

核安全导则 HAD 103/14-2023

核动力厂修改的管理

(国家核安全局 2023 年 2 月 9 日批准发布)

国家核安全局

核动力厂修改的管理

(2023年2月9日国家核安全局批准发布)

本导则自2023年2月9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《核动力厂调试和运行安全规定》的要求。

目录

1.	引言.....	1
1.1	概述.....	1
1.2	目的.....	1
1.3	范围.....	1
2.	总体要求.....	1
2.1	概述.....	1
2.2	修改的需求识别.....	2
2.3	修改的设计或方案.....	2
2.4	修改的分类和申请、审查和批准.....	2
2.5	修改的实施.....	3
2.6	修改投用前的试验、验证和检查.....	3
2.7	修改结果的评价.....	4
2.8	修改相关的文件或记录、培训和通报.....	4
3.	构筑物、系统和设备的修改.....	5
3.1	概述.....	5
3.2	安全重要修改的筛选范围.....	6
3.3	安全重要修改的筛选准则.....	9
3.4	修改的设计与审查.....	10
3.5	修改之间的相互影响.....	11
4.	运行限值和条件的修改.....	11
5.	程序和文件的修改.....	12
	名词解释.....	13
	附录 A 构筑物、系统和设备安全重要修改申请报告的格式和内容.....	15
	附录 B 安全重要修改的筛选准则.....	19

1. 引言

1.1 概述

核动力厂在运行期间通常会由于法规以及适用标准的变化、与承诺的法规标准的偏差、消除缺陷或故障、经验反馈、技术和管理能力的进步、对定期安全评价给出的潜在薄弱环节的改进以及经济性需求等原因进行修改。

《核动力厂调试和运行安全规定》（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。

1.2 目的

本导则为核动力厂的修改相关活动提供指导和建议，以确保营运单位对涉及修改的各类活动风险进行有效管理，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以及程序和文件的修改的技术要求和监管方式。

营运单位对核动力厂建造期间初步安全分析报告中描述的构筑物、系统和设备的变更，也可参考本导则第3章判断是否需要报送国家核安全局审查。

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. 总体要求

2.1 概述

2.1.1 营运单位对核动力厂进行的任何修改，应当满足核安全法规以及适用的标准要求，并在修改活动中贯彻纵深防御概念，以保证核动力厂配置满足安全基准。

2.1.2 营运单位应当制定和实施修改管理程序，并指定具体负责的部门或组织机构，以实现修改各环节的有效管理。修改管理程序需要明确规定下列环节的责任：

- (1) 修改的需求识别、设计或方案（包括初步设计（方案）和详细设计（方案））、

分类和申请、审查和批准、实施、投用前的试验、验证和检查、结果评价等；

(2) 修改的跟踪、记录与协调（包括审查的接口关系）；

(3) 修改的文件编制及发送。

2.1.3 营运单位应当在修改的各个环节中关注相同或类似修改的经验反馈。

2.1.4 修改应当满足核动力厂质量保证大纲和程序、工作管理体系等要求。

2.1.5 本章给出了修改各环节应当遵循的总体要求。本章的条款是通用性要求，但也有部分条款主要适用于构筑物、系统和设备的修改，应当在修改过程中根据实际情况执行。

2.2 修改的需求识别

营运单位应当准确识别修改需求，谨慎评价修改的必要性，避免频繁修改对核动力厂安全运行可能造成的不利影响。同时，营运单位还应当关注修改的累积效应，在定期安全审查期间或按照适当周期对修改累积的整体影响进行评价。

2.3 修改的设计或方案

2.3.1 初步设计（方案）的内容主要是修改的可行性研究，包括修改的目标和边界，可执行的修改方案，试验的项目和目的等。

2.3.2 详细设计（方案）的内容包括修改的实施、试验、验证和检查方案，修改的安全分析，修改所影响的程序或文件，老化管理，运行和退役期间的维修等。

2.3.3 应当全面评价修改的后果，并确定出修改的边界和影响（包括实体、系统和控制的边界，以及修改实施的环境条件）。由于核动力厂内许多系统是互相关联的，一个区域的修改可能影响其他区域，因此需要对修改实施的区域进行全面审查，审查中应参考进行过类似修改的其他核动力厂的经验。

2.3.4 应当适当地审查修改对核动力厂安全造成的所有影响并完成必要的安全分析，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、概率论方法或二者相结合的方式对其进行详细评价。

