ICS 27.120.99

F65

备案号：

NB

中华人民共和国能源行业标准

20XX - XX - XX发布

20XX - XX - XX实施

国家能源局   发布

NB/T XXXXXX—XXXX

|  |
| --- |
|  |

核电厂定期安全评价指南
第6部分：构筑物、系统和设备的实际状态

Guideline of periodic safety review for nuclear power plants—
Part 6: Actual condition of structures, systems and components

点击此处添加与国际标准一致性程度的标识

|  |
| --- |
| （征求意见稿） |
| 本稿完成日期：2023年3月9日 |

目  次

[前  言 III](#_Toc9498)

[引  言 IV](#_Toc20722)

[1 范围 1](#_Toc16569)

[2 规范性引用文件 1](#_Toc16213)

[3 术语和定义 1](#_Toc16878)

[4 缩略语 2](#_Toc5002)

[5 总则 2](#_Toc21616)

[6 评价要求 3](#_Toc27331)

[7 评价输出和报告 8](#_Toc28199)

[附　录　A （资料性附录） 核电厂实际状态要素评价流程图 9](#_Toc23695)

前  言

《核电厂定期安全评价指南》分为15个部分：

——第1部分：通用要求

——第2部分：安全性能；

——第3部分：程序；

——第4部分：辐射环境影响；

——第5部分：概率安全分析；

——第6部分：构筑物、系统和设备的实际状态；

——第7部分：经验反馈；

——第8部分：老化；

——第9部分：确定论安全分析；

——第10部分：人因；

——第11部分：设备合格鉴定；

——第12部分：设计；

——第13部分：应急计划；

——第14部分：灾害分析；

——第15部分：组织机构和行政管理。

本部分为《核电厂定期安全评价》系列标准的第6部分。

本部分按照GB/T 1.1—2020给出的规则起草。

本部分由能源行业核电标准化技术委员会提出。

本部分由中国核电发展中心归口。

本部分起草单位：大亚湾核电运营管理有限责任公司、苏州热工研究院有限公司、生态环境部核与辐射安全中心、上海核工程研究设计院有限公司。

本部分起草人：XX。

引  言

核电厂运行的安全评价有常规安全评价和专项安全评价，它们是安全验证的主要手段。常规安全评价包括对核电厂硬件和程序的修改、安全重要事件、运行经验、核电厂运行管理、人员资格等的评价。专项安全评价是在核电厂发生安全上的重大事件之后进行的评价。一般来说，常规安全评价和专项安全评价不是综合性的，不一定总是考虑安全标准和运行实践的改进、核电厂老化和修改的积累效应、运行经验反馈以及科学技术的发展。为了全面掌握核电厂的实际安全情况，确定应该进行的合理可行的修改，使核电厂保持高的安全性，定期安全评价是一种有效的方法。

定期安全评价以规定的时间间隔对运行核电厂的安全性进行系统性的再评价，以应对老化、修改、运行经验、技术更新和厂址方面的积累效应，目的是确保核电厂在整个使用寿期内具有高的安全水平。定期安全评价是对常规安全评价和专项安全评价的补充。

我国核安全监管部门在2004年发布的《核动力厂运行安全规定》（HAF 103）中明确规定，营运单位在核动力厂整个运行寿期内应当开展定期安全评价。2022年发布的《核动力厂调试和运行安全规定》（HAF 103/2022）再次明确“在运行许可证有效期内，营运单位应当采用定期安全评价的方式对核动力厂进行系统的安全评价”。同时《核动力厂定期安全评价》（HAD 103/11）也要求运行核电厂应开展14个要素的定期安全评价工作。

HAF 103和HAD 103/11虽提出了核电厂定期安全评价工作的总体要求、目的、管理流程和评价要点，但并未对如何具体开展各个要素的评价工作给出具体规定。为此，需要在HAF 103和HAD 103/11已有规定的基础上，制定系列标准《核电厂定期安全评价》，用以指导14个安全要素定期安全评价工作的具体实施。《核电厂定期安全评价》由15个部分组成，除通用要求外，每一部分对应于HAD 103/11规定的一个安全要素，分别给出了每一要素评价的实施指南。

