安全局证明所采用的方法和方案符合《核动力厂运行安全规定》的要求，确保核动力厂的配置满足安全基准。

# 目 录

1. 引言 .....	8
1.1 概述 .....	8
1.2 目的 .....	8
1.3 范围 .....	8
2. 通用要求 .....	9
2.1 概述 .....	9
2.2 修改的设计 .....	9
2.3 修改的申请、审查和批准 .....	10
2.4 修改的实施 .....	10
2.5 修改的试验和检查 .....	11
2.6 修改结果的评价 .....	12
2.7 修改活动有关的记录、培训和通报 .....	12
3. 构筑物、系统和设备的修改 .....	13
3.1 概述 .....	13
3.2 安全重要修改的筛选准则 .....	14
3.3 安全重要修改的评价准则 .....	17
3.4 修改的设计与审查 .....	18
3.5 修改之间的相互影响 .....	20
4. 核动力厂运行限值和条件的修改 .....	20
5. 程序和文件的修改 .....	21
名词解释 .....	22
附录 A 安全重要修改的评价准则 .....	24
附录 B 修改申请报告的格式和内容 .....	40

# 1. 引言

## 1.1 概述

《核动力厂运行安全规定》（HAF103，以下简称《规定》）已对核动力厂修改提出了原则要求。本导则是对《规定》有关条款的说明和补充。

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，但必须向国家核安全局证明所采用的方法和方案符合《规定》的要求，确保核动力厂的配置满足安全基准。

## 1.2 目的

1.2.1 核动力厂在运行期间通常会基于监管要求和法规标准的变化、运行经验反馈、与承诺的法规标准的偏差、技术和管理能力的进步、经济性需求、消除缺陷或故障以及定期安全评价给出的潜在薄弱环节等进行修改。

1.2.2 本导则为核动力厂的修改相关活动提供指导和建议，以确保营运单位对修改及修改过程中的各类风险进行有效管理，保证核动力厂的配置始终得到控制并满足安全基准。

## 1.3 范围

1.3.1 本导则适用于营运单位对核动力厂运行期间修改的管理。本导则给出了适用于核动力厂修改的通用要求，明确了构筑物、系统和设备的修改、运行限值和条件的修改、程序和文件的修改的技术要求和监管方式。

1.3.2 核动力厂的修改包括：

- （1）构筑物、系统和设备的修改；
- （2）运行限值和条件的修改；
- （3）程序和文件的修改；
- （4）上述各项的组合。

## 2. 通用要求

### 2.1 概述

2.1.1 对核动力厂进行的任何修改，应满足核安全法规以及适用的标准要求。

2.1.2 营运单位应当制定和实施修改管理程序，以保证对所有修改活动的各环节进行恰当的管理。修改管理程序需要明确规定下列环节的责任：

(1) 修改需求的识别、分类和申请、初步设计和详细设计、审查和批准、实施、试验和检查、结果评价等；

(2) 修改项目的协调（包括审查的接口关系）；

(3) 修改项目的文件编制及发送。

2.1.3 营运单位应在修改活动前考虑相同或类似修改活动的经验反馈。

2.1.4 营运单位应准确识别修改需求，谨慎评价修改的必要性，并充分关注修改累积效应，以降低累积的不利安全影响；避免频繁调整组织机构对核动力厂运行稳定性可能造成的影响。

2.1.5 修改活动应满足核动力厂质量保证大纲和程序、工作管理体系、维修规程、试验与验证程序等要求。

### 2.2 修改的设计

2.2.1 初步设计的内容包括：修改的目标和边界，基于安全、可靠性和经济性的可行性研究，可行的修改方案，试验和验证的项目与验收准则等。

2.2.2 详细设计的内容包括：修改的安全分析，修改所影响的程序或文件，修改的实施、试验和检查方案，过渡时期安排等。

2.2.3 修改的安全分析，应当适当地审查修改对核动力厂安全造成的所有影响，确保修改满足安全基准。当修改可能对安全基准造成影响时，应当采用确定论方法结合概率论方法的方式对其风险进行详细评价。

2.2.4 核动力厂内，许多系统是互相关联的，一个区域内的修改可能影响其他区域。营运单位应当全面评价修改的影响范围以确定实际边界。

## 2.3 修改的申请、审查和批准

2.3.1 根据《规定》，核动力厂修改根据其安全重要程度分为安全重要修改和一般修改。对于安全重要修改，营运单位应当在实施修改前获得国家核安全局批准。导则提供了判断修改是否属于安全重要修改的技术指南，分别参见导则第3章（构筑物、系统和设备的修改）、第4章（运行限值和条件的修改）和第5章（程序和文件的修改）。

2.3.2 营运单位向国家核安全局提交的安全重要修改申请文件的格式与内容参照附录B。

2.3.3 营运单位根据修改涉及的范围，在修改实施前应按管理程序的要求进行逐级（直至提交核动力厂安全审查委员会）审查。

2.3.4 营运单位可对修改的范围、安全影响和后果开展独立审查，由未直接参与修改相关设计和实施的人员参与。独立审查活动应在修改最终批准前完成。

2.3.5 对于急需进行的修改，应当尽快进行审查，但处理这类紧急活动不得降低安全水平或批准层级。

## 2.4 修改的实施

2.4.1 修改的实施应进行特定的安全考虑，包括：

- (1) 辐射防护；
- (2) 放射性废物管理（包括去污、拆除和运输等环节）；
- (3) 其它污染物排放的控制；
- (4) 修改期间核动力厂的安全运行及潜在风险的应急方案；
- (5) 潜在火灾、化学制品或者爆炸物的使用对核安全的影响；
- (6) 软件修改的安全防范措施（如储存介质的管理）。

2.4.2 营运单位应当制定并执行合理的修改实施工序。在某些特定的工序中后续的修改可能依赖于先前的修改，在实施前应确认被依赖的修改是否已经完成。

2.4.3 营运单位应当在修改实施地点和有关控制位置进行明确标识。

2.4.4 营运单位应当确保参与实施修改的所有人员（包括承包单位的人员）具备应有的资质、经验和培训经历。

## 2.5 修改的试验和检查

2.5.1 营运单位应在修改正式投运前进行必要的试验（包括必要的鉴定和调试），以证明修改满足设计要求及验证核动力厂的安全运行能力，例如：

（1）对于构筑物、系统和设备的修改，应进行全面地试验以保证已达到修改的目的并满足其运行限值和条件；

（2）对于修改了运行限值和条件的构筑物、系统和设备，应验证其功能和性能满足修改后的运行限值和条件；

（3）对于原调试试验结果无法包络的安全重要修改，如反应堆冷却剂压力边界修改、堆芯修改等，在修改正式投运前必须进行类似调试阶段所作的有关试验，详见核安全导则《核电厂调试程序》（HAD103/02）；

（4）对于软件的安全重要修改，应在软件投入使用前进行完全离线的运行试验与验证。如果可能，软件应在核动力厂运行期间以并行方式运行，但不与现场设备相连，并核查是否与设计和现场条件相符。

所有的试验项目都应在修改设计时考虑其必要性和可行性。当修改实施后的条件不允许进行试验时，应当在修改实施前预先完成或在试验装置中进行以验证修改可达到预期效果。

2.5.2 营运单位应在修改正式投运前进行必要的检查，例如：

（1）确认修改投运前所有涉及的相关文件均已更新并可用，所有的人员培训已经完成；

（2）应由授权人员按批准的程序，对修改后的构筑物、系统和设备的功能和性能及其修改后的运行限值和条件进行检查；

（3）应对修改后的系统和部件重新检验（详见核安全导则《核电厂在役检查》（HAD103/07）），其检验结果将作为以后在役检查的新依据；

（4）对修改试验期间的辐射防护计划实施情况，如试验过程中辐射安全、工作人员剂量检测、流出物的管理等应全面地进行检查；

（5）核查在修改中使用的所有临时性的连接件、布置和程序已经拆除或者取消。

## 2.6 修改结果的评价

2.6.1 营运单位必须对修改的结果进行评价，确认修改已按预期要求完成，评价报告的内容应包括：

- (1) 运行限值和条件修改的论证及验证；
- (2) 修改后的构筑物、系统和设备的功能和性能；
- (3) 确认规程和程序的修改遵守《核电厂质量保证安全规定》（HAF003）中关于文件修改管理的要求；
- (4) 确认修改的结果达到修改申请和详细设计文件中描述的水平。评价修改试验的结果必须包括与验收准则的对比情况；
- (5) 评价修改是否遵循有关设计、材料、采购、建造、试验以及文件、图纸的管理等方面的质量保证要求；
- (6) 评价实施修改期间的放射性流出物和废物管理、辐射防护措施的执行情况，详见核安全导则《核电厂放射性排出物和废物管理》（HAD401/01）和《核电厂运行期间的辐射防护》（HAD103/04）。

