

## 附件 3

# 《核动力厂修改》（征求意见稿）编制说明

## 一、项目背景

### （一）任务来源

为规范核动力厂修改工作，进一步提高核动力厂运行安全水平，在充分总结我国监管实践和借鉴国际法规标准的基础上，核电安全监管司组织编制了核安全导则《核动力厂修改》。

### （二）编制单位

本导则编制单位为生态环境部核与辐射安全中心事件评价与经验反馈部。

### （三）编制的必要性

《核动力厂运行安全规定》（HAF103-2004）中对核动力厂的修改管理提出了原则性要求。《核电厂换料、修改和事故停堆管理》（HAF103/01-1994）进行了细化和明确，但内容简短，主要说明了修改的分类和修改的管理。

实践证明，《核动力厂运行安全规定》及其附件《核电厂换料、修改和事故停堆管理》为运行核动力厂修改的管理和监管提供了正确的指导，有力地保障了我国核动力厂的安全运行。随着我国运行核电厂数量增加，修改活动数量显著增加，凸显出以下问题：

1. 缺少详细的修改分类准则，以指导营运单位和地区监督站判断哪些修改满足筛选准则，属于安全重要修改，哪些属于一般修改；

2. 对于安全重要修改，没有区分其对安全的影响程度，不利于监管资源的合理分配；

3. 对核动力厂修改的各个环节缺乏具体的指导；

4. 对临时性修改的管理较为模糊。

《中华人民共和国核安全法》明确了“从高从严”要求，随着我国监管经验的积累以及核动力厂技术水平的进步，现已具备编制关于核动力厂修改导则的基础。本导则为运行核动力厂修改相关活动提供指导和建议，对修改的各类风险进行有效管理，确保修改不降低核动力厂原有的安全水平，保证核动力厂的配置始终得到控制并符合运行许可证所批准的安全执照基准。

## 二、编制过程

本导则编制分为三个阶段。

### （一）第一阶段（2004—2007）

2004年4月，以国际原子能机构（IAEA）的安全导则《Modifications to Nuclear Power Plants（2001）》（No. NS-G-2.3）为蓝本编制了《核动力厂修改（初稿）》。

2004年6月下旬在北京召开了该初稿审查会，依据审查组提出的修改意见修改后完成了《核动力厂修改（征求意见稿）》。2004年9月，对外征求了意见，最后采纳和部分采纳的意见和建议共计293条。并于2005年5月形成《核动力厂修改（送审稿）》。2007年12月召开了送审稿审查会，会后修改形成了《核动力厂修改（报批稿）》。

《核动力厂修改（报批稿）》为运行核动力厂修改的管理和监

管提供了详细和系统的技术建议，但其中缺少修改分级分类准则。

## **（二）第二阶段（2012-2017）**

2012年起，国家核安全局组织开展了核电厂安全重要物项修改分级分类准则的专项研究。在总结国内核电厂修改审评经验的基础上，调研其他国家的成熟做法，编制完成《核电厂构筑物、系统和部件修改的报批准则（初稿）》。

2013年4月至9月，对《核电厂构筑物、系统、部件修改的报批准则（初稿）》不断进行完善。2013年9月-12月，参考美国《10 CFR 50.59 评价指南》（NEI96-07）对《核电厂构筑物、系统、部件修改的报批准则》进行了补充完善；2014年3月-7月，再次对外征求了意见，共收到12个核电厂和其他审评单位的反馈意见；2014年9月，最终形成《核电厂构筑物、系统、部件修改的报批准则（报批稿）》。该稿为判断运行核动力厂的构筑物、系统和设备的修改是否满足筛选准则以及是否应报送国家核安全局批准或备案提供了详细和系统的技术指导，并且在附件中给出了详细的修改申请报告的格式和内容。

## **（三）第三阶段（2017年至今）**

2017年1月，将第一阶段和第二阶段成果融合，并进行了适应性修改，形成了《核动力厂修改》（初稿）。2019年1月，确定了以《核动力厂运行安全规定》及其附件一《核电厂换料、修改和事故停堆管理》为基础，充分体现我国监管实践，同时吸纳国际良好经验的编制思路，对《核动力厂修改》（初稿）进行了重新编制。2019年5月，完成了《核动力厂修改（征求意见稿）》（第一版），

并对外征求了意见和组织开展了多次内、外部讨论会，业内各单位对于《核动力厂修改（征求意见稿）》（第一版）的第 1 章引言、第 2 章修改的核安全责任、第 3 章通用要求、第 5 章核动力厂运行限值和条件的修改和第 6 章程序和文件的修改形成共识，但是对于第 4 章中的构筑物、系统和设备修改的报备流程、筛选准则和报批准则、临时性修改管理等问题仍然存在分歧。