《核电厂定期安全评价 第6部分：构筑物、系统和设备的实际状态》为上述15项标准之一，可为核电厂定期安全评价策划准备、评价执行等各阶段的工作提供指导。

核电厂定期安全评价 第6部分：构筑物、系统和设备的实际状态

1. 范围

本部分规定了核电厂构筑物、系统和设备的实际状态要素的定期安全评价的目的、内容、要求及方法。

本部分适用于核电厂定期安全评价中构筑物、系统和设备的实际状态要素的评价。本部分规定的内容以压水堆核电厂为例，其他堆型核电厂可参照使用。

1. 规范性引用文件

下列文件中的条款通过本标准的引用而成为本标准的条款。凡是注日期的引用文件，仅所注日期的版本适用于本文件。凡是不注日期的引用文件，其最新版本（包括所有的修改单）适用于本文件。

HAF 102 核动力厂设计安全规定

HAD 103/11 核动力厂定期安全评价。

1. 术语和定义

下列术语和定义适用于本标准。



定期安全评价 periodic safety review

以规定的时间间隔对运行核电厂的安全性进行的系统性的再评价，以应对老化、修改、运行经验、技术更新和厂址方面的积累效应，目的是确保核电厂在整个运行寿期内具有高的安全水平。

总体评价 global assessment

对在定期安全评价的全部安全要素评价中发现的所有未解决的弱项、纠正行动和安全改进以及核电厂的强项进行平衡考虑之后对核电厂安全做出的综合评价。

差异项 difference

电厂现状与安全基准、现行安全标准和实践之间存在的不一致，包含强项和弱项。强项是指高于现行安全标准或实践的差异项；弱项是安全缺陷和偏差的统称，其中安全缺陷是指低于安全基准的差异项，安全偏差是指低于现行安全标准或实践的差异项。

1. 缩略语

本文件采用下列缩略语。

PSR 定期安全评价

SSCs 构筑物、系统和设备

1. 总则
   1. 评价目的

构筑物、系统和设备的实际状态要素评价目的是确认已有适当书面文件记录构筑物、系统和设备的状态，确定安全重要的构筑物、系统和设备的实际状态是否能充分满足设计要求，并评价当前的维修、试验、监督和检查计划的适当性。

* 1. 评价内容
     1. 安全重要构筑物和系统

构筑物、系统和设备的实际状态要素评价范围为安全重要物项。压水堆核电厂常见的安全重要SSCs通常包括（不限于）：

1. 反应堆及反应堆冷却剂系统；
2. 一回路辅助系统；
3. 专设安全设施；
4. 辅助冷却水系统；
5. 二回路相关系统；
6. 放射性废物处理与流出物排放系统；
7. 消防系统；
8. 核安全相关的堆芯、核燃料装卸贮存系统；
9. 仪表和控制系统；
10. 电力系统；
11. 通风系统；
12. 反应堆厂房；核辅助厂房、电气厂房、燃料厂房、应急柴油发电机厂房、重要厂用水进水廊道、连接厂房、泵站等构筑物。

评价过程中，核电厂可根据电厂具体需要进行调整。

* + 1. 需评价的构筑物、设备

上述关注的系统包含数量众多的设备、部件，按照如下原则筛选、确定评价需重点关注的设备：

1. 与安全相关的设备；
2. 非安全相关的设备，其失效间接影响安全相关的系统和设备执行其安全功能。

依据设备的特性，将其分为以下几类：

1. 机械设备：容器（储罐）、泵、热交换器、阀门、管道、过滤器、节流孔板等；
2. 电气设备：发电机、变压器、电动机、电缆及附件、配电盘、电气贯穿件、整流装置、逆变装置、蓄电池等；
3. 仪控设备：模拟量传感器、开关量传感器、核测量探测器、开关、继电器、仪控电源、仪控板件等。

评价需重点关注的构筑物范围见5.2.2节。

确定重点关注的构筑物、设备范围后，应关注“重要”的部件。“重要”指的是其失效影响构筑物、设备执行其功能。

* + 1. 评价要点

构筑物、系统和设备实际状态要素的评价要点包括：

1. 实际状态和设计文件一致性评价；
2. 维修评价；
3. 试验和监督评价；
4. 在役检查评价；
5. 核电厂修改评价；
6. 承诺项评价；
7. 实际状态相关的经验反馈评价。
8. 评价要求
   1. 评价依据