安全重要修改的结果评价报告应在修改结束后一个月内报送国家核安全局。

2.6.2 对于未能按期实施或完全实施的安全重要修改，营运单位应当在原修改计划截止时间内向国家核安全局重新提交修改计划。对于取消或仅部分实施的安全重要修改，营运单位应当向国家核安全局提交结果评价报告，说明未能实施的原因并分析对核动力厂安全运行的影响。

## 2.7 修改活动有关的记录、培训和通报

2.7.1 所有修改的设计、申请、审查和批准、实施、修改后的试验和检查、结果评价都要形成文件或记录。

2.7.2 营运单位必须对修改相关文件进行控制管理，符合核动力厂质量保证有关法规的要求，并在核动力厂全寿期内能够进行查阅。

2.7.3 营运单位应对修改培训进行管理，包括：

- (1) 在修改的运行、维修和调试前，应对相关人员完成适当的培训，以保证其熟悉修改的系统，并充分了解如何以安全又可靠的方式运行、维修和调试经修改的设备。培训内容取决于修改的复杂性以及其对核动力厂运行、维修和调试的影响。



(2) 对人员操作产生重要影响的修改，必要时应当对相关人员进行重新授权。

2.7.4 对于安全重要修改，营运单位应当根据《核动力厂营运单位核安全报告规定》要求，将其作为重要修改活动向国家核安全局进行定期报告。

## 3. 构筑物、系统和设备的修改

### 3.1 概述

3.1.1 构筑物、系统和设备的修改是指构筑物、系统和设备或规程的变更、增加或移除，这类活动可能影响构筑物、系统和设备的设计功能、实现设计功能的方式或者论证其完成设计功能的评价方法。

此外，构筑物、系统和设备的修改还包括实施最终安全分析报告中没有描述的测试或试验。

设计功能是指最终安全分析报告中描述的安全功能，支持或者影响安全功能的构筑物、系统或部件功能，还包括执行预期功能的条件，如设备响应时间，过程条件、设备鉴定和单一故障要求等。

3.1.2 对构筑物、系统和设备进行修改的原因通常包括：

- (1) 设计改进；
- (2) 制造缺陷；
- (3) 安装不合理；
- (4) 物项替代；
- (5) 升级换代等。

3.1.3 本章主要给出了对构筑物、系统和设备修改进行分类、设计和审查的要求和指南。营运单位可按照图 1 所示的流程判断修改是否属于安全重要修改。

3.1.4 营运单位应当对筛选准则和评价准则的分析过程和结论进行书面记录，以作为确定修改属于一般修改还是安全重要修改的依据。记录应当包括准则分析过程中所采用的工程判断和逻辑（尤其是缺少行业共识的领域），记录的详细程度应当与修改的安全重要性和复杂程度相匹配。

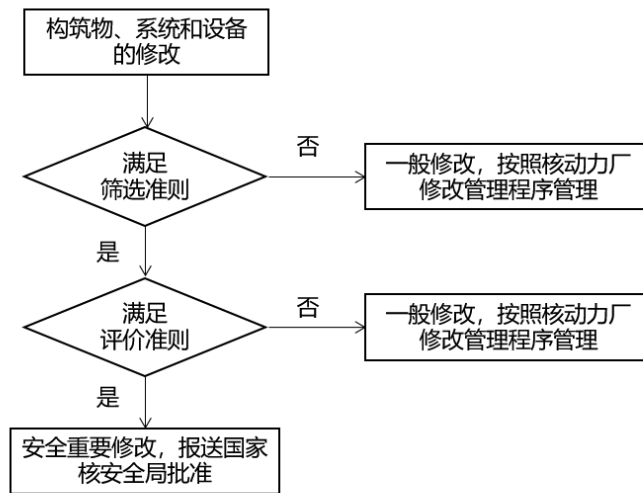


图 1 构筑物、系统和设备的修改管理流程

## 3.2 安全重要修改的筛选准则

3.2.1 筛选准则关注修改是否对构筑物、系统和设备设计功能、用于执行或控制设计功能的方法，论证完成预期设计功能的评价方法产生不利影响，修改产生不利影响，或者既有正面影响也有不利影响，均属于满足筛选准则，应采用 3.3 节评价准则进行评价。

3.2.2 当修改对构筑物、系统和设备产生以下方面影响时，满足筛选准则。

- (1) 降低了构筑物、系统和设备完成设计功能的可靠性；
- (2) 降低了现有的多重性、多样性和纵深防御；
- (3) 增加或删除了构筑物、系统和设备的自动或手动设计功能；
- (4) 改变了控制特性，如将自动改为手动或反之；
- (5) 导致系统或者材料间非预期的、或是以前没有审查过的相互作用；
- (6) 对执行要求行动的能力或响应时间造成了不利影响，如：改变设备的可达性或者增加执行任务的必要步骤；
- (7) 降低了构筑物、系统和设备的抗震鉴定等级或环境鉴定等级；
- (8) 在多机组厂址中影响其他机组；
- (9) 影响了用于建立设计基准或者安全分析的评价方法；
- (10) 最终安全分析报告中没有描述的构筑物、系统和设备的修改，对最终安全

分析报告中描述的电气排布、结构完整性、环境条件或者其他设计功能产生了间接影响。

3.2.2.1 构筑物、系统和设备往往有很多子部件，如果子部件的修改对设计功能造成潜在不利影响，即使子部件没有在最终安全分析报告中描述，也属于满足筛选准则的修改。

3.2.2.2 非安全相关的构筑物、系统和设备的修改，如果对设计功能产生了间接的不利影响，属于满足筛选准则的修改。

非安全相关的构筑物、系统和设备在抗震鉴定、防飞射物、防水淹、防火、环境鉴定、防高能管线破口效应以及防甩墙等方面的修改，会对设计功能产生间接或次生影响。筛选过程应予以关注。

3.2.2.3 等效替代是经营运单位等效评价，确认替代物项不改变原构筑物、系统和设备的设计功能，且性能已得到充分验证的修改，不属于满足筛选准则的修改。

3.2.3 规程包括如何执行或控制设计功能的描述，如操纵员动作顺序或响应时间，构筑物、系统和设备运行和运行模式的描述（文字或图表）、运行控制和放射性控制等类似信息。

对构筑物、系统和设备设计功能的执行或控制方式造成不利影响的规程修改，属于满足筛选准则的修改。对于完全改变或替换设计功能的执行或控制方式的规程修改，应保守的作为不利修改，满足筛选准则。

3.2.4 论证完成预期设计功能的评价方法是指最终安全分析报告中描述的，且用于最终安全分析报告的安全分析或者建立设计基准的评价方法，包括：

- (1) 用于证明满足裂变产物屏障设计基准的评价方法；
- (2) 用于对安全壳、应急堆芯冷却系统和事故开展安全分析（通常在最终安全分析报告第 6 章和第 15 章）的评价方法，以证明事故后果不会超过法规标准要求；
- (3) 用于证明设计基准工况下设计功能能够实现的评价方法，设计基准工况包括自然现象、环境条件、动态影响、全厂断电和未能紧急停堆的预期瞬态。

当对上述评价方法进行修改，当满足以下任一条件，属于满足筛选准则的修改：

- (1) 对现有评价方法的要素进行不利修改；
- (2) 使用另一种评价方法来替代现有的评价方法。

3.2.5 最终安全分析报告中没有描述的测试或试验是指，构筑物、系统和设备采用与最终安全分析报告分析或描述不一致的方式，或超出最终安全分析报告中描述的设计基准参考范围的方式进行使用或控制，但不包括维修相关的测试或试验。除下列情况外，均属于满足筛选准则：

