

# 核动力厂营运单位核安全

## 报告规定

(征求意见稿)

### 目 录

- 第一章 总则
- 第二章 定期报告
- 第三章 重要活动报告
- 第四章 建造阶段事件报告
- 第五章 运行阶段事件报告
- 第六章 核事故应急报告
- 第七章 附则

## 第一章 总 则

**第一条** 为规范核动力厂营运单位核安全报告制度，根据《中华人民共和国核安全法》《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》，制定本规定。

**第二条** 对核安全负有全面责任的核动力厂营运单位应执行核安全报告规定，向国家核安全局和地区核与辐射安全监督站提交下述报告：定期报告、重要活动报告、建造阶段事件报告、运行阶段事件报告和核事故应急报告。

## 第二章 定期报告

**第三条** 定期报告包括建造阶段月度报告、运行阶段月度报告、安全性能指标季度报告、建造阶段年度报告、运行阶段年度报告和设备可靠性数据年度报告。

**第四条** 核动力厂营运单位从取得建造许可证之日起，到取得运行许可证之日止，应当在每个月 10 日以前，向所在地区核与辐射安全监督站提交上个月建造情况的总结报告，同时抄送国家核安全局。多台建造核电机组的核动力厂，可以将若干台建造机组的月度报告综合成一份报告。

如果 10 日是节假日，则顺延到节假日后第一个工作日提交。

**第五条** 核动力厂建造阶段月度报告应当包括下列内容：

- （一）建造情况总结和下个月建造计划安排；
- （二）在报告的月份内，所发生与建造有关的重要事件综述；

(三) 安全重要构筑物、系统和设备建造中存在的问题、纠正措施和经验反馈；

(四) 下月计划开展的核安全有关重要活动；

(五) 需要报告的其他事项或活动。

核动力厂建造阶段月度报告的封面格式见附表 1。

**第六条** 核动力厂营运单位从取得运行许可证之日起，到退役开始之日止，应当在每个月 10 日以前，向所在地区核与辐射安全监督站提交上个月运行情况的总结报告，同时抄送国家核安全局。多台运行核电机组的核动力厂，可以将若干台运行机组的月度报告综合成一份报告。

如果 10 日是节假日，则顺延到节假日后第一个工作日提交。

**第七条** 核动力厂运行阶段月度报告应当包括下列内容：

(一) 核动力厂机组运行数据；

(二) 机组月运行图；

(三) 安全重要设备状况；

(四) 重要修改活动；

(五) 安全屏障的完整性；

(六) 流出物排放情况；

(七) 固体放射性废物处理及贮存情况；

(八) 辐射防护；

(九) 运行事件与经验反馈；

(十) 下月计划开展的核安全有关重要活动；

(十一) 需要报告的其他事项或活动。

核动力厂运行阶段月度报告的格式和内容见附表 2。

**第八条** 核动力厂营运单位从取得运行许可证之日起，到退役开始之日止，应当在每个季度的第一个月 10 日以前，向国家核安全局提交前一季度的核动力厂安全性能指标季度报告，同时抄送地区核与辐射安全监督站。多台运行核电机组的核动力厂，可以将若干台运行机组的安全性能指标季度报告综合成一份报告。

如果 10 日是节假日，则顺延到节假日后第一个工作日提交。

**第九条** 核动力厂安全性能指标季度报告的内容包括核动力厂安全性能指标相关的统计数据以及各指标计算值。

核动力厂安全性能指标季度报告的格式和内容见附表 3。

**第十条** 核动力厂营运单位应当在每年 4 月 1 日以前，向所在地区核与辐射安全监督站提交核动力厂前一年度建造或运行情况的总结报告，同时抄送国家核安全局。多台核电机组的核动力厂，可以将若干台机组的有关信息综合成一份年度报告。

如果 4 月 1 日是节假日，则顺延到节假日后第一个工作日提交。

**第十一条** 核动力厂建造阶段年度报告应当包括下列内容：

（一）安全重要构筑物、系统和设备建造情况总结和计划完成情况；

（二）在报告年份内，所发生与安全重要构筑物、系统和设备建造有关的重要事件综述；

（三）存在的问题、纠正措施和经验反馈综述；

（四）需要说明的其他问题和参考资料清单。

核动力厂建造阶段年度报告的封面格式见附表 4。

**第十二条** 核动力厂运行阶段年度报告应当包括下列内容：

- (一) 机组运行情况综合概述；
- (二) 非计划降功率运行和停堆情况综述；
- (三) 运行事件综合概述与经验反馈；
- (四) 辐射防护与应急准备情况综述；
- (五) 已辐照核燃料元件的检验结果和核燃料元件的损坏情况；
- (六) 人员培训情况；
- (七) 其他应报告的事项和活动综述。

核动力厂运行阶段年度报告的格式和内容见附表 5。

**第十三条** 核动力厂营运单位从取得运行许可证之日起，到退役开始之日止，应当在每年 4 月 1 日以前，向国家核安全局提交前一年度的核动力厂设备可靠性数据报告。多台运行核电机组的核动力厂，可以将若干台运行机组的设备可靠性数据报告综合成一份报告。

