

核动力厂营运单位核安全报告指南（2026年版）

为贯彻落实《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》等法律法规，指导与规范核动力厂营运单位执行《核动力厂营运单位核安全报告规定》（以下简称《报告规定》），制定本指南。

一、适用范围

本指南为《报告规定》第二条中所述各类报告的编写与上报提供指导。指南以核电机组为例阐述《报告规定》的要求，其他类型核动力机组（如核热电机组、核供汽供热机组）也应按照执行。

二、总体概述

本指南第三部分对《报告规定》第二条中所述各类报告的格式和内容进行了细化，第四部分对《报告规定》第十六条重要活动内容进行了细化，第五部分对《报告规定》第十七条建造事件报告准则进行了详细解释，第六部分对《报告规定》第二十二條运行事件报告准则进行了详细解释。

三、报告格式和内容

《报告规定》要求核动力厂营运单位向国家核安全局或者核动力厂所在地区核与辐射安全监督站提交定期报告、重要活动报告、建造阶段事件报告、运行阶段事件报告及核事故应急（以下简称核应急）报告。

《报告规定》第五条所述的核动力厂建造阶段月度报告的格式和内容见表 1。

《报告规定》第七条所述的核动力厂运行阶段月度报告的格式和内容见表 2。

《报告规定》第九条所述的核动力厂安全性能指标季度报告的格式和内容见表 3。

《报告规定》第十一条所述的核动力厂建造阶段年度报告的格式和内容见表 4。

《报告规定》第十二条所述的核动力厂运行阶段年度报告的格式和内容见表 5。

《报告规定》第十四条所述的核动力厂设备可靠性数据年度报告的格式和内容见表 6。

《报告规定》第十六条所述的核动力厂重要活动报告的格式和内容见表 7。

《报告规定》第十九条所述的核动力厂建造事件书面通告的格式和内容见表 8。

《报告规定》第二十条所述的核动力厂建造事件报告的格式和内容见表 9。

《报告规定》第二十四条所述的核动力厂运行事件书面通告的格式和内容见表 10。

《报告规定》第二十五条所述的核动力厂运行事件报告的格式和内容见表 11。

《报告规定》第二十七条所述的核动力厂核应急通告的格式和内容见表 12。

《报告规定》第二十九条所述的核动力厂（除高温气冷堆）核应急报告的格式和内容见表 13。

《报告规定》第二十九条所述的高温气冷堆核动力厂核应急报告的格式和内容见表 14。

《报告规定》第三十条所述的核动力厂核事故最终评价报告的格式和内容见表 15。

四、重要活动报告

核动力厂营运单位应当严格按照《报告规定》第十六条报告重要活动。其中，第五款国家核安全局认为应当报告的涉及核安全的其他重要活动包括但不限于下述活动：

（一）核动力厂营运单位开始执行核动力厂运行限值和条件所要求的停堆。如果该活动最终导致发生满足《报告规定》第二十二条第一款规定的事件，则不需要按此项进行报告。

（二）任何需要将受放射性污染的人员运至场外医疗机构进行救治的情况。

（三）已经或者计划发布公开信息或者向其他政府机构发出通告，其内容涉及对公众或者现场人员健康或者安全，或者对环境保护产生不利影响的情况。

（四）核动力厂营运单位计划开展的调入、调出民用核材料活动与核材料实物盘存活动，以及在延长核材料许可证有效期或者核材

料许可证中所涉及的核材料品种、数量、用途范围及管制实施计划有变时，核动力厂营运单位拟采取的其他行动。

（五）核动力厂营运单位进行的固体放射性废物或者乏燃料场内运输活动。

（六）因处理重要缺陷或者应电网要求实施临停或者小修活动，如果该活动需进一步改变机组运行状态或者涉及核安全相关设备，应进行报告。报告内容包括总体计划、核安全相关维修项目、风险识别及相关措施等。

（七）在发生紧急停堆后，1小时内通告事件基本信息。

五、建造阶段事件报告准则

根据《报告规定》第十七条的规定，核动力厂营运单位应当向国家核安全局报告下列建造事件：

（一）核电机组安全重要构筑物、系统和设备以及与其有关的采购、土建、安装和调试等活动，与相关法律、行政法规、部门规章和国家强制性标准不一致的。例如：

1. 从事民用核安全设备焊接、无损检验的人员未取得相应资质，或者相应资格证书超期且未延续；

2. 核级焊接人员管理违反有关焊接人员连续操作记录管理的规定，焊接技能评定报告超期后进行核级设备的焊接活动；

3. 在取得建造许可证前，就开始了抗震 I 类构筑物基础混凝土浇筑；

4. 采购的民用核安全设备以及相关工程或者服务来自于不具有

相应核安全资质（含行政处罚期内被停止开展活动的情况）的单位。

（二）核电机组安全重要构筑物、系统和设备以及与其有关的土建、安装和调试等活动，与核动力厂建造许可文件中认可的初步安全分析报告不一致，导致核电机组安全重要构筑物、系统和设备的安全功能不能满足或者不能确定满足要求的。例如：

1. 设备入场验收不规范，未能发现设备不满足初步安全分析报告、监管部门批复的相关执照文件，或者核动力厂运营单位的承诺；

2. 系统或者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. 承载核级管道的支承件设计与初步安全分析报告不一致，或者支承件设计不能承载实际荷载；

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。

（三）核电机组安全重要构筑物、系统和设备及其相关活动，违反核动力厂建造许可文件规定的条件，或者未按照建造许可文件规定的条件完成相关论证、验证工作即开展相关活动的。例如：

1. 核动力厂运营单位未按质量保证大纲要求实施质量控制活动的，或者未能发现现场核安全相关活动未有效实施质量控制的。例如：未实施质量控制活动且未提前履行变更程序即释放质量计划中的控制点；未能发现相关单位未按不符合项管理程序要求开启不符合项处理审批流程就开展相关活动；