- (1) 能够被最终安全分析报告中描述的测试或试验的边界所包络；
- (2) 能够可靠地对测试或试验所影响的构筑物、系统和设备进行隔离。

3.2.6 核动力厂数字化方面的修改通常涉及软件、硬件以及人机接口相关内容，在判断其对构筑物、系统和设备的影响时，应从软件和数字化设备的使用、多个部件/系统或功能的组合、人因工程评价三个方面进行分析。

3.2.6.1 在软件和数字化设备的使用方面，对冗余系统进行数字化修改会对系统的设计功能造成不利影响，原因在于共因失效的可能性增加。但是，如果证明修改设计能够消除共因失效，可以认为修改未产生不利影响。

对于相对简单的数字化修改，可以从数字化修改的物理特征（有限的影响范围、相对简单的内部数字架构、有限的功能、可进行充分测试）和工程评估（设计质量、数字化设备的单一故障可被已有的故障模式包络、广泛且适用的应用经验）方面论证修改未产生不利影响。

以下数字化修改可能对构筑物、系统和设备的设计功能产生不利影响，需要在筛选中具体分析：

- (1) 增加或者移除死区；
- (2) 采用瞬时读数代替平均读数（或与之相反）。

3.2.6.2 在多个部件/系统或功能组合方面，最终安全报告会描述部件/系统的数量、布置以及功能分配。对于采用数字化设备代替模拟设备的修改，可能会将多个部件/系统或功能合并到单一部件/系统，如果这种合并对设计功能产生不利影响，例如数字化设备失效导致多个设计功能丧失，则满足筛选准则。

另外，对于涉及到网络，不同系统设计功能合并，跨通道、系统和分区的连接，以及资源共享（例如双向通信、电源、控制器和多功能显示控制站）的数字化修改，应当重点分析其是否降低了设计功能的冗余性、多样性、隔离性或独立性。如有降低，则满足筛选准则。

3.2.6.3 在人因工程评价方面，人机接口应当确保使用者能够准确感知、理解和

响应系统信息并完成其任务。对于涉及人机接口的数字化修改，应首先识别修改所涉及的基本任务（包括监视和识别、状态评价、计划响应、执行响应四类），然后分析修改是否对人员完成基本任务的能力造成了不利影响。对设计功能的执行造成不利影响的例子包括但不限于：

- （1）误操作概率增加；
- （2）状态评价的难度增加；
- （3）执行动作的难度增加；
- （4）响应时间增加；
- （5）引入了新的失效模式。

3.2.7 构筑物、系统和设备的临时性修改是指在一定时限内实施的且非反复出现的修改，如：临时的管线、跨接导线、拆除导线、起重导线、设备屏蔽、临时设定的停堆整定值、临时法兰盲板和临时取消联锁、临时障碍物、旁路、脚手架和支撑等。

对于已执行维修规则的核动力厂，应按照下列要求对临时性修改进行管理：

（1）对于与维修活动无关的临时性修改，以及作为补偿措施以解决物项降级或不符合项而采用的临时性修改，按照本导则管理；

（2）对于与维修活动有关的临时性修改，如果在功率运行期间的实际和预计影响时间不超过 90 天，且维修活动结束时核动力厂恢复到初始条件，临时性修改按照维修规则进行评价和管理；否则按照本导则进行管理。

对于未执行维修规则的核动力厂，临时性修改与永久修改一致，按照本导则进行管理。

3.2.8 当构筑物、系统和设备的修改涉及到最终安全分析报告时，营运单位应当对最终安全分析报告进行及时修订，以使其能够反映构筑物、系统和设备的最新状态。

### 3.3 安全重要修改的评价准则

3.3.1 对于满足 3.2 节筛选准则的修改，营运单位应当按照以下八条评价准则进行分析评价，各评价准则的详细说明见附录 A，其中准则（1）至（7）适用于除评价方法以外的修改，准则（8）适用于评价方法的修改。满足任一评价准则的修改属于安

全重要修改。

- (1) 导致最终安全分析报告中评价过的事故发生频率的增加超过评价限值；
- (2) 导致最终安全分析报告中评价过的安全重要构筑物、系统和设备故障概率的增加超过评价限值；
- (3) 导致最终安全分析报告中评价过的事故后果的增加超过评价限值；
- (4) 导致最终安全分析报告中评价过的安全重要构筑物、系统和设备故障后果的增加超过评价限值；
- (5) 导致最终安全分析报告中未曾评价过的事故；
- (6) 导致安全重要构筑物、系统和设备产生最终安全分析报告中未曾评价过后果的故障；
- (7) 导致超过或者改变裂变产物屏障设计基准限值；
- (8) 导致与最终安全分析报告中用来确定设计基准或者安全分析的评价方法的偏离。

3.3.2 修改涉及的每一个要素都应分开独立评价，如果要素之间相互关联，则可以一起评价，例如：

- (1) 要素之间是互相依存的关系。如修改某一系统或部件时有必要额外修改其他系统或规程；
- (2) 多个要素共同完成一个设计或运行功能。例如：对某个泵进行升级改造，那么其支持系统也有必要修改，如冷却水系统。

## 3.4 修改的设计与审查

3.4.1 修改应尽可能地减小对原设计功能的偏离。当这些偏离不可避免时，应该根据《核动力厂设计安全规定》(HAF102)进行评价，以表明该偏离是可以接受的。

3.4.2 营运单位应在修改设计阶段考虑建造、安装、调试、设备验收、试验（包括验收标准）和运行维修的要求，并根据修改的重要性进行安全分析。

### 3.4.3 安全分析

3.4.3.1 在实施修改前应当进行安全分析，以确定建议的修改是否会产生安全影响以及是否符合核动力厂设计和运行的监管要求。

3.4.3.2 安全分析应当由具备相应能力的人员采用系统的方法完成，并由与执行

安全分析人员无关的安全专家审查。在这个阶段的评价中应当考虑执行修改时的状态（包括放射性危害）以及修改后的核动力厂运行。

3.4.3.3 安全分析应当包括对在修改的实施期间以及修改实施后在核动力厂的调试、试验、维修和运行中可能引起放射性危害后果的分析。评价范围应当包括修改的构筑物、系统和设备及其相关系统对其邻近的构筑物、系统和设备的影响，以及对与其相连接的系统或者支持系统（例如电力供应）的影响。当修改对其它系统造成影响时，还应当评价这些影响是否满足本章所给出的筛选准则和评价准则。

3.4.3.4 安全分析应当表明，修改后的核动力厂能够安全运行并满足相关安全要求，并且应在修改实施前特别考虑以下内容：

- (1) 所有核动力厂状态均满足相关安全标准；
- (2) 在任何核动力厂状态下，修改后的构筑物、系统和设备对其他安全重要物的安全功能不会产生明显不利的影响；
- (3) 修改既不会明显增加职业照射或公众照射风险（符合 ALARA 原则），也不会明显增加事故风险；
- (4) 修改对核动力厂安全没有不利的影响，并且不会引起新的危害；
- (5) 充分评价修改的构筑物、系统和设备与安全分析报告中的所有事故序列在技术上和运行中的关系；
- (6) 采用适当的评价方法对修改的构筑物、系统和设备的每种确定的故障模式进行评价；
- (7) 评价和分析潜在在外部事件的影响和未经充分合格鉴定的构筑物、系统和设备在承受外部事件时引起的后果；
- (8) 评价修改的环境影响；
- (9) 评价修改实施过程产生的安全后果、临时设备对核动力厂运行的影响和承受预计运行事件和事故的能力；
- (10) 审查与其他设计修改的潜在相互影响，因为后续的修改可能依赖于先前的修改；
- (11) 考虑不恰当地执行修改可能引起的潜在后果；
- (12) 对修改产生的放射性废物进行管理；
- (13) 考虑修改实施中所需要闭锁的安全信号和调整的运行限值和条件，并保

证必要时复原这些措施的步骤已准备就绪。

3.4.3.5 安全分析应当包括确定论安全分析，并在必要时进行概率安全分析。如果用于概率安全分析的核动力厂专用模型是适用和可靠的，应当进行定量评价来确定修改对核动力厂总风险的影响，以支持修改决策和提出补充要求。