如果 4 月 1 日是节假日，则顺延到节假日后第一个工作日提交。

**第十四条** 核动力厂设备可靠性数据年度报告应当包括下列内容：

- (一) 机组设备类基础信息，包括设备类概述及划分原则和设备类详细信息；
- (二) 可靠性数据筛选统计过程，包括筛选统计准则、设备失效事件分析过程和设备失效事件记录；
- (三) 数据统计结果，包括设备可靠性数据采集统计结果和安全重要系统设备列不可用时间与总的需求可用时间。

核动力厂设备可靠性数据年度报告的格式和内容见附表 6。

### 第三章 重要活动报告

**第十五条** 核动力厂营运单位从获得选址阶段环境影响报告书批准之日起，到退役开始之日止，在进行未包括建造阶段月度报告和运行阶段月度报告中的下述重要活动时，应当以有效方式及时报告所在地区核与辐射安全监督站，必要时报告国家核安全局。

（一）营运单位组织的与核安全有关的重要调查、审查或检查活动；

（二）营运单位组织的与核安全有关的重要质保检查；

（三）国家核安全局和地区核与辐射安全监督站确定的有关控制点的变更和后续计划安排；

（四）营运单位涉及核安全的重要活动、重要会议、论证、试验和纠正措施；

（五）营运单位进行的固体放射性废物或乏燃料外运活动；

（六）国家核安全局或营运单位认为应当报告的其他重要活动。

核动力厂重要活动报告的格式和内容见附表 7。

### 第四章 建造阶段事件报告

**第十六条** 核动力厂营运单位在取得运行许可证前，应当按照建造阶段事件报告准则（见附 1）的要求，向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站报告建造事件。

**第十七条** 核动力厂营运单位在事件发生后 24 小时内，应当口头通告国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站。

口头通告的方式可以是电话、面述或其他信息手段。

口头通告的内容包括核动力厂名称、机组编号、事件发生时间、报告依据、摘要（简要说明事件概况）和报告人。

**第十八条** 核动力厂营运单位在事件发生后三天内，应当向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站提交书面通告。节假日期间顺延到节假日后第一个工作日提交。

核动力厂建造事件书面通告的格式和内容见附表 8。

**第十九条** 核动力厂营运单位在事件发生后 30 天内，应当向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站提交事件报告。

如果第 30 天是节假日，则顺延到节假日后第一个工作日提交。

如果已到提交事件报告的日期，对事件的处理还没有结论或没有处理完毕，可先提交事件报告，并在以后提交“补充报告”，直到事件有了最后处理结论为止。

核动力厂建造事件报告的格式和内容见附表 9。

**第二十条** 如果国家核安全局认为事件报告不够清晰和完整，核动力厂营运单位应当按照国家核安全局的要求提交相关补充信息。在事件报告存在补充或修订的情况下，应当向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站提交事件报告的升版报告。

## 第五章 运行阶段事件报告

**第二十一条** 核动力厂营运单位从取得运行许可证之日起，到

退役开始之日起，应当按照运行阶段事件报告准则（见附 2）的要求，向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站报告运行事件。如果核动力厂进入应急状态，则应当按照第六章核事故应急报告执行。

**第二十二条** 核动力厂营运单位在事件发生后 24 小时内，应当口头通告国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站。

口头通告的方式可以是电话、面述或其他信息手段。

口头通告的内容包括核动力厂名称、机组编号、事件发生时间、报告依据、事件发生前机组状态和功率水平、事件初步情况、以及口头通告时所处的状况。

**第二十三条** 核动力厂营运单位在事件发生后三个工作日内，应当向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站提交书面通告，应在核动力厂运行事件通告中进行事件分级。节假日期间顺延到节假日后第一个工作日提交。

核动力厂运行事件书面通告格式和内容见附表 10。

**第二十四条** 核动力厂营运单位在事件发生后 30 天内，应当向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站提交事件报告，应在核动力厂运行事件报告中进行事件分级。

如果第 30 天是节假日，则顺延到节假日后第一个工作日提交。

如果已到提交事件报告的日期，整个事件还没有结束，可先提交事件报告，并在以后提交“补充报告”，直到事件有了最后处理结论为止。

核动力厂运行事件报告的格式和内容见附表 11。



**第二十五条** 如果国家核安全局认为事件报告不够清晰和完整，核动力厂营运单位应当按照国家核安全局的要求提交相关补充信息。在事件报告存在补充或修订的情况下，应当向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站提交事件报告的升版报告。

## 第六章 核事故应急报告

**第二十六条** 核动力厂在进入应急状态、应急状态变更或应急状态终止后 15 分钟内，核动力厂营运单位应当首先用电话，随后用传真或其他双方约定认可的电子信息传输方式向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站发出核事故应急通告。