2019 年 5 月-2022 年 4 月，根据《核动力厂修改（征求意见稿）》（第一版）的征求意见以及多次讨论会成果，删除了第 2 章修改的核安全责任，对第 4 章构筑物、系统和设备的修改进行了重新编制，形成了《核动力厂修改（征求意见稿）》（第二版）。这一版主要删除了核安全责任相关条款；取消了构筑物、系统和设备修改的报备环节，所有的安全重要修改都应当报批；确定了筛选准则和评价准则的应用流程，首先根据筛选准则进行范围判断，对于满足筛选准则的修改进一步采用评价准则确定是否属于安全重要修改，以提高修改质量和审评效率；细化了临时性修改的管理要求，明确了临时性修改和维修活动的边界；进一步补充了数字化修改的相关要求。

### 三、主要内容

导则明确了包括修改需求的识别、分类与申请、修改的设计、审查和批准、实施、试验和检查以及结果评价的完整修改管理流程，对于构筑物、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，提供了明确的分级分类判断准则和更具有针对性的管理建议。

本导则的内容均依照《核动力厂运行安全规定》要求，同时基

本包络了《核电厂换料、修改和事故停堆管理》原有内容。本导则的主要内容包括：

### **（一）第 1 章 引言**

概述了该导则的目的和范围。本导则是对《核动力厂运行安全规定》有关条款的说明和补充，旨在为核动力厂的修改相关活动提供指导和建议，对修改过程中的各类风险进行有效管理，确保修改不降低核动力厂原有的安全水平，保证核动力厂的配置始终得到控制并符合运行许可证所批准的安全执照基准。

在 1.2.1 中，基于我国监管实践经验的总结和归纳，给出了运行核动力厂修改的来源。

在 1.3.1 中，明确了本导则适用于核动力厂运行期间修改的管理。

### **（二）第 2 章 通用要求**

本章以《核动力厂运行安全规定》及其附件一《核电厂换料、修改和事故停堆管理》为基础，吸纳国际先进管理经验，给出了适用于运行核动力厂所有修改的通用要求。

#### **2.1 概述**

在《核电厂换料、修改和事故停堆管理》中，对分类与申请、审查和批准、实施、试验和检查以及结果评价五个修改环节进行了要求。导则的编制过程中，对国内核动力厂的修改管理实际情况进行了广泛调研，同时总结归纳了国际先进管理经验，最终将修改的环节完善为修改需求的识别、分类与申请、修改的设计、审查和批准、实施、试验和检查以及结果评价共七部分，并且要求营运单位

应当制定修改管理程序对所有的运行修改进行管控（2.1.2）。

另外，编制组参考国际经验，重点明确了修改的经验反馈（2.1.3）、需求识别（2.1.4）和质量保证（2.1.5）的总体要求。

经验反馈应当应用于修改的各个环节，除了本机组相同或类似修改活动外，还应当考虑其它机组首次修改或者相似修改的经验反馈。

核动力厂的原始设计通常都经过了充分论证和长期实践，因此应当谨慎地进行修改。另外，应当从整个核动力厂的角度去分析修改活动的风险，不同系统间的修改或者同一系统的多次修改的相互耦合引起的累积效应，可能造成不可接受的风险。

修改活动除了应当参照本导则进行管理外，还应当根据修改的具体活动满足质量保证要求（如软件修改应当考虑 V&V）。

## 2.2 修改的设计

本小节对于修改的设计环节提出了详细要求，修改设计应当包括初步设计和详细设计两个阶段。

其中初步设计阶段明确修改的目的、边界、可行性、方案路线以及验收准则等（2.2.1）。

详细设计阶段则应当确定详细的修改方案，完成修改的安全分析和识别其影响的程序或文件（2.2.2）。

安全分析的目的在于明确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，分析方法可参考第3章 构筑物、系统和设备的修改（2.2.3）。

另外，核动力厂的安全运行取决于众多相互关联系统的协调工

作，某一区域的修改往往会影响到其相邻区域（例如，某电气卡件的更换活动需要断电，可能导致相同供电卡件同时离线），因此在 2.2.4 中强调了应当全面评价修改的影响范围以确定修改边界。

### 2.3 修改的申请、审查和批准

本小节对于修改的申请、审查和批准环节提出了详细要求。

根据上游的《规定》，明确了核动力厂的修改分类，修改应根据安全重要程度分为安全重要修改和一般修改（2.3.1）。在后续 3、4、5 章节中分别给出了判断不同类型的修改是否满足筛选准则的技术指南。

对于安全重要修改，应当参照本导则附录 B 向国家核安全局提交修改申请报告（2.3.2）。

纵深防御是核安全的重要理念，对于运行核动力厂所有的修改（包括安全重要修改和一般修改），营运单位都应当进行内部逐级审查并确保审查质量，具体的审查流程可根据实际情况制定（2.3.3）。