3.4.5 应当由与设计 and 执行修改无直接关系的人员审查修改的范围、安全有关问题和后果。审查人员可以包括运行人员、工程人员、设计单位、安全专家和其他技术顾问或管理顾问的代表。必要时，顾问人员也可包括独立于修改的外部顾问（特别是对于较大的修改）以保证能够对修改（包括对核动力厂所有的安全有关问题）进行全面和充分的讨论。审查还应包括对重要的软件修改进行独立的验证与确认。

### 3.5 修改之间的相互影响

3.5.1 应当注意修改之间的内在关联，并且应避免在核动力厂同一部分或核动力厂相关联部分同时进行两个或多个可能互相冲突的修改。

3.5.2 应当注意修改对其相关的构筑物、系统和设备的影响，例如：对构筑物、系统和设备和过程软件进行修改时，相关的运行程序和文件也应当进行相应修改；对运行限值和条件进行修改时，通常与之相互关联的程序和文件也应当进行相应修改，某些情况下相关的构筑物、系统和设备也可能需要进行修改。

3.5.3 应当考虑修改对培训程序和核动力厂模拟机的影响，当修改影响了其适用性或培训效果时，应当对其进行改造。

3.5.4 设计、施工、运行、维修和培训人员之间应当密切联系与合作，以保证有效地完成所有必需的支持活动，从而保证完成修改的核动力厂的安全运行。

## 4. 核动力厂运行限值和条件的修改

4.1 运行限值和条件修改均属于安全重要修改，实施前应报国家核安全局批准。

4.2 随着核动力厂重大修改的进行、安全基准的变化及经验积累和技术发展，应当在必要时重新评价和修改运行限值和条件。对运行限值和条件的修改还需要分析和考虑定期试验或调试试验的结果。

4.3 如果需要临时修改运行限值和条件，例如为了进行某个新的堆芯物理试验，



应特别注意分析这些修改的安全后果。对于运行限值和条件的临时性修改，应当与永久性修改一样进行相同程度的评价和批准。当永久性修改方案可行时，应取代运行限值和条件的临时性修改。

## 5. 程序和文件的修改

5.1 对于程序和文件的修改，营运单位应当在正式使用前对其有效性进行验证与确认，对其它受影响的程序和文件进行修订，并对相关人员进行必要的补充培训。

5.2 对于以下程序和文件进行的修改属于安全重要修改，营运单位应在实施前报国家核安全局批准：

- (1) 《核设施运行申请书》；
- (2) 《核动力厂运行质量保证大纲》；
- (3) 《核动力厂应急预案》；
- (4) 《在役检查大纲》；
- (5) 《装换料大纲》；
- (6) 《维修大纲》；
- (7) 国家核安全局要求的其他材料。

对于这些程序和文件的修改，营运单位应当保存有关资料并在整个寿期内可以查阅，以备监管单位进行监督检查。

5.3 营运单位对组织机构的修改应遵循《规定》和《核动力厂营运单位的组织和安全管理》（HAD103/06）的相关要求。

## 名词解释

### 设计基准

用于确定核动力厂系统、设备、构筑物执行特定功能的信息，以及用于确定设计参考边界的控制参数特定值或取值范围。这些值可能是(1)为实现功能目标，来自普遍接受的“达到最高水准的”实践限制，或 (2)来自假想事故影响分析(基于计算和/或实验)的要求，假想事故中系统、设备、构筑物必须满足其功能目标。

### 安全基准

在核动力厂运行许可证申请和运行期间，营运单位为满足核安全管理要求所作的，并由国家核安全局批准或认可的承诺。

安全基准应当包括：

- (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。

### 核动力厂配置

核动力厂的构筑物、系统和设备以及其他组成部分的物理、功能和运行特征，包括：

- (1) 构筑物、系统和设备；
- (2) 运行限值和条件；
- (3) 程序和文件；
- (4) 计算机系统；
- (5) 组织机构及规章制度。

## 评价限值

构筑物、系统和设备的安全重要修改评价准则中给出的风险增量限值，超过限值的修改应在实施前取得国家核安全局批准。

## 过程软件

为了在核动力厂运行环境中运用计算机执行特殊任务而专门开发的软件（例如，反应堆控制和仪表软件、控制和保护软件、装卸料机控制和核动力厂模拟软件）。

## 附录 A

### 安全重要修改的评价准则

#### 1. 导致最终安全分析报告中评价过的事故发生频率的增加超过评价限值

首先识别出修改影响的事故，前提是该事故在最终安全分析报告中评价过，然后再确定该事故的发生频率增加是否超过了评价限值。

对于大多数反应堆，基于发生的频率对事故和瞬态进行分类。国内压水堆核动力厂通常定义了以下几种设计基准核动力厂状态：

- (1) 正常运行和瞬态；
- (2) 中等频率事件；
- (3) 稀有事故；
- (4) 极限事故。

在同一类状态下，修改有可能导致事故的发生频率变化超过评价限制，当这种情况出现，或者修改导致事故从一个状态分类变为另一个状态分类时，认为修改满足评价准则。

一般情况下，基于定性评价（采用与最终安全分析报告的分析假设相一致的工程评价）确定频率是否增加，也可通过核动力厂特定的事故频率计算或者概率安全分析进行定量评价。概率安全分析仅是评价修改影响的工具，使用概率安全分析不是本节评价准则进行评价的要求。

在适当的情况下，可以用工程实践、工程判断以及概率安全分析技术来确定修改是否会导致事故发生频率的增加超过评价限值。通过特定核动力厂和通用性研究，在事故发生频率和风险重要序列领域得到的研究成果，在适当的情况下可以用于确定哪些事故发生的频率增加大于评价限值。为了确认超过了评价限值，修改对事故频率的影响必须可辨别且是由修改造成的。

由于自然现象发生频率作为核安全许可内容的一部分，并且预计不会改变，对地震、龙卷风以及其他自然现象的设计要求的修改应当视为潜在影响设施故障的概率，而不是影响事故发生频率。

特别对于数字化修改，分析是否满足评价判断的关键在于判断数字化设备是否增加了导致事故的始发事件概率。所有的始发事件均可归因于设备或者人员，因此分析时应当综合考虑设备和人员的因素。

特别对于数字化修改，始发事件的设备因素包括与数字化特有的，和非数字化特有的。数字化特有的因素例如软件本身的共因故障，非数字化特有的因素例如因数字化系统对环境的适应性导致的共因故障。

特别对于数字化修改，事故概率的定量数值通常难以获得，所以使用定性分析是可行的。值得注意的是，要考虑修改中相互依存的两方面的综合影响，例如软件共因故障的不利影响可能部分或者全部的被数字系统的有利影响所抵消。

事故发生频率变化不超过评价限值的例子如下：

(1) 当频率变化很小或者频率变化没有增加趋势时，修改对事故发生频率的影响可以忽略不计。

(2) 修改满足合适的核安全要求以及适用的修改构筑物、系统和设备的设计、材料与建造等标准。如果修改不满足适用的要求和标准，则认为修改导致事故发生的频率增加可能超过评价限值。

(3) 计算事故发生频率的增加：

a. 修改后事故或者瞬态频率增加不超过 10%，或

b. 修改后的事故或者瞬态频率低于  $10^{-6}$  或特定的核动力厂阈值。

如果修改导致事故发生频率增加且无法忽略，但无法给出定量的评价结果时，应当保守地认为修改满足本条评价准则。

需要说明的是，即使修改导致的事故频率增加低于评价限值，修改仍必须满足适用的法规和导则要求和所遵循的其他验收准则（如国家标准、行业标准及行业内广泛认可的标准规范），以及相关的设计、制造、建造、测试和性能要求。

## **2. 导致最终安全分析报告中评价过的安全重要构筑物、系统和设备故障概率的增加超过评价限值**

在确定安全重要构筑物、系统和设备故障概率是否发生变化时，首先应当确定修改影响哪些构筑物、系统和设备，然后确定构筑物、系统和设备受哪些影响。如果修改涉及不同后果的故障，需要根据本附录第 6 节来考虑故障的影响或者后果。

评价应包括直接和间接影响。直接影响是指那些对构筑物、系统和设备的直接修改。间接影响是指修改影响一个构筑物、系统和设备且该构筑物、系统和设备影响另一构筑物、系统和设备执行最终安全分析报告中描述的设计功能的能力；需要注意的是，某些设计功能虽然没有在安全分析中特别指明，但安全分析论证了这些设计功能的适宜性，因此也属于评价间接影响时需要考虑的范围。