核动力厂核事故应急书面通告的格式和内容见附表 12。

**第二十七条** 核动力厂在进入应急状态后，核动力厂营运单位应及时联通国家核安全局应急网络平台，直到应急终止。

**第二十八条** 核动力厂在进入厂房应急或高于厂房应急状态后的 1 小时内，核动力厂营运单位应当用电话、传真或其他双方约定认可的电子信息传输方式向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站发出核事故应急报告，并在之后持续发出核事故应急报告，直至应急终止。在事故态势出现大的变化时，核动力厂营运单位应当随时向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站发出应急报告。同一应急状态下，连续两次核事故应急报告的发出时间间隔不应超过 1 小时；在事故态势得到控制后，发出时间间隔可适当延长，但不应超过 4 小时。

核动力厂核事故应急报告的格式和内容见附表 13。

**第二十九条** 核动力厂在应急状态终止以后 30 天内，核动力厂营运单位应当向国家核安全局和所在地区核与辐射安全监督站提交核事故最终评价报告，应在核动力厂核事故最终评价报告中进行事件/事故分级。如果第 30 天是节假日，则顺延到节假日后第一个工作日提交。

核动力厂核事故最终评价报告的格式和内容见附表 14。

## 第七章 附 则

**第三十条** 本规定中的核动力厂是指核电厂、核热电厂、核供汽供热厂等核动力厂及装置。

本规定第五章、第六章中的事件/事故分级是指按照国际核事件分级使用者手册（INES）对运行事件/事故进行的分级。既考虑核事件对人和环境的影响、对设施放射性包容和控制的影响、对纵深防御能力的影响，将核事件分为七级，其中较低级别称为事件，分别为异常（1 级）、一般事件（2 级）、重要事件（3 级）；较高级别称为事故，分别为影响范围有限的事故（4 级）、影响范围较大的事故（5 级）、重要事故（6 级）和重大事故（7 级）。另外对不具有安全意义的微小事件称为“偏差”，归为 0 级。

**第三十一条** 本规定由国家核安全局解释、补充或修改。

**第三十二条** 有关信息的社会公开按照《核安全信息公开办法》执行。

**第三十三条** 本规定自发布之日起施行。1995 年 6 月 14 日国家核安全局发布的《核电厂营运单位报告制度》同时废止。

附：1. 建造阶段事件报告准则

2. 运行阶段事件报告准则

## 附 1

### 建造阶段事件报告准则

1 安全重要构筑物、系统和设备以及与其有关的采购、土建、安装和调试活动，与相关法律、行政法规、国家强制性标准和部门规章的规定不一致。例如：

(1) 从事核级设备焊接、无损检验的人员未取得相应资质；

(2) 在取得建造许可证前，开始了抗震 I 类构筑物基础混凝土浇筑；

(3) 采购的核安全级物项来自于不具有该核级物项设计和制造资质的单位，且未经国家核安全局认可等。

2 安全重要构筑物、系统和设备以及与其有关的土建、安装和调试活动，与认可的初步安全分析报告不一致，导致安全重要构筑物、系统和设备的安全功能不能满足或不能确定满足要求。例如：

(1) 已经安装就位的设备不满足初步安全分析报告中的承诺；

(2) 系统或设备部件的实体隔离屏障不满足初步安全分析报告中重要系统实体隔离的承诺；

(3) 承载核级管道的支撑件设计标准与初步安全分析报告不一致，导致支撑件不能承载实际荷载；

(4) 核安全相关构筑物基底标高与初步安全分析报告中的承诺不一致等。

3 安全重要构筑物、系统和设备及其相关活动，违反建造许可证条件，或未按照核动力厂建造许可证条件的要求完成相关论证、验证工作就开展相关活动。例如：

(1) 建造许可证条件要求完成某系统管线上隔离阀设置改进和分析工作，但实际安装阶段未进行改进和分析；

(2) 建造许可证条件要求在开始特定焊接工作前，向国家核安全局提交焊接工艺评定报告，但实际未提交焊接工艺评定报告就开始了产品焊接；

(3) 建造许可证条件要求在完成某厂房的设计并得到国家核安全局认可后方可开展相关施工活动，但在实际施工中未遵照相关要求等。

4 安全重要构筑物、系统和设备以及与其有关的土建、安装和调试等活动，与认可的初步安全分析报告等许可证文件中承诺遵守的规范、标准或技术条件要求不一致，导致安全重要构筑物、系统和设备的安全功能不能满足或不能确定满足要求，且存在以下任一情况：

4.1 采用原工艺进行更换或维修后，不能完全恢复或确认安全重要构筑物、系统和设备规定的安全功能。例如：采用打磨方式去除压力容器接管焊缝中的超标缺陷，通过力学分析评价以确认缺陷去除区域的结构完整性。

4.2 采用新工艺进行更换或维修安全重要的构筑物、系统和设

备。例如：采用与设备制造阶段不同的焊接工艺对设备焊缝进行现场焊接返修。

4.3 无法采用更换、维修等处理手段，采用分析评价和论证后原样接受的方式处理。例如：

(1) 反应堆压力容器役前检查发现接管与安全端焊缝存在超标夹渣显示，通过断裂力学分析评价后原样接受；

(2) 现场安装时发现管道局部壁厚不满足设计要求，重新进行力学分析评价后原样接受；

(3) 安全壳混凝土强度试验结果不满足验收标准，经分析评价后原样接受，或者安全重要构筑物混凝土浇筑出现严重的质量问题等。

4.4 调试试验的最终结果不满足调试大纲中与安全有关的验收准则。例如：稳压器安全阀功能试验时，安全阀的开启压力不满足安全准则等。

5 安全重要构筑物、系统和设备出现的共因事件或故障，包括：

5.1 批量生产的核级设备（如螺栓、核级管道、阀门等）因材料、工艺或过程控制不当引起性能不满足要求，判断采用相同的材料、工艺或过程控制的同类产品质量不能确定。例如：