部分安全重要修改可以进行非强制性的独立审查，为了确保独立审查的有效性，应当由未直接参与修改相关设计和实施的人员在修改最终实施前完成（2.3.4）。

在实践中，运行核动力厂可能面临急需进行的修改（如重要系统降级的补偿行动），若不及时进行修改可能影响核动力厂的安全运行。对于这类修改，营运单位应当对其进行快速审查，但处理这类紧急活动不得削弱原有安全水平且不降低批准层级，对于安全重要修改也应当向国家核安全局报批（2.3.5）。这类修改最常见的形

式为构筑物、系统和设备的临时性修改，其管理要求在第 3 章进行了详细说明。

## 2.4 修改的实施

本小节主要参考了 IAEA 的 No. NS-G-2.3 导则，对修改的实施环节进行了具体要求。

在 2.4.1 中给出了修改实施过程中所必须考虑的通用安全风险。

正确的工序和合格的人员配备对于保证修改质量至关重要，因此必须制定并执行合理的修改实施工序，对于有依赖关系的工序还应确保其具备了实施条件（2.4.2），对于修改相关位置应当进行明确标识以避免人因失误（2.4.3），并且应对实施人员（包括营运单位人员和承包商人员）的资质和能力进行控制（2.4.4）。

## 2.5 修改的试验和检查

本小节主要参考了《核动力厂运行安全规定》及其附件一《核电厂换料、修改和事故停堆管理》，对修改的试验和检查环节进行了具体要求。

2.5.1 中明确了试验的时间节点、目的以及内容。随着国内核动力厂中数字化仪控系统的应用日益普遍，因此在《核动力厂运行安全规定》及其附件基础上新增了软件修改后的离线验证要求。另外，对于那些在实施后无法试验的修改，应当在修改实施前预先完成或在模型中进行以验证修改可达到预期效果。

2.5.2 中明确了检查的时间节点、目的以及内容。根据运行经验反馈，在《核动力厂运行安全规定》及其附件的基础上，新增了文件和人员培训、临时性设施和备件的检查要求，以指导电厂能够更

加全面地检查修改活动可能造成的不利影响。

## 2.6 修改结果的评价

本小节主要参考了《核动力厂运行安全规定》及其附件一《核电厂换料、修改和事故停堆管理》，对修改的结果评价环节进行具体要求。

对于所有的修改（安全重要修改和一般修改），营运单位都应当对修改的结果进行评价，确认修改已按预期要求完成。对于安全重要修改，应当在修改结束后一个月内向国家核安全局提交评价报告，修改结束时间是指营运单位向国家核安全局提交并获批的修改方案中所承诺的结束时间（2.6.1）。

根据运行核动力厂的监管实践，部分修改可能由于各种原因延期执行、部分执行甚至取消执行，然而核动力厂的修改通常具有其必要性，因此对于这些未能实施的修改（包括安全重要修改和一般修改），营运单位应当说明原因及对核动力厂安全运行的影响（2.6.2）。

## 2.7 修改活动有关的记录和培训

本小节主要参考了主要参考了《核动力厂运行安全规定》及其附件一《核电厂换料、修改和事故停堆管理》，对修改的记录和人员培训进行了明确要求。

修改的关键环节都应当形成文件或者记录以供追溯，并且这些文件或者记录的控制管理应当满足质量保证相关要求（2.7.1, 2.7.2）。

另外，参考 IAEA 的 No. NS-G-2.3 导则，新增了对于人员培训和

授权的要求（2.7.3）。培训的方法和内容应当由修改的复杂程度决定，以保证相关人员熟悉修改后的系统。对于部分重大修改，应当考虑对人员进行重新授权，甚至重新向国家核安全局提交申请（例如核动力厂的操纵方式由模拟盘改为数字化分布式控制系统）。

2.7.4 中明确了，安全重要修改应当作为《核动力厂营运单位核安全报告规定》中所要求的重要修改活动向国家核安全局进行定期报告。

### （三）第 3 章 构筑物、系统和设备的修改

本章是在第 2 章“通用要求”的基础上，对构筑物、系统和设备的管理提出更为详细的技术指导。

本章主要参照了《10 CFR 50.59 评价指南》（NEI96-07）及其附录 D 中关于构筑物、系统和设备的分级分类管理原则，结合国内监管和审评实践，为判断运行核动力厂的构筑物、系统和设备的修改是否满足筛选准则以及是否应报送国家核安全局批准，提供了详细和系统的技术指导。

#### 3.1 概述

3.1.1 中给出了本章所关注的构筑物、系统和设备的修改的范围。

修改对象除了构筑物、系统和设备自身外，还包括描述了构筑物、系统和设备是如何运行和控制的程序，修改的实践形式包括了变更、增加或移除，其本质特征是可能影响了构筑物、系统和设备的设计功能、实现设计功能的方式或实现设计功能的评价方法。