在确定修改对安全重要 SSCs 的影响之后，需要确定安全重要 SSCs 故障概率增加是否超过最小限值。只有在修改对故障概率的影响可辨别并且能够归因到修改的情况下，才考虑故障概率是否超过评价限值。

一般情况下，采用适当的工程定性判断或工程先例来确定故障概率是否超过评价限值。如果合适且可行的话，可采用适当的计算来定量论证故障概率变化。

当故障概率变化很小或者没有概率增加趋势时，修改对故障概率的影响可以忽略不计，即可认为不超过评价限值。

修改对故障概率的影响要依据最终安全分析报告中描述的详细程度进行评价。故障概率是否超过评价限值的确定要与最终安全分析报告描述的故障模式和影响分析的程度相一致。评价需要考虑之前已经评价的故障以及始发事件或者缓解措施的影响，也需要考虑修改的本质特征。比如，如果之前的评价是基于各通道相互独立，假设一个通道发生故障，那么引起交叉或者可信共模故障(比如，模拟升级到数字信号导致的)的修改需要进一步评价，以确定故障概率是否增加。

地震、龙卷风和其他自然现象有关设计要求的修改应当视为对构筑物、系统和设备故障概率的潜在影响。

特别对于数字化修改，分析是否满足评价判断的关键在于判断数字化设备是否增加了导致故障的始发事件概率。所有的始发事件均可归因于设备或者人员，因此分析时应当综合考虑设备和人员的因素。

特别对于数字化修改，始发事件的设备因素包括与数字化特有的，和非数字化特有的。数字化特有的因素例如软件本身的共因故障，非数字化特有的因素例如因数字化系统对环境的适应性导致的共因故障。

特别对于数字化修改，事故概率的定量数值通常难以获得，所以使用定性分析是可行的。值得注意的是，要考虑修改中相互依存的两方面的综合影响，例如软件共因

故障的不利影响可能部分或者全部的被数字系统的有利影响所抵消。

特别对于数字化修改，不同功能的组合导致不同系统设计功能的组合，要么直接通过相同的数字设备，要么间接通过资源共享。数字化修改引入的资源共享（例如双向通信，电源，控制器和多功能显示控制站）可能会降低了设计功能的多重性、多样性、实体隔离或独立性。如有降低，通常即认为满足安全重要构筑物、系统和设备故障发生概率的增加超过评价限值；但这不包括营运单位将额外的多重性、多样性、实体隔离或独立性降低到最终安全分析报告所认可程度的情况。

以下是安全重要构筑物、系统和设备故障发生概率的增加不超过评价限值的例子：

（1）安装额外设备或者装置的修改（比如，电缆，手动阀门，保护设施），只要能够满足所有适用的设计和功能要求（包括适用的法规，标准等）。比如，给断路器增加保护装置或者安装一个额外的疏水管道（有合适的隔离能力）不会导致故障概率超过评价限值。

（2）一种部件替换另一相似功能的部件的修改，只要能够满足所有适用的设计和功能要求（包括适用的法规，标准等）并且现有分析已经包络了任何新的故障模式。

（3）修改满足适用的设计基准要求(比如，地震和风力荷载，实体隔离准则，环境鉴定等)；

（4）涉及新增或者改变操纵员行动的修改，该行动支持安全分析中考虑的设计功能，应满足以下要求：

- 该行动（包括要求完成时间）已经反映在核动力厂程序和操纵员培训程序中；
- 营运单位已经论证该行动能够在考虑了所需时间之内完成。所需时间要考虑该行动执行时所处的工作负荷、环境条件；
- 修改的评价考虑了在实施手动操作中从可信错误恢复的能力以及完成该恢复所需要的时间；
- 评价考虑了修改对核动力厂系统的影响。

以下是将导致安全重要构筑物、系统和设备故障概率增加超过评价限值的例子：

（1）修改将导致设计应力超过法规容许值、其他许用应力或者变形极限（如有），包括供应商为确保泵功能而规定的泵壳应力极限；

(2) 修改将降低系统/设备的冗余性、多样性、实体隔离或者独立性;

(3) 修改将(永久地)用手动操作代替自动动作,以执行最终安全分析报告中描述的设计功能;

(4) 修改导致故障概率超过原来的 2 倍。注意:该评价需应用在部件级别上。当满足该准则时,还可能满足其他评价准则,比如导致事故发生频率的增加超过评价限值。

如果修改导致的故障频率增加无法忽略,但无法给出定量的评价结果时,应当保守地认为修改满足本条准则。

需要说明的是,即使修改导致的故障频率增加低于评价限值,修改仍必须满足适用的法规和导则要求和所遵循的其他验收准则(如国家标准、行业标准及行业内广泛认可的标准规范),以及相关的设计、制造、建造、测试和性能要求。

### 3.导致最终安全分析报告中评价过的事故后果的增加超过评价限值

核动力厂的安全目标是在核动力厂中建立并保持对放射性危害的有效防御,以保护人与环境免受放射性危害,因此本导则关注的后果增加是指对公众或者从业人员的放射性剂量增加。

后果包括最终安全分析报告评价过的所有事故引起的剂量,事故范围包括在最终安全分析报告专设安全设施和事故分析以及其它最终安全分析报告描述的核动力厂设计中需要考虑的事故(比如,汽轮机飞射物和水淹),但是不包括日常运行、维护、试验等引起的职业照射。职业照射剂量应当采用合理可行尽量低原则(ALARA)来控制 and 维持。

如果修改引起了屏障性能改变或者不会导致对公众或者从业人员的放射性剂量增加的后果,则依据本附录第 7 节或者其他准则来评价其影响。

评价的第一步为定性判断,确定最终安全分析报告中评价过的哪些事故的放射性后果可能会受到修改的影响,一些有助于做出判断的问题举例如下:

(1) 修改是否会改变、阻止或降低最终安全分析报告中描述或假设的事故应对行动的有效性?

(2) 修改是否会改变最终安全分析报告中已描述的事故放射性后果评价的假设条件?



(3) 修改是否会对缓解最终安全分析报告中描述的事故放射性后果产生影响？

评价的第二步定量判断，确定修改是否会增加最终安全分析报告中评价过的事故的放射性后果，如果认为修改会对最终安全分析报告中描述的事故分析的放射性后果有影响，那么必须进行以下分析：

(1) 修改后的放射性后果是否能被原最终安全分析报告中的分析包络；

(2) 修改的影响是否超出评价限值。

对于一个给定事故，最终安全分析报告中确定了剂量的计算值或边界值。这些值满足《核动力厂环境辐射防护规定》（GB6249-2011）或事故分析的验收准则。

对于在主控室外执行要求行动的人员剂量，如果任务剂量超出相关标准要求，则认为事故后果的增加超过评价限值。

对于事故导致的主控室内和场外剂量后果变化不超过评价限值需满足以下条件：

(1) 修改导致的剂量增加小于或等于原后果的计算值与标准限值差值的 10%，标准限值是指《核动力厂环境辐射防护规定》（GB6249-2011）中规定的放射性限值；且

(2) 修改后事故的剂量满足事故分析的验收准则。

如果修改导致事故当后果变化很小或者不确定后果是否发生变化以致不能合理得出后果实际发生变化的结论(即后果增加趋势不清晰)时，不认为后果增加。

如果修改导致事故后果增加且无法被原事故分析包络，但无法给出定量的评价结果时，应当保守地认为修改满足本条准则。

#### **4. 导致最终安全分析报告中评价过的安全重要构筑物、系统和设备故障后果的增加超过评价限值**

要判断修改是否会导致故障后果的增加超过评价限值，第一步是判断修改影响了哪些最终安全分析报告中评价过的有放射性后果的故障。第二步是判断修改是否增加放射性后果，如果有增加的话，判断是否超过了评价限值。关于修改是否导致故障后果的增加超过评价限值的评价准则与修改是否会导致事故后果的增加超过评价限值的评价准则相同（参考本附录第 3 节）。