(1) 发现设备支承锚固螺栓由于制造过程中局部过热引起组织异常，而导致开裂，因此采用相同工艺的同类其它锚固螺栓质量不能确定；

(2) 发现某安全级阀门由于焊接工艺不成熟导致堆焊密封面出现裂纹，从而导致采用相同焊接工艺焊接的阀门质量不确定等。

5.2 安全重要构筑物、系统和设备因设计缺陷导致其质量不确定或安全功能受损，判断采用相同或相似设计的物项也存在质量不确定或失效的风险。例如：

(1) 上充泵由于设计原因导致泵轴发生断裂，因此推断其他机组采用相同设计参数的上充泵质量不能确定；

(2) 无法满足排风要求，推断采用相似设计的其他安全重要厂房墙体的排风口也存在类似问题等。

5.3 土建、安装、调试后物项状态与技术规格书、图纸等技术条件的要求不一致，判断同类型机组也可能发生类似问题。例如：

(1) 主泵垂直支承出厂装配与设计图纸不一致，而同类型机组判断也存在相同问题；

(2) 蒸汽发生器传热管弯管部位防振条偏移，并且判断同类型机组的蒸汽发生器防振条也存在偏移问题；

(3) 混凝土安全壳部分应变监测仪表安装错误，导致试验过程中部分测点读数异常，判断同类型机组也存在相同问题等。

6 构成核动力厂安全屏障的重要设备、构筑物受到严重损伤，导致其安全功能不能满足或不能确定满足要求。例如：

(1) 压力容器、主泵泵壳等设备在现场运输、吊装过程中意外跌落，造成设备损伤；

(2) 螺栓等部件脱落导致反应堆冷却剂系统压力边界等严重损伤；

(3) 由于混凝土浇筑缺陷，导致预应力孔道密封性试验或灌浆过程中安全壳钢衬里鼓包等。

7 在安全重要构筑物、系统和设备的土建、安装和调试等活

动中发生原设计未预计的情况，导致安全功能可能受到不利影响。

例如：

（1）执行安注系统增压试验时，水从墙体缺口进入相邻机组，导致相邻机组重要厂房的管道、阀门、电缆等物项被海水浸泡；

（2）调试过程中，安全壳喷淋泵误喷，导致安全壳内安全相关设备浸水；

（3）重要厂房施工现场排水不利，造成地下结构上浮，无法恢复原状。

8 在安全重要构筑物、系统和设备的采购、土建、安装、调试等活动中发现的蓄意破坏、造假和欺骗情况。例如：

（1）蓄意破坏导致安全重要物项安全功能受到不利影响；

（2）编造、篡改试验、检查等结果数据；

（3）谎报人员资质等。

9 国家核安全局或营运单位认为应当报告的其他事件



## 附 2

# 运行阶段事件报告准则

### 1 执行核动力厂运行限值和条件所要求的停堆

机组运行时，应当满足核动力厂运行限值和条件规定的运行限制条件。如果偏离核动力厂运行限值和条件规定的运行限制条件，并在规定的时间内不能恢复，因而按照核动力厂运行限值和条件的要求采取了停堆措施，应当向国家核安全局报告。

停堆开始于降低反应堆功率的行为，即增加负反应性以执行运行限值和条件要求的停堆，结束于机组进入运行限制条件要求的首个停堆模式。停堆不包括机组已处于停堆模式时运行限值和条件要求的运行模式改变。由于其他目的而进行的停堆，不属于运行限值和条件要求的停堆，无须按照本准则报告。

例如，假设机组在  $T_0$  时刻进入运行限制条件的某一条款“在 12 小时内恢复不可用通道至可用状态，否则在接下来的 6 小时内至少处于首个停堆模式”，则在  $T_0+18$  时，若不可用通道未恢复至可用状态且机组进入到首个停堆模式，则应当按照本准则报告。

若某设备出现故障，运行限值和条件要求 7 天内修复。若核动力厂选择停堆来解决此问题，则属于其他目的进行的停堆，不需要按照本准则报告。但是，若在要求的机组停堆时间（修复时间和退防到允许的运行模式时间之和）之前不能解决该问题，则应当按照本准则报告。

## 2 超出安全限值或安全系统整定值

核动力厂运行限值和条件中规定了安全限值和安全系统整定值。

安全限值是对保护实体屏障完整性所必须的重要过程变量的限制，以防止发生不可接受的放射性物质释放。这些安全限值通常包括反应堆堆芯安全限值、反应堆冷却剂系统压力边界安全限值等。运行参数超出规定的安全限值，应当按照本准则报告。