此外，由于测试或试验也可能对构筑物、系统和设备的设计功

能造成影响，因此对于最终安全分析报告中没有描述的修改也作为一种构筑物、系统和设备的修改在本章中进行要求。

3.1.2 中给出了对构筑物、系统和设备进行修改的常见原因，原因分类来源于多年来的监管实践，基本涵盖了所有运行核动力厂的修改。本章要求适用于核动力厂所有的构筑物、系统和设备修改。

3.1.3 中给出了构筑物、系统和设备修改分类管理流程图。营运单位应当根据筛选准则（3.2）和评价准则（3.3），判断修改是安全重要修改还是一般修改。安全重要修改应当报国家核安全局批准，一般修改则按照营运单位内部修改管理程序进行管理。

本章给出的筛选准则和评价准则，本质上是对《核动力厂运行安全规定》中“影响颁发运行许可证依据”的解释，其应用过程即对修改所造成的核安全风险进行的全面评价。对于所有的构筑物、系统和设备修改（安全重要修改和一般修改），营运单位都应当采用准则进行评价，并且其分析过程和结论应进行书面记录（3.1.4）。

### 3.2 安全重要修改的筛选准则

本节给出了判断修改是否会对构筑物、系统和设备的设计功能产生影响的筛选准则，这是修改分类环节中的必要步骤。当修改满足筛选准则时，再采用 3.3 节评价准则进一步分析是否属于安全重要修改。

本章所述的构筑物、系统和设备其核心内涵在于其设计功能，在后续的筛选准则中，也以修改对设计功能的影响作为最重要的判断依据。如果构筑物、系统和设备未按照最终安全分析报告中描述的方式执行其安全功能，安全分析中所假设的初始条件、缓解措施

和其它要求都将突破评价范围，也即安全分析结论将受到挑战。

对设计功能、用于执行或控制设计功能的方法，证明预期设计功能将实现的评估没有不利影响或具有积极影响的修改被筛选排除，因为只有不利的变化才有可能增加故障的可能性、增加后果、产生新的事故或以其他方式满足评价准则。

筛选过程不关心已识别的不利影响的程度。不利影响的程度（例如，是否达到最小不利影响程度的标准？）是按照 3.3 节评价准则开展评价过程关注的。

为此，在 3.2.1 中给出了对设计功能的含义。需要指出的是，设计功能定义中除了安全功能，还包括了支持安全功能（如冷却、动力或环境控制等）和影响安全功能（运行或者失效可能对安全功能造成不利影响，甚至可能引发电厂瞬态或事故，如控制系统或实体布置等）的其它构筑物、系统和设备功能，因此安全相关和非安全相关构筑物、系统或部件都可能具有设计功能。

3.2.2 中明确，若修改对最终安全分析报告中描述的构筑物、系统和设备的设计功能产生了不利影响，无论这种影响是直接还是间接，都满足筛选准则，并且给出了判断影响所需要考虑的十个方面。

下面给出该准则的一些案例以供参考：

（1）某机组重要厂用水系统贝类捕集器滤网扩孔换型，该修改影响贝类捕集器的过滤功能和重要厂用水系统流量，也即影响了构筑物、系统和设备完成设计功能的可靠性，因此满足筛选准则（条款 1）。

（2）某机组的化学与容积系统流量测量（037、039、041MD）

增加冗余及逻辑优化改造，将原设计中的变送器配置由 3 台变为 1 台，降低了冗余性，因此满足筛选准则（条款 2）。

（3）某机组的核岛排气疏水系统污水坑疏水阀控制逻辑修改，在原设计基础上增加了疏水阀的手动复位功能，因此满足筛选准则（条款 3）。

（4）某机组反应堆厂房设备闸门改造，将设备闸门的控制模式中新增加了双开模式，该修改改变了密封闸门的控制特性，因此满足筛选准则（条款 4）。

（5）某机组降低了硼水储存箱的温度下限，事故情况下低温硼水注入堆芯时对压力容器抗脆性断裂性能裕量的影响未曾审查，因此满足筛选准则（条款 5）。

（6）某机组循环水过滤系统鼓型滤网中、低速电机同时启动逻辑缺陷修改，由于修改了控制逻辑，导致鼓网的安全级低速电机投入时间延长，因此满足筛选准则（条款 6）。

（7）某机组反应堆厂房放射性排污电动泵改造，将原设计中不执行安全功能的核 3 级地坑泵改为非核级泵，导致了抗震鉴定降级，因此满足筛选准则（条款 7）。

（8）某机组主控室盘台改造，期间辅助变压器需要停运。其他机组的 220kV 备用电源因来源于该机组辅助变压器而丧失，但由于 220kV 备用电源并不承担设计功能，因此不满足筛选准则（条款 8）。

（9）某机组将参照法国规范设计、制造和评估的核 3 级金属管道替换为按照美国规范三级设计、制造和评估的非金属管道，改变了最终安全分析报告中描述的建立设计功能的评价方法，因此满足