#### **5. 导致最终安全分析报告中未曾评价过的事故**

最终安全分析报告中未曾评价的事故与评价过的事故在类型上有所区别，但具有

相似的概率和重要度，需要开展不同的事故分析，而不是对已有安全分析进行简单修改。

要评价修改是否会引发最终安全分析报告中未曾评价过的事故，首先要确定最终安全分析报告中已经评价过的事故类型。

最终安全分析报告的事故分析所假设的事故通常指“设计基准事故”，包括LOCA、其他管道破裂、弹棒等。事故和瞬态的术语经常使用，“瞬态”指频率高但后果不严重的事件，“事故”指频率低但后果严重的事件。在概率安全分析中，瞬态通常被视为始发事件，事故通常指核动力厂和安全系统的各种响应动作组合引起的序列。本条评价准则关注与设计基准事故频度和重要性相类似的事故发生可能性。因此，多重独立失效或其他情况造成的事故不满足本条评价准则。

有些特定的事故不在最终安全分析报告进行讨论，因为这些事故的影响能被其他分析的事故所包络。例如，一个小管线的假想管道破裂可能不会在最终安全分析报告中专门评价，因为没有同一区域大管线的假想管道破裂严重。因此，如果一项修改可能在该区域引入一个小管线破口，该小管线的破裂假设不作为最终安全分析报告中未曾评价过的事故来考虑。

最终安全分析报告对许多瞬态和事故或始发事件进行了评价，并根据事故影响对事故进行了分类，例如将造成一回路超压进而可能威胁一回路完整性的事故分为一类。这种分类方式为比较不同事故提供了基础，可以通过对某类事故中的限制性事故序列（即可能挑战验收准则的事故序列）进行识别和分析，这样就不必再对非限制性事故序列作进一步分析，最终安全分析报告中也不会对非限制性事故序列进行讨论。为了帮助识别出未曾评价过的事故，要考虑到最终安全分析报告的事故分析是基于已有设备的可信失效模式，并判断修改是否改变了限制性事故序列的基础。

未曾评价过的事故限于那些与最终安全分析报告评价的事故概率相当的事故，且在之前安全分析所采用的假设条件范围（如随机单一故障、丧失厂外电等）内是可信的。对于导致最终安全分析报告中评价过的事故的新始发事件，不认为产生了未曾评价过的事故。

当修改引起以前认为不可信的事故的概率增加到与最终安全分析报告中评价过的事故的概率相当时，认为修改造成了最终安全分析报告中未曾评价过的事故。例如，

蒸汽发生器多根传热管破裂等严重事故已经被广泛分析过，但是这些事故的概率极低因此没有被考虑为设计基准的一部分，如果修改导致蒸汽发生器多根传热管破裂成为可信的，修改就导致了最终安全分析报告中未曾评价过的事故。

## 6. 导致安全重要构筑物、系统和设备产生最终安全分析报告中未曾评价过后果的故障

通常假设构筑物、系统和设备的单一故障来评价核动力厂性能，评价重点为故障的后果而非故障原因或类型。本准则关注的“未曾评价过后果的故障”是指与之有关的始发事件或失效的影响超出最终安全分析报告描述范围的情形。换言之，如果新的失效机理导致的故障或后果与最终安全分析报告中分析过的相同或者在其包络范围内，那就不属于导致未曾评价过后果的故障，举例如下：

(1) 如果更改泵的设计，可能会引入新的失效机理，导致泵运转失效。但是如果最终安全分析报告评价过或能包络该影响，则修改不会产生与最终安全分析报告不同后果的故障。

(2) 如果给水控制系统由模拟系统升级为数字系统，新增加的部件会以与原有设计不同的方式失效。如果部件或子系统失效的最终后果与最终安全分析报告中描述的是相同的，或者在其包络范围内（即，最高性能要求的失效，最小性能要求的失效，正常性能要求的失效等），则该升级不会导致不同后果的故障。

在最终安全分析报告中没有描述某些特定故障，因为它们的影响在其他故障的包络范围内。例如，在最终安全分析报告中没有描述为部件供油的润滑油泵的失效，因为已经在最终安全分析报告中描述了运行的辅助部件的失效。

在应用本条准则评价修改时，应当评价故障的模式和后果，既包括修改导致的，也包括最终安全分析报告之前分析过的；评价应该按照最终安全分析报告中故障模式和影响分析（FMEA）的方式进行，某些修改可能需要执行新的故障模式和影响分析（FMEA）。需要注意之前的事事故分析是在部件级或是整个系统级上评价故障的。评价应考虑之前已经评价过的故障、始发事件或缓解影响的级别，还需要考虑修改的本身特性。比如，假设一个系列失效，由于系列是相互独立的，应该进一步评价修改导致的共因或可信共模故障（例如，模拟系统升级为数字系统的结果），以确定是否会产生未曾评价的后果。

未曾评价过后果的故障限于那些与最终安全分析报告描述的故障概率相当的故

障。例如，根据抗震标准设计的部件由地震引发的失效不会导致最终安全分析报告中未曾评价过的后果。当修改引起以前认为不可信的故障频率增加到与最终安全分析报告中分析过的故障频率相当时，认为修改产生了未曾评价过后果的故障。

一旦确定了最终安全分析报告中评价过的故障及其故障后果，也就可以确定修改导致的故障模式的类型和后果。将两项列表进行对比，可以得到评价结论。举一些可能导致未曾评价过后果的故障例子：

(1) 在应急堆芯冷却系统泵的排出系统上增加一条常开通风管道。不同后果的故障是系统潜在的排泄导致系统不能正常运作。

(2) 与安全重要物项有关的主控室报警、控制和显示的重要修改或者升级，导致了之前的分析或评价所不能包络的新失效或者共因失效。

特别对于数字化修改，评价是否导致未曾评价的故障需要从“故障发生概率相当”和“故障后果的影响”两个方面分析。

对于“故障发生概率相当”，如果定性分析结论足够低，那么修改不会导致与最终安全分析报告描述的故障概率相当的故障，也就意味着修改不会导致未曾评价过后果的故障。如果定性分析结论不是足够低，表明修改可能会导致与最终安全分析报告描述的故障概率相当的故障，进而可能产生未曾评价过后果的故障，需要采用与最终安全分析报告相一致的假设，需要进一步分析潜在故障对安全分析结果的影响。

对于“故障后果的影响”，通用的分析过程包括以下步骤：

- (1) 识别修改直接或间接影响的功能；
- (2) 识别受影响的功能属于设计功能或安全功能
- (3) 判断是否需要进行新的失效模式和影响分析评价(FMEA)；
- (4) 判断每一项安全功能是否仍可执行或满足；
- (5) 识别最终安全分析报告中评价过的安全重要物项的全部故障；

(6) 对安全重要物项的每一项故障，比较修改引入的故障后果与已评价过的故障后果。

## 7.导致超过或者改变裂变产物屏障设计基准限值

本节评价侧重于裂变产物屏障（燃料包壳、反应堆冷却剂系统压力边界和安全壳）和支持屏障完整性的关键设计信息。评价准则的应用由两个步骤组成：

(1) 确定裂变产物屏障受影响的设计基准限值；

(2) 确定超出或改变设计基准限值的情况。

### (一) 确定裂变产物屏障受影响的设计基准限值

裂变产物屏障的设计基准限值是许可证审评时确定的控制值，在最终安全分析报告中有描述，用于确定裂变产物屏障完整性。这些设计基准限值具备三个特征：

(1) 这些参数是屏障完整性的基础。裂变产物屏障的设计基准限值为屏障设计建立了参考范围。这些参数直接决定了裂变产物屏障的性能，也就是说，设计基准限值是屏障完整性的基础，可认为是屏障可靠性开始下降的点。

为了进行本节评价，需要将直接决定裂变产物屏障完整性的设计基准参数与间接影响裂变产物性能的次级参数区分开来。对于次级参数的变化造成的间接影响，可通过其对保证裂变产物屏障完整性的诸多重要设计基准参数或限值的影响进行评价。例如，辅助给水系统设计流量是本节评价的次要参数，辅助给水系统设计流量降低的可接受程度要根据其对反应堆冷却剂系统的设计基准限值（例如，反应堆冷却剂系统的压力）的影响来确定。

(2) 这些参数用数值表示。在核动力厂总体设计过程中使用数值来表示设计基准限值，而不是功能要求的描述。设计基准限值通常是事故分析方法使用的数值验收准则。核动力厂最终安全分析报告中描述的相关设计和运行参数要符合或者低于（相比之下更加保守）设计基准限值。