安全系统整定值是在发生预计运行事件或设计基准事故时启动有关自动保护装置以抑制瞬态、防止超过安全限值或限制事故后果的触发点。超出安全系统整定值的事件，应当按照本准则报告。

## 3 违反下列核动力厂运行限值和条件规定的操作或状况<sup>1</sup>

### 3.1 有关监督活动表明设备无法执行其指定安全功能的时间超出核动力厂运行限值和条件所许可的时间

监督要求是指机组运行期间针对安全重要构筑物、系统和设备所进行的监测、检查、核查、校正和试验活动，用以保证系统和设备具有所必须的性能、机组运行在安全限值内、以及符合运行限制条件的要求。通常，若有关监督活动表明设备（如多列系统中的一列）无法执行其指定安全功能（因此不可用）的时间超出运行限值和条件所许可的时间（即运行限制条件许可的停运时间或设备恢复的完成时间），则存在违反运行限值和条件规定的操作或状况，应当按照本准则报告。对于规定执行期限（即监测

---

<sup>1</sup>某些核动力厂的运行限值和条件包含一些管理要求，如组织机构、值内所需的人数、特定时间间隔内最大许可工作时间、以及制定、维护和执行某些指定程序的要求。一般，违反运行限值和条件中这些管理方面的要求，无须按照本准则报告。

周期加上许可的延期)内进行的监督活动,除非有确凿证据证明设备无法执行指定的安全功能已经存在(如通过审查设备历史和故障原因等相关信息),否则认为设备不可用时间从发现时开始计算;对于超出规定执行期限的监督活动,除非有确凿证据证明设备不可用发生在其他时间,否则超出监测周期时间应计为设备不可用时间。

### **3.2 设备不可用或系统退出运行的持续时间超出核动力厂运行限值和条件中运行限制条件所许可的时间**

如果设备不可用或系统退出运行的持续时间超出运行限制条件的许可,应当按照本准则报告。若状况持续时间超过运行限值和条件的许可(即大于许可恢复时间和退防到允许的运行模式时间之和),即状况在允许的时间内未被发现,那么即使在发现之时立即被纠正,核动力厂也未在规定的时间内退防到允许的运行模式,应当按照本准则报告。

### **3.3 设计或分析的缺陷或偏差导致设备无法执行其指定的安全功能且不可用的时间超出核动力厂运行限值和条件所许可的时间**

若设计或分析的缺陷或偏差导致设备(如多列系统中的一列)无法执行其指定安全功能(因此不可用)的时间超出运行限值和条件允许的时间,则应当照本准则报告。鉴于设计或分析的缺陷或偏差长期存在,这种情况的实质问题是设备是否能够执行其指定的安全功能。

### **3.4 意外临界事件**

意外临界是指反应堆非预期或非计划地从次临界状态达到临界状态。

## 4 任何导致下列后果的事件或状况

### 4.1 导致核动力厂主要实体屏障严重劣化

“导致核动力厂主要实体屏障严重劣化”适用于材料问题，如冶金或化学方面的，它导致主要实体屏障异常的劣化或应力。其中，主要实体屏障指的是燃料包壳、反应堆冷却剂系统压力边界和安全壳。屏障的异常劣化可能表明必须采取纠正措施来恢复屏障功能；屏障的异常应力可能源于非预期瞬态。应当报告的事件和状况的事例如下：

(1) 堆芯或贮存水池内燃料包壳破损率超过允许范围，或破损分布广泛，或者破损由设计未考虑的因素造成；

(2) 根据主系统设计时遵守的工业规范，主冷却剂系统压力边界的焊接或材料缺陷超出验收准则；

(3) 蒸汽发生器传热管的严重劣化。蒸汽发生器的设计应具有传热管完整性，包括结构完整性、事故泄漏和运行泄漏的准则。只有在不满足结构完整性或超过事故泄漏的准则时，蒸汽发生器传热管才被视为严重劣化。针对事故泄漏准则，除蒸汽发生器传热管破裂事故外的任何设计基准事故，一回路向二回路的事事故泄漏率不得超过事故分析中假设的所有蒸汽发生器的总泄漏率和单个蒸汽发生器的泄漏率；

(4) 违反核动力厂最终安全分析报告或运行限值和条件中规定的压力-温度限制的低温超压瞬态；

(5) 安全壳功能或完整性丧失，包括安全壳泄漏率试验中整体泄漏率或贯穿泄漏路径中最小泄漏率总和超过运行限值和条件的限值。

## 4.2 处于明显降低核动力厂安全的没有分析过的状况

核动力厂可使用工程判断和经验来确定是否存在没有分析过的状况。若核动力厂工程判断中对是否应当报告还存在疑问，那么应当按照本准则报告。

“明显降低核动力厂安全的没有分析过的状况”不适用于个别参数的较小偏离，或设备的单个零件问题。例如，任何时候由于试验、维护或尚未修复的故障导致的一个或多个安全重要设备可能除役，监督活动时的任何普通的单个故障或微小差错可能导致两个或多个不相关的安全重要设备除役，严格来说，属于没有分析过的状况。然而，仅在它们涉及相关设备的功能或明显影响核动力厂安全时，才应当按照本准则报告。