筛选准则（条款 9）。

（10）某机组计划将非安全级的鼓网中速电机改为安全级设备，该修改增加了应急柴油发电机负载，因此满足筛选准则（条款 10）。

以下是满足 3.2.2.1 条款的案例：

（1）某机组的设备冷却水热交换器为最终安全分析报告中描述的安全重要部件，但其支座没有在最终安全分析报告中描述。由于支座需要满足抗震 I 类的应力评定要求，对该支座的改造会对设备冷却水热交换器的设计功能产生潜在影响，因此满足筛选准则。

（2）某机组对蒸汽发生器大气释放阀前置隔离阀的电磁先导阀阀芯进行技改，大气释放阀的开启时间将发生改变，对大气释放阀前置隔离阀的功能造成潜在的影响，因此满足筛选准则。

显然，当修改直接对最终安全分析报告中描述的构筑物、系统和设备产生这些影响时，很容易将其确定为安全重要修改。但是对于最终安全分析报告中没有描述的或者非安全相关的构筑物、系统和设备进行修改时，也可能对最终安全分析报告中描述的构筑物、系统和设备的设计功能产生间接影响，比如：一个非安全相关的热交换器增加热负荷，可能影响冷却系统对安全相关设备的冷却能力。

以下是满足 3.2.2.3 条款的案例。

（1）某机组的用于固定爆破膜的螺栓换型，虽然换型螺栓采用了不同材质和更少的螺纹数，但是仍然具有相同的负载能力和强度，使爆破膜仍能在原设计压力时释放，并且换型螺栓已经在国内核动力厂中得到了广泛应用和实践验证，因此该修改为不改变其设计功能的等效替代，不满足筛选准则（等效替代）。

(2) 某机组压力容器顶盖采用的 O 型和 C 型密封环原先从国外厂家采购，后采用同样设计标准的国产化密封环进行替代，该密封环在其它核电厂有过使用经验，该修改不满足筛选准则（等效替代）。

(3) 某机组将原设计中采用的进口燃料组件改为国产燃料组件，虽然两型燃料组件设计特点一致，但是国产燃料组件缺少应用经验，因此不是等效替代，满足筛选准则（非等效替代）。

构筑物、系统和设备要发挥其设计功能离不开相应的规程，因此，对规程的修改也可能影响构筑物、系统和设备的设计功能实现，这在之前的监管实践中没有引起足够的重视。以下给出了规程修改的例子：

(1) 如果事故规程的修改对最终安全分析报告中有关设计基准事故中操纵员的行动和响应时间的描述有影响，属于满足筛选准则的修改；如果事故规程的修改不影响这些描述，例如修改严重事故后操纵员的行动规程，则不满足筛选准则。

(2) 若最终安全分析报告中对反应堆启动规程的基本流程进行了描述，当反应堆启动规程的修改影响这些描述时，属于满足筛选准则的修改；如果修改后的反应堆启动规程仍然遵从基本流程，并且没有影响反应堆启动的控制或执行方法时，则不满足筛选准则。

(3) 最终安全分析报告中要求某一管线在离线时应当通过阀门的“锁关”实现隔离，如果程序修改内容是移除该闭锁，让该阀处于“常关”，阀门的设计功能由“锁关”变为“常关”，属于满足筛选准则的修改。

(4) 最终安全分析报告中对高能管线破裂及其缓解准则进行了

描述，假设高能管道的破裂在 4 小时中班巡视时可以发现并进行响应。当运行班组由 8 小时轮换变更为 12 小时轮换时，该修改将导致中班巡视从 4 小时变为 6 小时，影响了安全分析中关于高能管道破裂发现时间的假设，属于满足筛选准则的修改。

3.2.4 中给出了对评价方法的修改进行筛选的准则，并给出了最终安全分析报告中描述的用于确定设计基准或者安全分析的评价方法的例子。

3.2.5 中对构筑物、系统和设备的修改的内涵进行了扩展。除了构筑物、系统和设备的本身修改外，对核动力厂实施最终安全分析报告中没有描述的测试或试验也属于物项修改的范畴。本条中给出了判断是否属于安全重要修改的准则和例外的条款。

以下是满足 3.2.5 条款的案例：某机组换料启动试验中的控制棒微积分价值测量试验采用调硼法，在最终安全分析报告有描述。现由调硼法改为动态刻棒法，属于安全重要修改。

最终安全分析报告没有描述的测试或试验通常涉及以下方面：

(1) 绝大部分堆芯物理试验，(2) 验证设计/分析输入的房间加热试验，(3) 用来从重新设计方案选定合适方案的试验。

另外，由于近年来国内核动力厂中数字化系统的应用日益普遍。相对于其他修改，数字化修改可能会由于引入共因失效以及人机接口问题对设计功能造成不利影响，因此参考了 NEI96-07 附录 D，在 3.2.6 中给出了适用于数字化修改的补充准则。