构筑物、系统和设备实际状态要素的评价依据主要是定期安全评价大纲中规定的安全基准、现行安全标准和实践。

* 1. 评价输入
     1. 核电厂文件和记录

核电厂文件和记录包括但不限于：

1. 安全重要构筑物、系统和设备的设计文件、相应规格书、说明书、计算书、技术专题报告；
2. 核电厂最终安全分析报告（FSAR）；
3. 核电厂系统安全准则、定期试验导则；
4. 设备采购技术规范书；
5. 设备制造完工报告；
6. 安全重要构筑物、系统和设备的设备运行管理手册；
7. 安全重要构筑物、系统和设计修改文件包；
8. 核电厂设备分级清单和设备鉴定清单；
9. 构筑物分级清单；
10. 核电厂技术规格书；
11. 程序（维修大纲、监督大纲、在役检查大纲、改造与替代管理程序、维修规程、试验规程等）；
12. 记录（改造与替代记录、大修总结报告和相关维修记录、定期试验和检查记录、在役检查报告、老化专项评估报告、不符合项记录、事件记录和报告、环境工况监测记录等）。
13. 福岛后改进相关设计资料；
14. 核安全监管部门与电厂的来往信函；
15. 审评监督的承诺项；
16. 各位同行评估报告；
17. 核电厂历次定期安全评价报告（如有）；
18. 电厂人员访谈、现场检查等补充性措施产生的数据记录。
    * 1. 经验反馈

经验反馈来源包括：

1. 核电厂内部实际状态相关事件反馈；
2. 其他核电厂实际状态相关事件反馈；
3. 国内外核电厂的定期安全评价成果；
4. 国内外核安全相关良好实践。
   * 1. 其他安全要素的评价反馈

构筑物、系统和设备实际状态要素与设计、设备合格鉴定、老化、灾害、确定论安全分析、概率论安全分析、程序、经验反馈、安全性能等要素存在接口。其他安全要素的评价反馈是构筑物、系统和设备实际状态要素的评价输入之一。

* 1. 评价方法
     1. 资料收集

评价所需的资料包括（不限于）：

1. 收集并整理构筑物、系统和设备实际状态要素相关的核电厂安全基准。
2. 收集最新安全实践，最新安全实践指反映当前同类机组最新安全水平的实践或方法。
3. 整理核电厂试验记录、维修记录等，具体如6.2.1所述。
   * 1. 重点评价

6.3.2.1实际状态与设计文件一致性评价

实际状态与设计要求的一致性评价方法如下：

1. 评价安全重要SSCs的实际状态与最终安全分析报告的一致性；
2. 评价安全重要SSCs的实际状态与设计文件的一致性；
3. 评价安全重要SSCs的设备实际分级与设备分级清单的一致性；
4. 整理设计要求相关的差异项。

6.3.2.2维修评价

维修评价方法包括：

1. 评价维修大纲和维修程序是否满足相关核安全法规导则的要求；
2. 评价核安全相关的纠正性维修记录，评价维修管理是否满足维修大纲和维修程序的要求；
3. 评价预防性维修记录，评价预防性维修项目的执行是否满足维修大纲要求；
4. 评价维修后偏差的管理，评价处理措施是否合理并得到有效执行；
5. 评价维修大纲及程序是否采纳了业界良好实践；
6. 整理维修评价相关的差异项。

6.3.2.3试验和监督评价

试验和监督评价方法包括：

1. 评价试验大纲及试验程序是否满足相关的核安全法规导则要求；
2. 评价试验大纲是否已经包含了对必要的安全准则的验证；
3. 评价试验方法是否能充分验证试验准则；
4. 评价试验发现的缺陷是否得到处理，以及设备可用性评价是否保守；
5. 评价试验执行情况（试验周期、试验评价等）是否符合试验大纲及程序规定；
6. 评价试验大纲及程序是否采纳了业界良好实践；
7. 整理试验和监督评价相关的差异项。

6.3.2.4在役检查评价

在役检查评价方法包括：

1. 评价在役检查大纲和程序是否满足相关核安全法规导则的要求；
2. 评价法定的在役检查项目，评价项目执行是否符合在役检查大纲和程序的要求；
3. 评价电厂是否完整梳理了不可达的范围，并制定了合理的处置方法；
4. 评价在役检查的缺陷评价及处理是否符合相关法规标准要求；
5. 评价在役检查大纲和程序是否采纳了业界良好实践；
6. 整理在役检查相关的差异项。

6.3.2.5核电厂修改评价

核电厂修改评价方法包括：

1. 评价修改相关的管理程序，评价其是否满足相关核安全法规导则的要求；
2. 评价修改的实施过程，评价其流程是否满足修改相关管理程序的要求；
3. 评价安全重要SSCs的修改，评价实施后的实际状态是否满足设计要求；
4. 评价修改实施后受影响的文件是否已及时正确升版；
5. 整理核电厂修改相关的差异项。