判断是否“明显降低核动力厂安全的没有分析过的状况”的事例如下：

(1) 用于排出反应堆堆芯热量的系统中的小空泡，分析表明不会产生重要的安全影响，因此无须按照本准则报告。然而，若空泡的累积导致反应堆堆芯热量不能充分导出，特别是在自然循环工况下，将形成没有分析过的状况，应当按照本准则报告。此外，安全有关仪表管线中的气泡造成仪表误指示，导致操纵员对核动力厂的真实状况产生错误认识，也是一种没有分析过的状况，应当按照本准则报告；

(2) 设计上须满足单一故障准则的系统而实际未满足此要求，属于明显降低核动力厂安全的没有分析过的状况，应当按照本准则报告；

(3) 若发现防火屏障丧失，导致冗余安全停堆系列之间的防

火隔离失效，该事件应作为明显降低核动力厂安全的没有分析过的状况进行报告。又如，若火灾防护措施丧失仅影响安全停堆的一个系列，但不影响另一防火分区中的其他安全停堆系列的可用性，则无须按照本准则报告；

（4）核动力厂安全有关活动中发现的蓄意破坏、造假和欺骗，属于明显降低核动力厂安全的没有分析过的状况，应当按照本准则报告。

## **5 任何对核动力厂安全有现实威胁或明显妨碍核动力厂现场人员执行安全运行有关职责的自然事件或其他外部事件**

“自然事件或其他外部事件”适用于自然现象及外部灾害，例如：雪崩、地震、火灾、洪水、雾、湖水或河水高水位或低水位、高温、高潮位、外来物侵袭、滑坡、雷电、地面沉降或塌陷、砂土液化、断层错动地表破裂等地质灾害、龙卷风、台风、海啸及潮涌、地面隆起、火山爆发、飞机撞击、化学物质释放、工业或军事设施事故、蓄水或挡水工程事故、地面交通工具爆炸或撞击、有毒气体释放和使用爆炸物等。

“对核动力厂安全有现实威胁”是指会威胁或损害核动力厂继续安全运行（包括有秩序地停堆及维持停堆状态）的能力。核动力厂应判断某一现象或状况是否实际威胁到核动力厂的安全运行。例如，厂区内的较小火灾由消防人员快速控制，没有对核动力厂造成威胁，则无须按照本准则报告。然而，重大森林火灾、大规模洪水或大地震等这些对核动力厂造成明显威胁的事件则应当按照本准则报告。再如，若厂区附近发生的工业或交通事故对核动力厂安全运行产生了实际的安全威胁，则应当按照本准则报告。

“其他外部事件”还包括来自核动力厂外部的可能导致安全后果的某些人为破坏或攻击事件。

## 6 导致下列反应堆停堆保护系统和专设安全设施自动或手动触发的事件

- (1) 反应堆保护系统，包括紧急停堆或事故保护停堆；
- (2) 安全壳隔离系统，包括主蒸汽隔离阀、主给水隔离阀等；
- (3) 应急堆芯冷却系统，包括高压安注、中压安注和低压安注系统，以及承担低压注入功能的余热排出系统；
- (4) 辅助或应急给水系统；
- (5) 安全壳热量排出及泄压系统，包括安全壳喷淋和通风冷却系统；
- (6) 主控室可居留系统；
- (7) 应急动力电源，如应急柴油发电机。

上述系统触发不包含以下情况：

- (1) 该动作为试验或反应堆运行期间预先安排的一部分；
- (2) 该动作无效，且动作发生时该系统已退出在线状态或动作发生时安全功能已经完成。

由于本准则中的这些系统用于缓解事故后果，所以这些系统应在需要时能够执行其安全功能，且不应该受到频繁或不必要的挑战。因此，上述系统的正常触发和误触发都应当报告。

由于单一系列可缓解事件后果，所以系列级的动作应当按照本准则报告。通常，由于复杂系统的单一设备本身不能缓解事故后果，因此单一设备动作不须按照本准则报告。如一台应急柴油发电

机可用来缓解事故后果，所以应急柴油发电机动作应当按照本准则报告。如果一个设备（如稳压器安全阀）足以缓解事故后果，因此该设备动作应当按照本准则报告；如果一个设备（如一台高压安注泵）不足以缓解事故后果，则该设备动作无须按照本准则报告。

为了应对设备故障或人员失误造成的核动力厂状况，有意的手动操作上述系统应当按照本准则报告。例如，启动一个安注泵来应对稳压器液位快速下降应当按照本准则报告。然而，正常运行中的切换补水泵或关闭安全壳隔离阀无须按照本准则报告。

多通道触发系统的动作是指满足最小触发逻辑的通道动作。因此，故障或其他原因导致的单通道动作，如未完成最小触发逻辑，则无须按照本准则报告。然而，须注意的是只要单一逻辑通道动作实际上就能触发系统，判断是否报告事件时应当同时考虑本准则和准则 7。