2.4 修改的分类和申请、审查和批准

2.4.1 根据《规定》，营运单位应当对修改进行分类管理，按照修改的安全重要程度分为安全重要修改和一般修改。本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）；当修改为各项修改组合时，应当针对每项修改分别参考相应章节进行判断。

2.4.2 营运单位应当根据修改的分类和涉及的范围，在修改实施前按管理程序的要求逐级（最高可至核动力厂安全委员会或相当的安全审议机构）进行申请、审查和批准。

2.4.3 必要时，例如涉及评价方法的变化，使用了新的计算机程序或新技术等，营运单位应当对修改的范围、安全影响、后果以及相关质量保证要求执行情况开展独立审查。独立审查由未直接参与修改设计和实施的人员参与，参与人员应当熟悉有关核动力厂的设计。如开展独立审查，独立审查应当在营运单位批准修改前完成。

2.4.4 对于安全重要修改，营运单位应当按照本单位管理程序批准，并报国家核安全局批准后，方可实施。安全基准的改变属于安全重要修改。对于一般修改，营运单位应当按照本单位的程序批准后实施。营运单位向国家核安全局提交的构筑物、系统和设备安全重要修改申请文件的格式和内容参照附录 A。

2.5 修改的实施

2.5.1 修改的实施应当进行特定的安全考虑，例如：

- (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) 其他污染物排放的控制；
- (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）。

2.5.2 营运单位应当制定并执行合理的修改实施程序。在某些涉及多个修改的特定实施步骤中，后续的修改可能依赖于先前的修改，在实施前应当确认所依赖的修改是否已经完成。

2.5.3 营运单位应当在修改实施部位和有关控制位置（包括实体位置和相关文件）进行明确标识。

2.5.4 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。

2.5.5 对于安全重要修改，营运单位应当按照国家核安全局批准的方案实施。由于特殊情况必须对修改方案进行调整时，营运单位应当在修改计划完成时间前向国家核安全局书面说明原因并分析对核动力厂安全的影响。当原修改的安全评价范围或结论无法覆盖调整后的修改方案时，营运单位应当重新提交修改申请并获得国家核安全局批准。

2.6 修改投用前的试验、验证和检查

2.6.1 营运单位应当在修改正式投用前进行必要的试验和验证，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，应当进行必要的试验（如鉴定和调试）以保证已达到修改的目的，并满足运行限值和条件；
- (2) 对于运行限值和条件及运行规程的修改，应当验证其与构筑物、系统和设备的状

态和运行方式相匹配；

(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、堆芯修改等情况，应当在修改正式投用前进行类似调试阶段的有关试验（详见有关调试的核安全导则）；

(4) 对于软件的安全重要修改，应当在软件投用前进行完全离线的运行试验；软件可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，以核查是否与设计和现场条件相符。

所有的试验项目都应当在修改识别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，试验应当在修改实施前通过模拟模型或在专门的试验装置上完成，以验证修改可达到预期效果。

2.6.2 营运单位应当在修改正式投用前进行必要的检查，例如：

(1) 及时更新修改涉及的相关文件并组织相关培训，以确保执行相关工作时所需文件完成更新并可用，人员培训已完成；

(2) 应当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、性能及其修改后的运行限值和条件进行检查；

(3) 应当对修改后的构筑物、系统和设备重新检验（详见有关在役检查的核安全导则），其检验结果将作为以后在役检查的基准；

(4) 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恢复。

2.7 修改结果的评价

2.7.1 营运单位应当对修改的结果进行评价并形成报告，确认修改已按预期要求完成。

2.7.2 安全重要修改结果的评价报告应当在修改结束后一个月内报送国家核安全局，评价报告的内容应当包括：

(1) 评价修改是否遵循了有关设计、采购、建造、试验以及文件和图纸管理等方面的质量保证要求；

(2) 确认修改的结果是否与设计（方案）一致；

(3) 评价构筑物、系统和设备修改后的功能和性能试验和验证结果是否满足预期或者验收准则；

(4) 确认运行限值和条件及其他程序和文件的修改接受了与原来相同水平的审查和批准；

(5) 评价修改实施期间的辐射防护、流出物和废物管理等方面的情况。

2.8 修改相关的文件或记录、培训和通报

2.8.1 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。

2.8.2 营运单位应当对修改相关的文件或记录进行控制管理，以符合核动力厂质量保证有关法规的要求，并在核动力厂寿期内可以查阅。

2.8.3 营运单位应当对修改相关培训进行管理，包括：

(1) 在修改的构筑物、系统和设备的运行、维修和试验前，应当对有关人员完成适当的培训并形成记录，以保证其熟悉修改的内容，并充分了解如何以安全和可靠的方式完成相关工作。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、试验等方面的影响；