(3) 设计基准限值在最终安全分析报告中明确。设计基准限值在初版的最终安全分析报告和升版的最终安全分析报告中都会描述，或者是在最终安全分析报告所引用的参考资料中。

典型裂变产物屏障设计基准限值举例如下：

屏障	设计基准参数	典型设计基准限值
燃料包壳	偏离泡核沸腾比率	与一个给定的偏离泡核沸腾（DNB）关系式相关的 95/95 DNB 准则一致的值
	燃料温度	燃料中心熔化温度
	线功率密度	保证包壳完整性的峰值线功率密度
	燃料比焓	燃料比焓限值，与弥散相关

屏障	设计基准参数	典型设计基准限值
燃料包壳	包壳应力	与包壳脱离有关的内部压力
	燃料燃耗	确保包壳完整性的限值
	包壳温度	1204℃
	包壳氧化率	局部 17%，整体 1%
反应堆冷却剂系统压力边界	压力	特定事故分析的设计限值
	应力	适用于事故且符合相关规范的正常、异常应力设计限值
	加热/冷却	符合相关规范的应力限值
安全壳	压力	安全壳设计压力

对于一个给定的核动力厂或燃料供应商，上面的列表可能会略有不同，对特定事故来说还可能包括其他参数。例如：

(1) 对压水堆的一些事故序列，采用稳压器满水位作为保证反应堆冷却剂系统完整性的控制参数。

(2) 为保证安全壳的完整性，在最终安全分析报告中确定安全壳峰值温度作为独立的限值。

如果最终安全分析报告包含这些参数并将其作为裂变产物屏障的设计基准限值，那么应当根据本节评价准则来评价修改对这些参数的影响。对于所有的情况，评价都必须涵盖修改的直接和间接影响。

## (二) 超出或改变设计基准限值

如果裂变产物屏障设计基准限值被“超出或者改变”，则满足评价准则。“超出”意味着修改导致的核动力厂预计响应与设计基准限值相比在数值上不够保守。“改变”是指设计基准限值本身的修改。

修改的影响包括直接和间接两方面。直接影响例如提高燃料最大燃耗会导致燃料棒内部气体压力超过设计基准限值。间接影响提供了其他参数或从修改到设计基准限值的级联影响，例如降低辅助给水泵的设计流量会减少从反应堆冷却剂系统到蒸汽发生器的传热量（丧失主给水条件下），这将导致反应堆冷却剂系统温度升高，从而导致反应堆冷却剂系统压力升高和稳压器水位上升。这项修改的评价重点在事故分析中反应堆冷却剂系统压力是否超出设计基准限值。

裂变产物屏障的设计基准限值的修改并不常见。例如，由于采用了新设计的燃料，偏离泡核沸腾关系式中 95/95 准则相关的偏离泡核沸腾比可能改变（相同燃料类型下的新的偏离泡核沸腾关系式和比值可能需要按第八条评价准则进行评价）。另外一个例子是，重新设计反应堆冷却剂系统压力边界的一部分，但不再符合建造规范。以上这类修改会影响纵深防御准则的关键要素，因此对设计基准限值的修改没有保守和非保守之分。与这两个例子不同的是，因为辅助给水系统设计流量不是裂变产物屏障完整性的设计基准限值，所以修改辅助给水系统设计流量或其他次级参数本身并不属于“改变设计基准限值”。

依据本节准则评价还包括一些简化方式，例如，如果工程评价说明没有裂变产物屏障的设计基准限值相关的参数受到影响，则不需要依据本节准则进行评价。大部分需要根据本节准则进行评价的参数是用于核动力厂的计算或分析的。如果工程评价说明最终安全分析报告中的分析依然能够包络，则不需要采用本节准则进行评价。注意，采用这种简化方式时必须考虑间接影响和直接影响，以确保不忽略重要的相互作用。

## **8. 导致与最终安全分析报告中用于确定设计基准或者安全分析的评价方法的偏离**

用于确定设计基准或者安全分析的评价方法（以后简称“评价方法”）是论证核动力厂设计满足监管要求以及对事故和事件的响应是可接受的重要部分。评价方法在最终安全分析报告中进行描述，并且在许可过程中经过国家核安全局多层次的审评。

本条评价准则为判断评价方法修改是否属于安全重要修改提供了流程。总的来说，如果评价方法的计算结果与之前相比本质相同或者更加保守，则不满足评价准则。类似地，如果使用了国家核安全局批准的其他评价方法，也不满足评价准则。

如果修改不涉及对评价方法的修改，则本条评价准则不适用。如果修改只涉及评价方法的变更，则应说明前面的七条评价准则不适用。

下面所列的修改属于导致评价方法偏离的情况：

（1）对评价方法中任何要素的修改，产生的结果与原有分析结果相比不保守或本质上不相同；

（2）使用未经国家核安全局批准的，新的或者不同的评价方法。

下面所列的修改不属于导致评价方法偏离的情况：

（1）与最终安全分析报告中未描述、未概述或未总结的评价方法的偏离（这种

修改可能在筛选阶段已被排除)；

(2) 使用国家核安全局批准的新评价方法以降低不确定性，提供更精确的结果，且满足以下条件：a.基于良好的工程实践，b.预期的应用是合适的，c.满足安全评价报告的限值等。营运单位需要在按本条评价准则评价时，对上述条件满足情况进行记录；

(3) 同种评价方法的新版本与旧版本相比，结果本质上相同或者更保守。

以下为判断评价方法修改的两种形式是否满足评价准则提供了指南。

#### (一) 修改评价方法的一项或多项要素的指南

如果对现有评价方法要素的修改导致结果更保守或者结果本质上相同的，则不属于对已批准方法的偏离。评价方法的要素包括：

(1) 关系式。如偏离泡核沸腾比 (DNBR) 关系式；

(2) 数据简化方法。如 ASME III 及附录 G 评价反应堆容器脆化的方法；

(3) 物理常量或系数。如热传导系数；

(4) 数学模型。如衰变热模型；

(5) 电脑程序中的特定限制。如压水堆的非丧失冷却剂事故 (LOCA) 分析中认为热段为水实体；

(6) 对测量或数据不确定性的指定因素说明。如事故分析中使用 ANS-1971 裂变产物衰变热标准曲线时所考虑的 20% 不确定度；

(7) 对结果的统计处理。如特定的热工设计程序；

(8) 剂量转换因子和假设源项。如组织权重因子 (ICRP)。

#### 1. 保守或非保守结果

通过改变评价方法的一个或多个要素而获得裕度是不保守的，这种修改导致了评价方法的偏离。

如果修改评价方法的要素后的分析结果更为接近设计基准限值或安全分析限值 (例如适用的验收准则)，则认为此修改的分析结果比以前的结果更保守。例如，采用一种修改的评价方法，将安全壳压力峰值分析结果从 0.310MPa 修改为 0.331MPa (在 0.345MPa 的设计基准限值内)，应用本节准则认为该修改是保守的。换句话说，如果修改后的评价方法在输入相同时能预测更严重的情况，而仍能满足限值要求，就认为该修改的评价是更加保守的。



与之相反，如果使用一个修改的评价方法导致安全壳计算压力峰值由 0.310MPa 变为 0.276MPa，就认为非保守修改，这是因为修改导致计算值与 0.345MPa 的设计基准限值之间差值更大。

## 2.本质上相同

如果修改后的结果在这类评价分析的误差范围内，则属于“本质上相同”。由于常规的敏感性分析或计算的差异导致的结果偏差属于典型的分析误差范围内的情况，视为“本质上相同”。例如，当在不同的计算平台使用一个方法时（中央处理机和工作站），两个不同平台的计算结果相差少于 1%，1%是此类计算的误差范围，因此，计算结果是本质上相同的。

判断一个新的分析结果与先前结果是否“本质上相同”，可以通过将修改方法和现有方法进行基准算例对比，或者从方法间的差异中可以显而易见地得到结论。当采用基准算例对比来判断其与原有方法的差异时，需要保证核动力厂的条件相同以确保结果是有可比性的。评价方法的比较应当考虑峰值和结果的时间特性，判断结果是否本质上相同时应当采用工程判断。