预计动作是根据程序执行计划的活动时预期会真实发生的动作，这类动作在程序步骤或适用文件中已经指出，在动作出现或有迹象前，控制室人员就已意识到特定信号的产生。因此，如果上述系统动作是试验或反应堆运行期间预先安排的一部分，则无须按照本准则报告。然而，在试验或操作期间，若系统的动作方式并非计划操作的一部分，那么该动作应当按照本准则报告。例如，若正常反应堆停堆程序要求通过手动紧急停堆插入控制棒，则紧急停堆无须按照本准则报告。然而，若在反应堆停堆操作期间非预期状况导致反应堆自动紧急停堆，则此紧急停堆应当按照本准则报告。须注意的是，若操纵员因预计到反应堆会自动停堆而手动紧急停堆，正如自动紧急停堆应该按照本准则报告，则此事件也应当按照本准则报告。



有效动作源于有效信号或有意的手动启动，除非它是预先计划的试验的一部分。有效信号是那些为响应核动力厂实际工况或参数而要求系统启动的触发信号，其中不包括那些源于其他信号的信号。因而，无效动作包括不是由有效信号引起的动作和非有意的手动动作。

系统已正当离线后发生的无效动作或发生在安全功能完成后的无效动作，无须按照本准则报告。

## 7 任何可能妨碍构筑物或系统实现下列安全功能的事件或状况

- (1) 停堆和保持安全停堆状态；
- (2) 排出堆芯余热；
- (3) 控制放射性物质释放；
- (4) 缓解事故后果。

本准则涉及的事件可能包括一个或多个人员失误（违反规程）、设备故障以及设计、分析、制造、安装不正确和程序错误。本准则适用于系统级，不适用于系列或设备级。因此，如果同一系统中起到冗余作用的系列或设备能够运行并完成所要求的安全功能，那么个别系列或设备故障，无须按照本准则报告。

本准则仅针对核动力厂运行限值和条件中要求可用的安全重要构筑物、系统和设备。这些构筑物、系统和设备用于缓解《最终安全分析报告》中“专设安全设施”和“事故分析”章节所述事故的后果。这里的事故包括预计运行事件和设计基准事故（稀有事故和极限事故）。

判断事件或状况是否应当根据本准则进行报告的依据是“妨碍安全功能实现的合理预期”。如果构筑物、系统和设备不能按照合

理预期执行安全功能，则判定为不可用。

当根据核动力厂运行限值和条件或国家核安全局批准的其他文件进行预先安排的维修和监督活动从而导致系统预期不可用时，无须按照本准则报告。

如果某一安全功能可由多个系统独立实现，当某一系统不能执行其安全功能，即便其他的安全系统可以执行其安全功能，也应当按照本准则报告。

对于包含三个或更多系列的系统，如果两个或多个系列失效，剩余的可用系列不能够缓解事故后果，则应当按照本准则报告。当某一系统不能执行其安全功能，即使核动力厂运行限值和条件中允许这样的状况存在一段时间，也应当按照本准则报告。

## **8 同一原因或状况导致具有下列安全功能的系统的系列或通道失效的事件**

- (1) 停堆和保持安全停堆状态；
- (2) 排出堆芯余热；
- (3) 控制放射性物质释放；
- (4) 缓解事故后果。

共性原因可能包括人员失误（违反或误用规程）、设备故障、以及设计、分析、制造、安装不正确和程序错误，还可能包括较高环境温度、通电加热、不适当的预防性维修、空气系统的油污、错误的润滑、使用不合格的设备等因素。

本准则针对的是核动力厂运行限值和条件中要求可用的安全重要构筑物、系统和设备。这些构筑物、系统和设备用于缓解《最终安全分析报告》中“专设安全设施”和“事故分析”章节所述事故

的后果。这里的事故包括预计运行事件和设计基准事故（稀有事故和极限事故）。

### **8.1 一个系统中两个或多个独立系列或通道失效**

本准则要求报告由同一原因或状况引起一个系统中两个或多个独立系列或通道失效的事件。本准则涉及的系列或通道是那些为应对单一故障而设计的冗余的、独立的系列或通道。例如，如果某一原因或状况引起同一系统 A 列和 B 列的设备失效，继而导致 A 列和 B 列不可用，即使另外系列（如 C 列）仍可用，此事件也应当按照本准则报告。

根据核动力厂运行限值和条件或国家核安全局批准的其他文件的要求，系统的一列或一个设备作为计划安排的一部分退出在线的情况，无须按照本准则报告。例如，如果核动力厂停运一个系统的一部分进行维修，核动力厂运行限值和条件允许这种情况，并且系统或设备在运行限值和条件规定的时间限制内恢复运行，无须按照本准则报告。

### **8.2 不同系统中一个或多个系列或通道失效**

本准则要求报告由同一原因或状况引起不同系统中至少一个系列或通道失效的事件。本准则涉及的系列或通道是那些为应对单一故障而设计的冗余的、独立的系列或通道。例如，如果某一原因或状况引起一个系统 A 列设备失效，以及另一个系统 B 列（即在安全分析中假定的独立系列）设备失效，导致这两个系列不可用，此事件应当按照本准则报告。如果独立系列或通道同时失效，无论它们是否同时被发现，都应当按照本准则报告。又如，如果某一原因或状况引起一个系统 A 列和另外一个系统 A 列设备失效，导致这两个