(2) 对人员操作产生重要影响的修改，应当在人员操作前对其进行培训和重新授权，授权的审查应当根据修改后的电厂配置进行。

2.8.4 对于对构筑物、系统和设备设计功能产生影响的一般修改，营运单位应根据《核动力厂营运单位核安全报告规定》，在定期报告中将其作为重要修改活动向国家核安全局报告。

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、系统和设备或相关规程的变更、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、执行或控制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。

其中，设计功能是指最终安全分析报告^{1,2}中描述的安全功能，支持或者影响安全功能的构筑物、系统和设备的功能，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 本章主要给出了对核动力厂运行期间的构筑物、系统和设备修改进行分类、设计和审查的要求和指南。

3.1.3 营运单位应当按照图 1 所示的流程判断修改是否属于安全重要修改，并对分析过程和结论进行书面记录。记录应当包括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。

¹ 当建造期间构筑物、系统和设备的重要设计变更参照本导则进行判断时，应采用初步安全分析报告。

² 本导则中所述安全分析报告均指国家核安全局认可的当前有效版本。

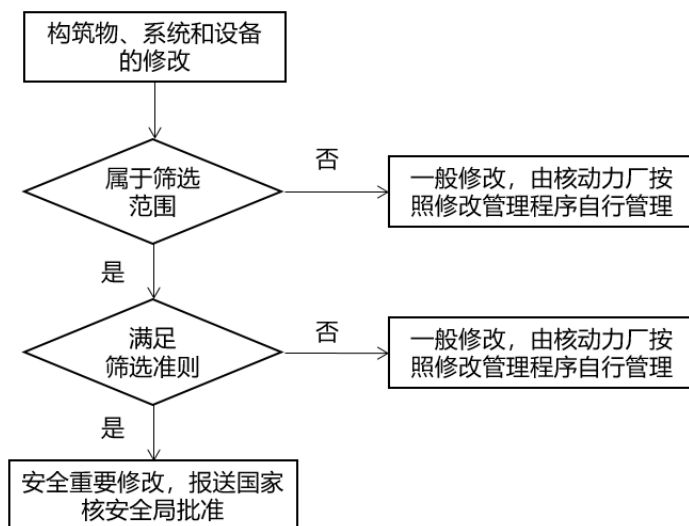


图 1 构筑物、系统和设备的修改分类判断流程

3.2 安全重要修改的筛选范围

3.2.1 本小节关注修改是否对构筑物、系统和设备的设计功能、执行或控制设计功能的方式以及论证完成设计功能的评价方法产生影响。当修改产生不利影响或者既有有利影响又有不利影响时，属于筛选范围内的修改，应当采用 3.3 节筛选准则进行进一步筛选。

3.2.2 当修改对具有设计功能的构筑物、系统和设备产生以下方面影响时，属于筛选范围内的修改：

- (1) 降低了构筑物、系统和设备完成设计功能的可靠性；
- (2) 降低了原有的多重性、多样性或纵深防御；
- (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) 改变了控制方式，如将自动改为手动或反之；
- (5) 导致系统或者材料间产生非预期的或是没有审查过的相互作用；
- (6) 对动作执行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要求；
- (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) 虽然不是最终安全分析报告中描述的构筑物、系统和设备的修改，但是对最终安全分析报告中描述的电气布置、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部件，如果部件的修改对设计功能产生了潜在不利影响，即使部件没有在最终安全分析报告中描述，也属于筛选范围内的修改。

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

响，属于筛选范围内的修改。

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、防重物坠落、防高能管线破口效应以及防甩设施等方面的修改，会对设计功能产生间接或次生影响，筛选过程应当予以关注。

3.2.2.3 对于采用物项替代方式（如物项的本地化替代、换型和供应商更换等）进行的修改，如经营运单位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（验证范围应当与原构筑物、系统和设备相当），则不属于筛选范围内的修改。