需要强调的是，本导则中关于数字化修改的条款适用范围广，从将单独的模拟仪表替换为基于微处理器的仪表，到将模拟堆芯保

护系统整体更换为集成数字系统都可以适用。适用的案例包括计算机、计算机程序、数据、集成电子设备、软件、硬件、人机界面、微处理器和可编程的数字设备（如 PLC 和 FPGA）等。数字化修改的条款不是仅仅针对仪表和控制系统的，也适用于机械和电气设备修改的数字化部分。

3.2.7 中对临时性修改要求进行了说明。临时性修改是运行核动力厂中常见的一类修改模式，但现有法规对临时性修改的管理要求不甚明确。

在目前的监管体系中，临时性修改通常不作为安全重要修改报国家核安全局批准，仅由营运单位进行内部管控，当临时性修改需要固化为永久性修改时，才会将其中的安全重要修改报国家核安全局批准。

导则编制期间，如何对临时性修改进行管理是业内各方分歧点之一，主要难点聚焦于临时性修改是否应当参照本导则进行管理，尤其是涉及到安全重要系统的临时性修改是否应当在实施前报国家核安全局批准。

一方面，实践中部分临时性修改实际已经构成了安全重要修改，还有个别电厂中曾对临时性修改不断延期，实质上成为了永久性修改的情况，从监管角度出发，这种风险是不可接受的。

但是另一方面，对于营运单位而言，临时性修改往往具有其时效性，尤其是作为维修活动一部分的临时性修改，必须尽快进行才能保证电厂的经济性和安全性，不应当按照永久性修改进行管理。

必须明确的是，从上游法规文件出发，临时性修改是国家核安

全局的法定监管范围，必须对其风险进行管控。编制组邀请业内相关单位就临时性修改的管理要求进行了多次讨论，广泛征求意见，参考国际监管经验，立足于风险指引，形成了本条款相关要求。

条款首先要求，营运单位应当对临时性修改的各类风险进行有效管理。为了解决临时性修改的时效性问题，编制组调研了美国核管理委员会（NRC）和国际原子能机构（IAEA）关于临时性修改管理的要求，将临时性修改按照其与维修活动的关系，以及其在维修活动中起到的作用作了分类规定：

对于与维修活动有关的临时性修改，分为三类情况：

（1）对于已执行维修规则的核动力厂，持续时间不超过 90 天（功率运行）且在维修活动结束后便移除临时修改，可不按照本导则管理，其风险应按照维修规则进行评价和管理，这在消除主要风险的同时保障了营运单位工作的灵活性。以下是相关案例：

a. 某机组执行循环水过滤系统液位计测量筒定期清理工作，存在循环水泵跳闸的风险，清理工作开始前将跳泵保护退出，工作完成后恢复。这种临时修改不按本导则管理。

b. 某机组蒸汽发生器 4 个液位计中的 1 个仪表变送器性能下降，为更换该仪表变送器，实施临时修改，即将该仪表信号隔离，停堆保护逻辑由 4 取 2 退化为 3 取 2。当仪表变送器更换完成后，撤销信号隔离，停堆保护逻辑恢复为 4 取 2，这种临时修改不按本导则管理。

c. 某电厂大修期间，计划进行一回路取样系统换热器插套焊处理，在进行 a 管焊缝处理时，由于现场空间限制等原因需临时移除 b 管线的部分管段，对 b 管线进行切割并增加符合 ASME 规格的碳钢连

管节。b 管线临时修改后预计功率运行条件的 90 天内无法恢复，待后续大修决定是否恢复原设计或永久改变。该临时修改应按照本导则管理。

(2) 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项而采用的临时性修改，应按照本导则进行管理，构成安全重要修改的，应当在实施前报国家核安全局批准。这将在一定程度上约束营运单位未经仔细研究就引入大量临时性修改的行为。以下是满足该条款的案例。

a. 某机组反应堆冷却剂系统一环路热段温度计故障，因功率运行期间故障点位置可达性限制，采用一环路热段旁路温度计进行临时替代。由于故障短时间内无法恢复，该临时变更作为补偿措施将持续至处理窗口，该临时修改应按照本导则管理。

b. 某电厂主泵阻尼器活塞杆与阻尼器本体之间发生漏油；现场临时加装满足规范要求的密封压盖，以压紧密封件，阻止阻尼器工作油泄漏。该临时修改应按本导则管理。该临时修改由于影响了原物项执行设计功能的可靠性，满足筛选准则。

c. 某电厂汽动辅助给水泵润滑油中水分出现上涨，原因为汽轮机轴封漏气量偏大，漏气通过轴承油挡间隙进入轴承内部，水汽跟随回油进入油箱。通过在轴承位置加装临时挡块（通过安装工艺可以保证临时挡板不会影响设备运行），阻止蒸汽进入轴承内部。该临时性修改应按本导则管理，由于该临时修改不会对设备执行其设计功能产生影响，无需向国家核安全局报批。