系列不可用，而这种不可用是设计上预期的，即安全分析报告中假设不独立的系列，则事件无须按照本准则报告。但非设计预期的一个系统 A 列和另外一个系统 A 列设备失效，仍应按照本准则报告。

根据核动力厂运行限值和条件或国家核安全局批准的其他文件的要求，系统的一列或一个设备作为计划安排的一部分退出在线的情况，无须按照本准则报告。例如，如果核动力厂停运一个系统的一部分进行维修，核动力厂运行限值和条件允许这种情况，并且系统或设备在运行限值和条件规定的时间限制内恢复运行，无须按照本准则报告。

对于下述原因造成的事件，无须按照本准则报告：

(1) 系列或通道之间的共有相关性是固有的或是已批准的核动力厂设计的预期后果；

(2) 正常的和预期的磨损或劣化。

## **9 放射性释放和辐射照射事件**

### **9.1 对工作人员和公众造成的照射剂量超过国家标准规定的或监管部门批准的相关限值的事件**

本准则关注的是超出规定限值的严重程度。准则中的剂量限值，是指国家辐射防护相关法规或标准中给出的工作人员职业照射个人剂量限值或公众的个人剂量限值，一般包括有效剂量、器官/组织当量剂量等。如果监管部门对工作人员或公众的受照剂量有相关的批准限值，在超过的情况下，也应当按照本准则报告。

### **9.2 放射性流出物的排放管理违反了国家标准或监管部门的相关规定的事件**

针对核动力厂的放射性液态和气载流出物排放控制，国家有相

关的法规标准，对放射性流出物的排放量、排放方式及控制措施做了详细的规定，核动力厂运行中若出现违反或不满足法规标准或监管部门的相关规定的情况，应当按照本准则报告。

### **9.3 放射性向环境的意外排放或释放事件**

## **10 任何对核动力厂安全有现实威胁或明显妨碍核动力厂现场人员执行安全运行有关职责的内部事件**

内部事件包括火灾、爆炸、水淹、化学物质释放、有毒气体释放、放射性物质释放、飞射物、结构坍塌、重物坠落、管道甩击、喷射流冲击、破损系统或现场其他设施的流体释放等。

本准则要求报告的内部事件，是指会影响核动力厂安全或妨碍现场人员执行核动力厂安全运行所需操作的事件。应用本准则时，核动力厂必须在报告中有所判断。例如火灾，可能需要现场人员撤离或不能进入安全有关系统或设备的场所，从而妨碍安全运行，这类事件应当按照本准则报告；而当现场的火灾没有也不会危及核动力厂安全时，此事件无须按照本准则报告；对于主控室火灾，一般可认为其构成现实威胁和明显妨碍，应当按照本准则报告。

“明显妨碍现场人员”仅适用于严重妨碍现场人员执行影响核动力厂安全的有关活动的的能力。“明显妨碍”的判定与“安全运行”相关，即评估是否能在长时间封闭故障房间、厂房或禁用相关功能的情况下，仍能保证核动力厂安全运行。例如，如果一个配电室在一段时间内不可用，但是通常没有必要进入该配电室进行安全有关操作，并且不可用期间不须要进入该房间，则此事件无须按照本准则报告。此外，“明显妨碍”包括阻碍或干扰，条件是阻碍或干扰会严重威胁核动力厂安全运行。如果必要的操作仍能及时执

行，则预防性措施（例如房间疏散）不构成明显妨碍。

在判断是否对核动力厂构成现实威胁时，可以考虑机组所处的运行模式。但是，核动力厂不应假设机组停堆期间发生的每起事件都不重要而无须按照本准则报告。

如果厂内排放须要疏散房间或厂房中的人员，并因此明显妨碍工作人员执行核动力厂安全运行所需职责的能力，应当按照本准则报告。对于要求临时疏散个别房间或厂房直至气载物质浓度下降或使用呼吸防护设备的事件，如轻微泄漏、小规模气态流出物释放或污染颗粒物（如灰尘）干扰，除非现场人员执行必要安全功能的能力被明显妨碍，否则无须按照本准则报告。如果后续评估确定已进行的房间和厂房预防性疏散是不必要的，不需要报告。即使疏散影响核设施的主要部分，是否须要报告的判断依据仍然是核动力厂安全是否受到现实威胁，或者现场人员在履行其安全职责时是否受到明显妨碍。

## 11 网络攻击事件

网络攻击对核动力厂安全功能、实物保护功能和应急准备功能（包括场外通讯）产生影响的事件。

## 12 其他事件

12.1 一次事件中重水损失超过 100 千克（重水堆）

12.2 主热传输系统与应急堆芯冷却系统之间的隔离阀失效或误操作，导致堆芯冷却剂流量被旁通的事件（重水堆）

12.3 装换料错误事件，这类事件包括在装换料过程中将燃料棒束装入错误的燃料通道，或装入燃料通道的燃料棒束富集度不正确，或燃料通道换料方式错误（重水堆）

12.4 国家核安全局或营运单位认为应当报告的其他事件