## （二）采用新的评价方法的指南

### 1. 概述

如果新的评价方法所执行的分析类型被认可，且用到的适用条款、条件和限值可以满足，那么国家核安全局认可这种评价方法的预期应用。针对新的评价方法，国家核安全局有两种认可途径。

第一种途径是评价方法的开发者向国家核安全局提交关于评价方法的性能专题报告，国家核安全局根据专题报告认可该评价方法。在专题报告的安全评价报告中，国家核安全局认可适用于某种类型核动力厂的评价方法的使用。某些情况下，国家核安全局认可通用的评价方法。

第二种途径是认可具体的评价方法，而非通用方法。对于这类评价方法，国家核安全局的认可往往局限于指定的核动力厂设计和指定的应用。对这种情况而言，深入理解此类评价方法应用有关的条款、条件和限值非常关键，这种信息通常记录在许可证申请文件、安全评价报告中。

无论是国家核安全局认可的通用方法还是非通用方法，营运单位都有责任确保全

面理解新的方法、已有应用的条款、以及本次应用的条件与限值。为此，营运单位应当充分的调研和咨询，包括安全分析报告、专题报告以及熟悉该方法现有应用的组织或个人。如果不能找到足够的资料来作为新评价方法预期应用的依据，就不能认为新评价方法的此次应用是国家核安全局的认可的预期应用。

当考虑应用一个新的评价方法时，需要采取与该方法一致的应用条款、条件和限值。混合使用新的和现存的方法属于修改方法，需要根据本评价准则（一）的指南来评价。

## **2.确定新的评价方法是否属于国家核安全局认可的预期应用**

下面几方面是重要的因素，用于确定新的评价方法的具体应用在技术上是否属于预期应用、且是否在国家核安全局可接受的范围之内。

（1）评价方法的应用需与核动力厂执照基准保持一致性。方法需满足相关工业标准，还应考虑方法是否将取代在其他法规或技术规范(堆芯运行限值报告或者压力/温度限值报告)中描述的方法。

如果新评价方法应用需要法规或者特定核动力厂承诺的豁免，或不满足相关工业标准和导则，或者与核动力厂执照基准不一致，则不属于国家核安全局认可的预期应用。

（2）对于计算机程序，程序需按照应用软件质量保证要求安装。核动力厂特定模型需通过与测试数据、核动力厂数据或者批准的工程分析之间的基准对比来进行充分验证。应用本身应与计算机程序的目的和范围相一致，要适当考虑计算机程序的工程经验。

计算机程序安装和核动力厂特定模型的鉴定不能直接从一个组织转让给另一个组织，安装和鉴定应当按照核动力厂质量保证大纲来执行。

（3）核动力厂的设计和操作方式需要与该评价方法的描述一致，相关设备及设备分级相同，相关的失效模式和影响分析相同。如果核动力厂的设计和运行只是相似，而不是相同，需要说明以下考虑因素来评价方法的适用性：

- a. 需要考虑这些差异对评价方法的影响；
- b. 需要考虑是否进行额外的敏感性研究；
- c. 需要考虑是否分析额外的单一故障情况；

d.需要考虑边界条件的分析、设备失效的影响等是否适合特定核动力厂设计。

(4) 核动力厂配置和安全基准的差异能够导致特定方法无法应用。比如：较早的核动力厂安全基准可能不包括在新核动力厂安全基准中要求的给水管道断裂事件的分析。某些核动力厂可能要求假设丧失厂外电或者假设某些事件的最大断裂尺寸；而其他的核动力厂可能已经获得国家核安全局对这些要求的豁免。一些核动力厂可能有增压动力操作安全阀，这些安全阀可以用于泄压；有的核动力厂则没有。核动力厂特定的失效模式和影响分析可能揭示新的潜在的单一故障情景，不能通过原方法进行充分评价。这些差异的存在没有妨碍新方法在核动力厂的应用；但是，必须确定、理解和记录这些差异。如果评价发现与国家核安全局认可的评价方法的依据有关材料存在差异，那么该评价方法不适用。

## 附录 B

### 修改申请报告的格式和内容

#### 1 修改起因的描述（包括预计运行事件的评价和报告）

##### 1.1 系统和设备运行现状

##### 1.2 修改原因

#### 2 修改计划

##### 2.1 修改方案

###### 2.1.1 方案总体说明和图纸

该部分内容，需要全面、清晰、简洁明了地描述修改方案。

为便于审评人员更好地理解，尽可能地以图文结合的形式进行描述，必要时提供示意图、工艺系统流程图、平面布置图、立面图或电气接线图等修改方案相关图纸。

###### 2.1.2 设备鉴定

主要对安全级设备相关资质加以说明，列出修改的安全级设备在最终安全分析报告中需满足的相关设备鉴定要求，如果实际鉴定要求与最终安全分析报告的要求不同，需提交相关证明材料。

###### 2.1.3 质量保证方案

对如何根据相关要求开展质量保证工作进行说明。

##### 2.2 实施计划

###### 2.2.1 时间节点

应描述构筑物、系统和设备修改方案实施的初步时间安排。

## 2.2.2 对核动力厂运行的影响

应分析说明该构筑物、系统和设备修改的实施对核动力厂安全运行产生的影响。

## 2.2.3 与其它修改和检修的相互影响

统筹考虑修改方案的具体实施，与其它修改以及检修安排，是否相互影响，以保证构筑物、系统和设备修改活动的可实施性。

## 2.3 修改清单

制表列出修改可能影响的相关程序清单，例如：严重事故管理导则（SAMG）、运行程序、事故规程、定期试验等。

## 3 修改的设计论证

### 3.1 设计依据

本节应描述物项修改所遵循的法律、法规和技术标准，重点描述物项修改技术规范 and 行业标准。

### 3.2 物项修改系统环境分析

#### 3.2.1 修改物项安全分级

主要包括两类：安全级和非安全级构筑物、系统和设备。

#### 3.2.2 物项修改系统环境分析

综合修改方案和具体实施活动统筹考虑对系统环境的影响，包括：

- 1) 影响的设备/部件：直接接口的设备/部件；相互关联的设备/部件。
- 2) 影响的系统：物项所在的系统；相互关联的系统。
- 3) 影响到的相关专业分析如：总体运行、系统工艺、设备（核岛/常规岛）、结构力学、布置、暖通、电气、仪表、化工等。

#### 3.2.3 物项修改功能影响分析

完成对物项修改系统环境的安全功能分析，包括：

- 1) 原物项安全功能分析；
- 2) 修改方案和活动的安全功能影响分析，对于不同工况下相关联的物项的设计基准的分析。

### 3.2.4 结论

## 4 修改的安全分析资料

### 4.1 筛选准则

列出修改涉及的所有筛选准则，并说明涉及的原因。

### 4.2 评价准则

对每个评价准则进行分析，逐一说明修改的影响是否满足评价准则，并给出评价分析和评价结果。

### 4.3 安全分析及结果

本节应描述确定论/概率论安全分析评价，并提供分析评价结果。

### 4.4 机组运行分析

本节应重点描述构筑物、系统和设备修改活动对核动力厂的运行控制和事故响应等造成的影响（包括对原有技术规范 and 事故规程影响），并提供分析结果。

### 4.5 危险评价

- 1) 分析修改是否会增加内外部危险，或受到内外部危险的影响。
- 2) 分析修改后的构筑物、系统和设备是否会增加内外部危险，或受到内外部危险的影响。

### 4.6 对最终安全分析报告的修改

应描述对修改涉及的最终安全分析报告相关章节的修改。

## 5 构筑物、系统和设备修改后的试验项目及受影响的相关系统和设备的功能和性能重新验证项目

### 5.1 鉴定试验

应列出修改所涉及的鉴定试验清单以及验收准则。

### 5.2 核动力厂试验

应列出修改所涉及的电厂试验清单以及验收准则。

## 6 修改期间的辐射防护措施

### 6.1 辐射防护

原则性说明是否实施了辐射防护。

### 6.2 放射性废物处理方案

本节应描述修改所涉及的放射性废物处理方案，如：清洗去污；切割；水洗；玻璃固化；运输储存等。

## 7 营运单位对修改方案的审查意见

描述核动力厂对修改的内部质保过程。

## 8 国家核安全局要求的其他资料