3.2.3 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，属于筛选范围内的修改。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，应当保守地认为产生了不利影响，属于筛选范围内的修改。

规程通常包括对设计功能执行或控制方式的描述，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。

3.2.4 论证构筑物、系统和设备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）用于证明设计基准下设计功能能够实现的评价方法，设计基准包括自然现象、环境条件、动态影响等，以及法规或核安全管理要求中明确要求的典型超设计基准事故，例如全厂断电和未能紧急停堆的预计运行事件等。

对上述评价方法进行修改，当满足以下任一条件时，属于筛选范围内的修改：

（1）对现有评价方法的要素进行偏不保守的修改；

（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采用与执照文件中分析或描述不一致的方式，或超出执照文件中描述的设计基准参考范围的方式使用或控制构筑物、系统和设备（不包括维修相关的测试或试验）的行为。这类测试或试验属于筛选范围内的修改，例如：

（1）执照文件中未描述的堆芯物理试验（如组件堆内辐照考验、动态刻棒试验等）；

（2）影响余热排出能力的应急堆芯冷却系统的流量试验；

（3）超过运行限值和条件的功率跃增试验。

当测试或试验满足下列条件时，不属于筛选范围内的修改：

（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

其对部件（或系统）的影响时，应当从软件和数字化设备的使用、多个部件（或系统）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可能会对系统的设计功能造成不利影响，因为会增加共因失效的可能性。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（如有限的影响范围、相对简单的内部数字架构、有限的功能和可进行充分测试等）和工程评估（如设计质量、数字化设备的单一故障可被已有的故障模式包络和广泛且适用的应用经验等）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（或系统）或功能组合方面，最终安全报告会描述部件（或系统）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（或系统）或功能合并到单一部件（或系统），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会导致多个设计功能丧失，则属于筛选范围内的修改。

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，则属于筛选范围内的修改。

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，应当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：跳线端子、导线提起、临时障碍物、旁路、脚手架和支撑以及临时的物项替代等。

对于已建立维修有效性评价体系的核动力厂，应当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，如果在机组功率运行期间的实际和预计影响时间不超过 90 天，且维修活动结束后恢复到初始条件，按照维修规则进行评价和管理；否则按照本导则进行管理。

对于未建立维修有效性评价体系的核动力厂，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 安全重要修改的筛选准则

3.3.1 根据 3.2 节判断属于筛选范围内的修改，并不一定是安全重要修改，营运单位应当按照以下八条筛选准则进行进一步的分析评价。各筛选准则的详细说明见附录 B，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。满足任一筛选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筛选限值；

(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筛选限值；

(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筛选限值；

(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筛选限值；

(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于建立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当独立评价，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，还需要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（如冷却水系统）也需要修改。

3.4 修改的设计与审查

3.4.1 修改应当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，应当根据《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 营运单位应当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 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。

3.4.3.2 安全分析用以确定修改是否会产生安全后果以及是否符合核动力厂设计和运行相关要求。分析范围除了修改的构筑物、系统和设备外，还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。当修改对其它构筑物、系统和设备造成影响时，还应当评价这些影响是否满足本章所给出的筛选准则。

3.4.3.3 安全分析应当包括修改实施期间以及实施后的核动力厂调试、试验、维修和运行中可能引起的放射性危害后果的分析。

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，并且应当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要求；
- （2）与核安保相关的接口；
- （3）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构筑物、系统和设备的设计功能不会产生明显不利的影响；
- （4）修改未充分执行或未恰当执行的潜在后果；
- （5）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；
- （6）修改对核动力厂安全的不利影响，或者可能引起的新的危害；
- （7）充分评价修改的构筑物、系统和设备对安全分析报告考虑的事故序列在技术和运行上的影响；
- （8）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；
- （9）评价和分析潜在内、外部事件的影响和未经充分鉴定的构筑物、系统和设备在承受内、外部事件时引起的后果；
- （10）评价修改的环境影响；
- （11）评价修改实施过程产生的安全后果（包括临时设备对核动力厂运行的影响），以

及修改实施过程中核动力厂承受预计运行事件和事故的能力；

(12) 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；

(13) 调试试验的范围应当满足系统规格书；

(14) 对修改产生的放射性废物的管理；

(15) 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；

(16) 对于已在相似电厂执行过的修改，在采用其设计文档、应用程序或者测试程序前，应当充分评估电厂之间的差异。

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论安全分析。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，以支持修改方案和提出补充要求。