6.3.2.6承诺项评价

承诺项评价方法包括：

1. 评价核安全监管部门历年的监管要求落实情况；
2. 评价各类评估活动中与本要素相关的纠正行动的落实情况；
3. 评价历次定期安全评价（如有）纠正行动的落实情况；
4. 整理承诺项评价相关的差异项。

6.3.2.7实际状态相关的经验反馈评价

实际状态相关的经验反馈评价方法包括：

1. 评价安全重要SSCs相关的内部运行事件纠正行动的落实情况；
2. 评价安全重要SSCs相关的外部运行事件的适用性，并评价电厂是否采取了相应的纠正行动；
3. 评价国内其他核电厂历次定期安全评价成果（如有）的适用性；
4. 评价国外核电厂历次定期安全评价成果（如有）的适用性；
5. 整理经验反馈相关的差异项。
   * 1. 现场检查

现场检查是构筑物、系统和设备实际状态评价的重要环节，应对安全重要构筑物、系统和设备的实际状态进行现场状态的确认，可采用定期巡视的方式对安全重要构筑物、系统和设备进行整体检查。同时可结合文件评价的结果，开展重点检查。

现场检查关注点包括但不限于：

1. 安全重要SSCs的现场安装、防腐等实际情况；
2. 没有适当书面文件记录的安全重要SSCs的现场实际情况；
3. 在6.3.2～6.3.8评价中发现的且尚未解决问题的现场实际情况；
4. 内外部经验反馈关注的问题的现场实际情况。

开展现场检查工作应考虑电厂机组的运行情况，制定相应的现场检查计划并组织实施，检查安全重要构筑物、系统和设备的实际状态是否充分满足设计要求，并做好记录。

若通过现场检查无法获取实际状态，如不可达区域，可考虑采用实验、建模分析或选取与不可达区域设备、部件运行工况相同或相似的设备、部件进行检查，间接判断不可达设备、部件的状态。

* + 1. 差异项分析和处理

6.3.4.1差异项清单

梳理各要点评价发现的差异项，编制差异项清单，写入评价报告。

6.3.4.2差异项分析

评价过程中，评价人员可能发现核电厂构筑物、系统和设备的实际状态不符合安全基准或业界良好实践的差异项。

对于发现的不符合安全基准或业界良好实践的差异项，应采用确定论、概率论、工程判断等方法评价其安全影响。

定期安全评价期间应对电厂存在的强项予以足够的关注，确定的强项是总体评价的重要输入。PSR项目组还应致力于将评价发现的强项推广至整个核工业领域，促进行业安全水平不断提升。

6.3.5.2弱项处理

通过安全影响分析，确认会对电厂安全运行造成实质性影响的差异项，归为弱项。弱项可分成管理和技术两类。

对于管理类弱项，PSR评价人员应提出合理、可行的纠正或改进建议，如修改程序、完善制度、强化执行、加强监控、人员培训等。

对于技术类弱项，PSR评价人员应提出相应的处置建议：针对低于安全基准的弱项，制定相应的纠正行动；对于满足安全基准但低于现行标准或实践的弱项，提出对应的安全改进方案。对于技术类弱项的处置（实体改造或文件修改），可提出多个方案，以便进行比选。

如果发现的弱项可能对工作人员、公众或环境造成即时重大风险，应建议电厂立即采取行动。

1. 评价输出和报告

构筑物、系统和设备的实际状态要素输出结果包括（不限于）：

1. 与设计文件一致性评价结果；
2. 维修评价结果；
3. 试验和监督评价结果；
4. 在役检查评价结果；
5. 核电厂修改评价结果；
6. 承诺项评价结果；
7. 实际状态相关的经验反馈评价结果；
8. 现场检查结果。

在构筑物、系统和设备的实际状态要素评价过程中，对于支撑评价结论的必要依据，应形成书面的记录。评价结果应形成相应的书面报告。评价报告应以事实依据、分析计算结果以及相应的评价记录为基础。报告和记录应按照规定的内容和格式要求进行编制，并确保内容的真实。

1. （资料性附录）  
   核电厂实际状态要素评价流程图

运维、访谈等记录

现行安全标准和实际

安全基准

各评价要点

编制差异项

清单

差异项分析

提出纠正行动和建议

编制评价报告

弱项处理