d. 某核动力厂辅助给水系统蒸汽入口隔离阀在运期间存在异

音，根据维修经验，在阀门上游侧阀瓣上开小孔可以避免锅炉效应，对异音的降低有明显的效果，该临时性修改按照本导则管理。由于该临时修改对阀门及辅助给水系统的设计功能不会产生影响，无需向国家核安全局报批。

e. 某电厂日常停备期间（或机组换料大修下行时），为了避免正常主给水泵及余热排出泵同时停运后，引起辅助给水泵自动启动，在最后一台正常主给水泵停运前实施临时修改，屏蔽相关辅助给水泵自动启动信号（不影响蒸发器液位相关等其他启动信号）。由于该临时变更与维修活动无关，应按照本导则管理。

（3）对于未执行维修规则的核动力厂，为了对风险进行监管与控制，临时性修改与永久修改一致，按照本导则进行管理。

3.2.8 中给出了构筑物、系统和设备修改和最终安全分析报告修改的关系。构筑物、系统和设备修改和最终安全分析报告修改各有相关法律法规管理。

一方面，要关注构筑物、系统和设备的修改可能对最终安全分析报告造成影响并及时修订。导则参考了目前的监管实践，明确当构筑物、系统和设备修改涉及到安全分析报告修改时，除了应当参考本导则对修改进行管理，还应当梳理构筑物、系统和设备修改造成的最终安全分析报告修改，并在修改完成后根据最终安全分析报告相关法律法规进行及时修订，对于安全重要修改，还应在修改申请报告（见附录 B）中给出最终安全分析报告修改页。

另一方面，安全分析报告是否进行了有效的管理和及时更新，能否反映核动力厂的最新状态，对于构筑物、系统和设备修改的管

理十分关键，在第 5 章对安全分析报告的修改管理要求进行了补充说明。

### 3.3 安全重要修改的评价准则

对于满足 3.2 节中筛选准则的修改，本小节给出了进一步判断其是否为安全重要修改的评价准则。

在 3.3.2 中给出了 8 条评价准则，并在附录 A 中给出了 8 条准则的详细使用说明。评价准则的编制主要参考了 10 CFR 50.59 和 NEI 96-07，旨在详细分析修改对最终安全分析报告中描述的构筑物、系统和设备的设计功能产生不利影响的程度。

营运单位应当按照 8 条准则对修改进行评价并在申请报告中提交评价材料。需要说明的是，如果经评价确定修改符合一条或多条评价准则，则认为修改造成的风险增量已经超过了评价限值，营运单位应当进一步优化修改方案以降低风险；当风险增量超过限值是不可避免时，营运单位应当在申请方案中充分说明修改的必要性和无法优化方案的原因，在监管实践当中，国家核安全局对于这类修改的审查和批准是非常慎重与严格的，通常只有当修改带来的安全收益远超过其风险增量时才会批准。

对于营运单位分析认为对构筑物、系统和设备的设计功能仅产生有利影响的安全重要修改，可不进行 8 条修改评价准则的分析（原因在于这类修改不会满足评价准则），但监管单位可能会根据监督过程要求营运单位补充相关分析。

评价准则中所关注的事故，除通常在最终安全分析报告第 6 章和第 15 章中进行分析的预期运行瞬态和设计基准事故外，还包括相

关法规导则中要求核动力厂能够承受的外部事件（水淹、火灾和地震等）、未能紧急停堆的预期瞬态（ATWS）以及全厂断电（SBO）。

### 3.4 修改的设计与审查

本小节是在第 2 章通用要求的基础上，进一步对构筑物、系统和设备修改的设计和审查要求进行细化，这些要求适用于所有的构筑物、系统和设备修改（安全重要修改和一般修改）。

核动力厂是一个极其复杂和庞大的系统，构筑物、系统和设备的原始设计通常都经过了充分论证和长期实践，因此修改必须全面了解原设计的特点和意图，并且要尽可能避免对原设计功能的偏离，当偏离是不可避免时则需要评价新设计是否满足《核动力厂设计安全规定》（3.4.1）。

在修改的设计过程中，营运单位应当根据修改的重要性进行安全分析，分析范围应当涵盖修改的建造、安装、调试、设备验收、试验（包括验收标准）和运行维修环节（3.4.2）。

3.4.3 中给出了安全分析的具体要求。营运单位应当确定修改是否具有安全后果或者满足监管要求（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）。评价应当重点关注修改全过程中的放射性后果以及修改对其他相邻或相关系统的影响。当修改对其它系统造成影响时，这些影响也应当作为修改的一部分进行评价，判断其是否满足本章所给出的筛选准则和评价准则（3.4.3.3）。