3.5 修改之间的相互影响

3.5.1 应当特别注意修改之间的内在关联，避免在核动力厂同一部分或相关联部分同时进行两个或多个可能互相冲突的修改，以及避免同时进行多个修改导致共因失效。

3.5.2 应当注意各项修改之间的相互关系。对构筑物、系统和设备修改时，有关的运行指令和程序应当进行相应修改；当运行限值和条件修改时，有关的运行指令和程序通常相应更新，在某些情况下相关的构筑物、系统和设备可能也要修改。

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，应当及时对其进行升版或改造。并在必要时基于改造后的模拟机对相关人员重新进行相关培训和授权。

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，从而确保修改完成后的核动力厂安全运行。

4. 运行限值和条件的修改

4.1 运行限值和条件的修改均属于安全重要修改，应当符合《核动力厂调试和运行安全规定》（HAF103）相关规定。

4.2 随着核动力厂修改的实施、安全基准的变化、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 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。

4.4 对于运行限值和条件的临时性修改，应特别注意分析这些修改的安全后果。即使是

临时性修改，也应当接受与永久性修改相同水平的评价和批准。当永久性修改可以作为理想方案时，应当采用永久性修改。

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，对其他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：

- (1) 核设施运行申请书；
- (2) 国家核安全局规定需要报送的安全分析报告的相关内容；
- (3) 核动力厂运行质量保证大纲；
- (4) 核动力厂场内核事故应急预案；
- (5) 在役检查大纲；
- (6) 装换料大纲；
- (7) 维修大纲；
- (8) 调试大纲；
- (9) 国家核安全局批准的其他与核安全有关的程序和文件。

对于这些程序和文件的修改，营运单位应当保存相关资料并在核动力厂寿期内可以查阅，以备监管单位进行监督检查。

5.3 当程序和文件的修改是由营运单位组织机构调整所导致时，组织机构的调整应遵循《规定》《核动力厂营运单位的组织和安全管理》（HAD103/06）以及《核动力厂营运单位的应急准备和应急响应》（HAD002/01）的相关要求。组织机构调整前应进行必要的内部独立审查，以确认有关安全管理（包括充分的控制和监督）的规定不会受到影响。

应做好培训工作以确保相关人员充分了解组织机构调整后的职能、分工和职责，并避免组织机构频繁调整对核动力厂安全运行可能造成的不利影响。

名词解释

设计基准

用于确定核动力厂构筑物、系统和设备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，假想事故中构筑物、系统和设备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。

数字化修改

涉及到一台或多台计算机的修改，例如：计算机、计算机程序、数据（及其演示）、嵌入式数字设备、软件、固件、硬件、人机接口、微处理器和可编程数字设备等修改。通常包括以下三类活动：

- （1）软件相关活动；
- （2）硬件相关活动；
- （3）人机界面相关活动。

筛选限值

构筑物、系统和设备的安全重要修改筛选准则中给出的事故频率、故障概率或放射性后果的增加限值。

附录 A

构筑物、系统和设备安全重要修改申请报告的格式和内容

1 修改的申请说明

说明拟修改的构筑物、系统和设备的现状、修改原因和必要性、修改要达到的目标。

2 修改方案

2.1 总体情况

全面、完整、清晰地描述修改范围、对象和实施方式，详略程度根据修改的安全分析所需的输入条件确定，必要时辅以相关图纸说明。

2.2 相关的程序和文件修改

描述修改可能影响的相关程序和文件清单，并给出更新时限，例如：运行规程、维修规程、定期试验规程、事故规程、严重事故管理导则等。重点说明最终安全分析报告等执照申请文件中需要相应修改的内容，给出原始页和修订页。

2.3 实施计划

说明修改计划实施的步骤和时间安排。

2.4 质量保证工作

说明与修改有关的质量保证要求和落实计划。

3 修改的设计论证

3.1 设计依据

说明构筑物、系统和设备修改有关的法律、法规、标准和规范。

3.2 经验反馈

通过调研，说明其他电厂是否实施过类似的修改；如是，说明本修改方案在设计时如何分析和应用其他电厂的实施经验。

3.3 可行性分析和结论

说明修改方案的合理性、可行性以及能否达到修改预期目标。

4 修改的安全分析

对修改方案（包括实施过程和完成后）所造成的影响进行分析，评价这些影响是否会产生安全后果以及是否符合核动力厂设计和运行相关要求，确保修改满足安全基准。分析应以确定论为主，必要时，还应提供概率论安全分析评价过程和结果。