3.4.3.4 中给出了安全分析的具体要求。营运单位应当全面评价修改的安全后果并证明其满足相关的安全要求，并给出了 13 个方面

的安全分析考虑建议，分析的方法应当是确定论为主，概率论为辅（3.4.3.5）。

3.4.5 中对修改的审查要求进行了补充。营运单位应当对所有的修改（安全重要修改和一般修改）进行审查，并根据审查内容配备独立于修改设计和执行人员的审查人员，对于重要修改可以考虑邀请外部专家进行审查。

需要说明的是，本小节所要求的安全分析内容适用于所有的构筑物、系统和设备修改（安全重要修改和一般修改），但是营运单位可根据修改的具体方案及重要性确定安全分析的深度。

### 3.5 修改之间的相互影响

本小节是对第2章通用要求2.2.4的补充。

根据运行经验，构筑物、系统和设备的修改可能会影响其它关联的系统、程序和文件、运行限值和条件。另外，营运单位还应当做好资源调配，确保修改不同环节人员之间的协同工作。

## **（四）第4章核动力厂运行限值和条件的修改**

本章是对运行限值和条件修改的管理要求进行补充说明，通过梳理国内法律法规要求、总结监管经验和对比国际管理经验，明确了运行限值和条件修改均满足筛选准则（4.1）。

同时还吸收总结了关于运行限值和条件的修改的评价要求和内容（4.2）。

对于运行限值和条件临时性修改，属于国家核安全局的法定监管范围，必须对其风险进行管控，而且运行限值和条件的临时性修改一般不涉及维修活动，因此临时性修改和永久性修改一样，都满足筛选

准则。并且由于运行限值和条件的修改直接影响了机组安全运行，为了避免临时性修改对机组稳定运行和操纵人员的影响，应当尽可能地用永久性修改方案代替临时性修改方案并做好培训工作（4.3）。

#### **（五）第 5 章程序和文件的修改**

本章是对程序和文件的修改的管理要求进行补充说明，通过梳理国内法律法规要求、总结监管经验和对比国际管理经验，明确了属于安全重要修改的文件范围（5.2）。同时还吸收总结了关于组织机构修改和运行规程修改的内容（5.3）。

#### **（六）名词解释**

本章是对导则中出现的需要明确定义的名词进行解释，上游法规或其他导则中已有的名词解释将不再重复。

#### **（七）附录 A 构筑物、系统和设备的安全重要修改申请准则**

本附件是对第 3 章“构筑物、系统和设备的修改”的 3.3.2 节的详细使用说明。

#### **（八）附录 B 修改申请报告的格式和内容**

根据《核动力厂运行安全规定》要求，所有的安全重要修改在实施前应当报国家核安全局批准。

本附件对安全重要申请报告的格式和内容进行了规定，附件的编制主要参考了我国运行核动力厂构筑物、系统和设备修改的监管实践，并且根据本导则所确定的修改环节及各环节具体要求进行了完善，非构筑物、系统和设备的修改也可参考本附录。

### **四、适用性说明**

本导则是在《中华人民共和国核安全法》《中华人民共和国放

射性污染防治法》《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》《核动力厂运行安全规定》等法律、法规的基础上制订的。

本导则总结和归纳了我国运行核动力厂修改的管理和监管实践，同时吸纳了世界各国核安全最新的发展成果，与我国现行核安全法规、导则和技术规范相协调，可作为运行核动力厂修改的管理和监管依据。本导则的发布将促进我国核能和核安全法规的建立与完善。

## 五、参考文献

本导则编制参考了以下文件：

- [1]HAF103 《核动力厂运行安全规定》，国家核安全局，2004.
- [2]HAF103/01 《核电厂换料、修改和事故停堆管理》，国家核安全局，1994.
- [3]10 CFR 50.59《修改、测试和试验》，Changes, tests and experiments, NRC Regulation, Nuclear Regulation Commission, USA, Aug. 28, 2007.
- [4]NEI96-07 《10 CFR 50.59 评价指南》，GUIDELINES FOR 10 CFR 50.59 IMPLEMENTATION, Reversion 1[Final Draft], Nuclear Energy Institute, February 22, 2000.
- [5]No. NS-G-2.3 《核电厂的修改安全导则》，Modifications to Nuclear Power Plants, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2001.
- [6]HAF102 《核动力厂设计安全规定》，国家核安全局，2016.
- [7]HAD102/06 《核动力厂基于计算机的安全重要系统的软件》，国家核安全局，2004.
- [8]HAD103-06 《核动力厂营运单位的组织和安全管理》，国家核安全局，2006.
- [9]HAD401/01 《核电厂放射性排出物和废物管理》，国家核安全局，1990.
- [10]HAD103/04 《核电厂运行期间的辐射防护》），国家核安全局，1990.