4.1 修改的影响范围

根据修改方案，分析修改对系统和环境造成的影响，确定修改的边界和影响（包括实体、系统和控制的边界以及修改实施的环境条件）。

4.1.1 受影响的构筑物、系统和设备

逐项列出所有受影响的构筑物、系统和设备（包括修改本身和其他受影响的构筑物、系统和设备）及其相关信息，包括：

(1) 安全分级

包括安全等级、规范等级、质保等级和抗震等级等。

(2) 原设计功能

逐项说明在最终安全分析报告中描述的设计功能。

(3) 设备鉴定要求

逐项说明在最终安全分析报告中描述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。

4.1.2 设计功能影响分析

针对 4.1.1 中给出的受影响的构筑物、系统和设备，逐项说明修改方案和实施方案对其设计功能造成的影响（包括有利影响和不利影响），影响的分析可参考本导则第 3 章。

4.2 报送理由

根据 4.1 中进行的影响分析，说明修改需要报送国家核安全局批准的原因。

4.2.1 筛选范围

说明修改属于筛选范围的原因，并列岀所涉及的本导则 3.2 节中的具体条款。

4.2.2 筛选准则

对本导则 3.3 节中每条筛选准则进行分析，逐一说明修改是否满足筛选准则并给出分析过程。

4.3 修改方案的安全分析

对修改方案造成的安全后果进行分析与评价。

4.3.1 对核动力厂安全运行的影响

评价修改方案（包括实施过程和完成后）是否会对核动力厂的运行控制、事故响应和放射性后果等造成的影响（包括对原有运行限值和条件及事故规程的影响），修改后核动力厂的所有状态均应满足相关安全要求。

4.3.2 修改方案的危害评价

评价修改方案（包括实施过程和完成后）是否会增加内、外部危害或受到内、外部危害的影响，如临时性设备、潜在火灾、化学制品或者爆炸物的使用对核安全的影响。

4.3.3 辐射防护措施和放射性废物管理方案

对修改所涉及辐射防护措施和放射性废物管理方案进行概述。

4.3.4 与其他修改和维修的相互影响

分析修改方案（包括实施过程和完成后）与其他修改和维修活动是否相互影响，以保证修改的可实施性及核动力厂的整体安全运行。

4.3.5 安全分析结论

给出最终的安全分析结论，说明修改方案是否满足核动力厂设计和运行相关要求。

5 修改投用前的试验、验证和检查

列出修改投用前需要进行的试验、验证和检查项目和验收准则，并说明这些项目是否足以验证修改达到预期目的和确保机组满足运行限值和条件。

6 营运单位对修改方案的审查意见

说明修改方案审查情况和审查结论，如开展了独立审查，还应包括独立审查的情况。

7 国家核安全局要求的其他资料

附录 B

安全重要修改的筛选准则

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筛选限值

首先识别出修改影响的最终安全分析报告中评价过的事故, 然后再确定该事故的发生频率增加是否超过了筛选限值。

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;
- (2) 预计运行事件;
- (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筛选限值, 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, 认为修改满足筛选准则。

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条准则筛选准则进行评价的强制要求。

在适当的情况下, 可以采用工程实践、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筛选限值。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筛选限值。只有在修改对事故频率的影响可辨别并且能够归因到修改的情况下, 才考虑事故发生频率的增加是否超过筛选限值。由于自然现象发生频率是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构筑物、系统和设备故障的概率, 而不是影响事故发生频率。

对于数字化修改, 应当特别关注以下几点:

- (1) 重点分析是否导致了事故的始发事件概率增加。所有的始发事件均应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;
- (2) 始发事件的设备因素包括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；

(3) 要考虑修改中相互依存的有利和不利因素的综合影响，例如软件共因故障的不利影响可能部分或者全部被数字系统的有利影响所抵消。

事故发生频率变化是否超过筛选限值可进行如下判断：

(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，认为未超过筛选限值；

(2) 修改满足适用的核安全要求以及设计、材料与建造等标准，则认为未超过筛选限值。反之，则认为可能超过筛选限值；

(3) 计算事故发生频率的增加：

a. 修改后事故频率增加不超过 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。

满足 a 或 b 时认为未超过筛选限值。

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筛选准则。

需要说明的是，即使修改导致的事故频率增加低于筛选限值，修改仍必须满足适用的法规、导则和所须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筛选限值

安全重要构筑物、系统和设备的故障是指构筑物、系统和设备无法执行其安全分析报告中描述的设计功能。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构筑物、系统和设备的影响之后，需要确定安全重要构筑物、

系统和设备故障概率增加是否超过筛选限值。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筛选限值。

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筛选限值。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，即可认为不超过筛选限值。

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。故障概率是否超过筛选限值的评价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。评价除了需要考虑之前已经评价过的故障以及始发事件或者缓解措施的影响外，还需要考虑修改的本质特征。例如，如果之前的评价是基于各通道相互独立的，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。

对于数字化修改，应当特别关注以下几点：

(1) 重点分析是否导致了事故的始发事件概率增加。所有的始发事件均应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；

(2) 始发事件的设备因素包括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；

(3) 故障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。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被数字系统的有利影响所抵消。

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，通常即认为安全重要构筑物、系统和设备故障发生概率的增加超过筛选限值；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。

以下是构筑物、系统和设备故障发生概率的增加不超过筛选限值的例子：

(1) 安装额外设备或者装置的修改（比如电缆、手动阀门或保护设施），只要能够满足所有适用的设计和功能要求（包括适用的法规和标准等）。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筛选限值；

（2）一种部件替换另一功能相似的部件的修改，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人员培训程序中；
- 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；
- 修改的评价考虑了从手动操作的可信错误中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。

以下是导致安全重要构筑物、系统和设备故障概率增加超过筛选限值的例子：

（1）修改导致设计应力超过法规或设计规范容许值、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（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，还可能满足其他筛选准则，比如导致事故发生频率的增加超过筛选限值。

如果修改导致的故障概率增加无法忽略，但无法给出定量评价结果时，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概率增加低于筛选限值，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筛选限值

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他章节中描述的核动力厂设计中需要考虑的事故或事件(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,一些有助于作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?

评价的第二步为定量判断,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筛选限值。

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)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筛选限值。

事故导致的主控室内和场外剂量后果变化不超过筛选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)中规定的放射性限值;

(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(即后果增加趋势不显著)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筛选

限值

要判断修改是否会导致故障后果的增加超过筛选限值，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，判断是否超过了筛选限值。本准则的筛选限值与筛选准则 3 一致（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。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。本条筛选准则关注与设计基准事故频度和重要性相类似事故的发生可能性。因此，多重独立失效或其他情况造成的事故不满足本条筛选准则。

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够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，因为该事故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的事故，要认识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进行的，再判断修改是否改变了限制性事故序列的基础。

未曾评价的事故仅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，不认为导致了最终安全分析报告中未曾

评价过的事故。

当修改引起以前认为不可信的事实的频率增加到与最终安全分析报告中评价过的事故的频率相当时，认为修改导致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这一事故成为可信的，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

安全重要构筑物、系统和设备的故障是指构筑物、系统和设备无法执行其安全分析报告中描述的设计功能。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) 更改泵的设计，可能会引入新的失效机理导致泵运转失效。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) 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，最低性能要求的失效，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某设备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；评价采用的故障模式和影响分析方法应与最终安全分析报告采用的方法一致，某些修改可能需要重新进行分析。需要注意之前的事故分析是在部件级或是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，由于系列之间是相互独立的，应该进一步评价修改是否会导致共因或可信共模故障（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概率增加到与最终安全分析报告中分析过的故障概率相当时,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。可能导致未曾评价过后果的故障例子有:

(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。新的故障是系统潜在的排放导致系统不能正常运行。

(2) 与安全重要构筑物、系统和设备有关的主控室报警、控制和显示的重要修改或者升级,导致之前的分析或评价所不能包络的新失效或者共因失效。

对于数字化修改,需要特别注意的是,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:

(1) 对于“故障发生概率相当”,如果定性分析结论为:“故障概率足够低”,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。

(2) 对于“故障后果的影响”,通用的分析过程包括以下步骤:

- a) 识别修改直接或间接影响的功能;
- b) 识别受影响的功能属于设计功能或安全功能;
- c) 判断是否需要进行新的故障模式和影响分析评价;
- d) 判断每一项安全功能是否仍可执行或满足;
- e) 识别最终安全分析报告中评价过的安全重要构筑物、系统和设备的全部故障;
- f) 对安全重要构筑物、系统和设备的每一项故障,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

本条准则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。筛选准则的应用由两个步骤组成:

- (1) 确定受影响的裂变产物屏障设计基准限值;
- (2) 确定超出或改变设计基准限值的情况。

（一）确定受影响的裂变产物屏障设计基准限值

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，也即设计基准限值是屏障完整性的基础，突破设计基准限值可认为屏障可靠性开始下降。

为了本条准则的评价，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条准则评价的次要参数，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。设计基准限值会在最终安全分析报告中或最终安全分析报告所引用的参考资料中描述。

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	与给定的临界热流密度（CHF）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
	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%
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

对于不同的核动力厂或燃料供应商，上面列表的内容可能会略有不同，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，那么应当根据本条准则筛选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”，则满足筛选准则。“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可能导致燃料棒内部气体压力超过设计基准限值。间接影响是指修改可以通过其他参数或效应进而影响到设计基准限值，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于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，偏离泡核沸腾比可能改变（相同燃料采用新的偏离泡核沸腾关系式和比值可能需要按第八条筛选准则进行评价）。另外一个例子是，对反应堆冷却剂系统压力边界一部分的重新设计不符合建造规范。上述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”。

本条准则评价还有一些简化方式，例如，如果经工程判断确认裂变产物屏障的设计基准限值的相关参数没有受到影响，则不需要依据本条准则进行评价。大部分需要根据本条准则进行评价的参数都是用于核动力厂的计算或分析的。如果工程判断说明最终安全分析报告中的分析依然能够包络，则不需要采用本条准则进行评价。注意，采用简化评价方式时必须考虑直接影响和间接影响，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建立设计基准或者安全分析的评价方法的偏离

用于建立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

析报告中描述，并且在许可申请过程中经过国家核安全局审查。

本条筛选准则为判断评价方法修改是否属于安全重要修改提供了指导。总的来说，如果修改不涉及对评价方法的修改，则本条筛选准则不适用；如果修改只涉及评价方法的变更，则应说明前面的七条筛选准则不适用。更进一步，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，则不满足本筛选准则。类似地，如果使用了国家核安全局批准的其他评价方法，也不满足本筛选准则。

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.**预期的应用是恰当的，**c.**满足安全评价报告的限值等。营运单位在按本条筛选准则评价时，应当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筛选准则提供了进一步指导。

(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) 计算机程序中的特定限制，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.判断结果保守或非保守

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，导致安全壳压力峰值分析结果由 0.310MPa 变为 0.331MPa（仍在 0.345MPa 的设计基准限值内），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相同输入参数条件下能预测更严重的情况，且仍能满足限值要求，则认为该修改的评价是更加保守的。

与之相反，如果使用修改的评价方法导致安全壳压力峰分析结果值由 0.310MPa 变为 0.276MPa，则认为修改是非保守的，这是因为修改导致分析结果与设计基准限值之间差值变大。

2.判断结果是否本质上相同

如果修改评价方法要素后的分析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，在不同计算平台使用相同评价方法时（中央处理机和工作站），不同平台间的计算结果相差小于 1%（1%属此类计算的误差范围），那么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，需要相同的核动力厂条件以确保结果具有可比性。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、条件和限制可以满足，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

认可该评价方法适用于某种类型核动力厂。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、条件和限制非常关键，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、应用的条件和限制。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、条件和限制。混合使用新的和现存的方法属于修改方法，需要根据本筛选准则（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

应当重点评价以下几个方面，以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安全基准保持一致性。方法需满足相关工业标准，还应当考虑方法是否将取代在其他法规或技术规范（如堆芯运行限值或者压力/温度限值）中描述的方法。

如果新评价方法的应用不满足法规或者特定的核动力厂承诺，或不满足相关工业标准和规范，或者与核动力厂安全基准不一致，则不属于国家核安全局认可的预期应用。

（2）计算机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。

计算机程序的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系统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，需要通过以下因素说明评价方法的适用性：

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

d.边界条件的分析、设备失效的影响等是否适合特定的核动力厂设计。

(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；一些核动力厂可能有能动式的稳压器安全阀，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。这些差异并不妨碍新的评价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。如果评价发现这些差异与国家核安全局认可的评价方法的依据有关，那么该评价方法不适用。