2. 建造许可证条件要求完成某系统管线上隔离阀设置的改进及

分析工作，但实际安装阶段未进行改进及分析；

3. 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焊接；

4. 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同意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。

（四）核电机组安全重要构筑物、系统和设备以及与其有关的土建、安装和调试等活动，与核动力厂营运单位在建造许可文件中承诺遵守的规范、标准或者技术条件要求不一致，导致核电机组安全重要构筑物、系统和设备的安全功能不能满足或者不能确定满足要求的。例如：

1. 降低原设计安全分析裕量的。例如：详细设计阶段结果与初步设计阶段分析值的差异超过预期；

2. 采取新工艺进行更换、维修，或者经设计单位分析论证后原样接受的，或者采用原工艺修复或更换处理但不满足法规标准或技术文件相关要求的。例如：焊缝同一部位焊接返修次数超过法规标准或者技术文件要求；

3. 安装调试过程中发生设备参数超过设计要求数值范围；

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. 安全重要构筑物施工完成后，发现混凝土内部隐蔽工程不满足设计要求。例如：厂房墙体内部钢筋等物项在混凝土浇筑后发现未按设计要求施工。

（五）核发电机组安全重要构筑物、系统和设备发生共因事件或者故障的。包括：

1. 批量生产的核级设备（例如螺栓、管道、阀门等）因材料、工艺或者过程控制不当导致性能不满足要求，采用相同的材料、工艺或者过程控制措施的同类产品质量不能确定。例如：

（1）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，从而导致开裂，因此采用相同工艺的同类其他锚固螺栓质量不能确定；

（2）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能确定等。

2. 安全重要构筑物、系统和设备因设计缺陷导致其质量不能确定或者安全功能不满足要求，采用相同或者相似设计的物项也存在质量不确定或者安全功能不满足要求的风险。例如：

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

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

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，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状态与设计图纸要求不一致，同类型机组可能也存在类似问题；

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

(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，同类型机组可能也存在类似问题；

(4) 蒸汽发生器支撑基础未有效实施内置预埋竖向套管的加固措施，混凝土浇筑过程中导致预埋套管位置的偏差超出允许范围，同类型机组可能也存在类似问题等。

(六) 构成核动力厂安全屏障的重要设备或者构筑物受到严重损伤，导致其安全功能不能满足或者不能确定满足要求的。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者灌浆过程中安全壳钢衬里鼓包等。

(七) 核电机组安全重要构筑物、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的。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被水浸泡；

3. 重要厂房施工现场排水不利，造成地下结构上浮，无法恢复原状等。

(八) 在核电机组安全重要构筑物、系统和设备的采购、土建、安装和调试等活动中发现故意破坏、造假和欺骗情形的。例如：

1. 故意破坏安全重要构筑物、系统和设备；
2. 隐瞒、编造、伪造、篡改文件、记录及数据；
3. 瞒报、谎报人员资质、授权及培训记录等相关情况。

(九) 国家核安全局认为应当报告的其他事件。

(十) 核动力厂营运单位认为应当报告的其他事件。

六、运行阶段事件报告准则

根据《报告规定》第二十二的规定，核动力厂营运单位应当向国家核安全局报告下列运行事件：

(一) 核动力厂营运单位执行核动力厂运行限值和条件所要求的停堆

机组运行期间，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，且在规定的时间内未能恢复，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的，应当按照本准则报告。

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。因其他目的而实施的停堆，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 时刻，若不可用通道未恢复至可用状态且机组进入首个停堆模式的，应当按照本准则报告。

假如运行限值和条件要求某设备故障在 7 日内修复，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（修复时间与进入允许的运行模式时间之和）之前未能解决该问题的，则应当按照本准则报告。

（二）核电机组超出安全限值或者安全系统整定值

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安全限值等。运行参数超出规定的安全限值的，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者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者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。

（三）违反核动力厂运行限值和条件规定的操作或者状况¹

1. 设备不可用或者系统退出运行的持续时间超出核动力厂运行限值和条件所允许的时间

对于规定执行期限（即监测周期加上允许的延期）内进行的监督活动，除非有确凿证据证明设备在执行该监督活动前已经无法执行指定的安全功能（例如通过审查设备历史及故障原因等相关信息），否则认为设备不可用时间自发现之时起开始计算；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的情况发生在其他时间，否则超出监测周期的时间应计入设备的不可用时间。

若状况持续时间超过运行限值和条件所允许的时间（即大于允许恢复时间与进入允许的运行模式时间之和），即使在发现之时立即被纠正，核电机组也未在规定的时间内进入允许的运行模式，应当按照本准则报告。

2. 意外临界事件

准则中的意外临界是指反应堆非预期或者非计划地从次临界状态达到临界状态。

（四）导致核电机组主要实体屏障严重劣化或者处于明显降低核动力厂安全的没有分析过的状况

1. 导致核电机组主要实体屏障严重劣化

¹某些核动力厂的运行限值和条件包含一些管理要求，例如组织机构、值内所需的人数、特定时间间隔内最大允许工作时间、以及制定、维护与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。

“导致核电机组主要实体屏障严重劣化”适用于材料问题，例如冶金或者化学方面的，其导致主要实体屏障异常的劣化或者应力腐蚀。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及安全壳。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。应当报告的事件的示例如下：

（1）堆芯或者贮存水池内燃料包壳破损分布广泛，或者破损由设计未考虑的因素造成；

（2）根据反应堆冷却剂系统设计所遵守的规范，反应堆冷却剂系统压力边界的焊接或者材料缺陷超出验收准则；

（3）蒸汽发生器传热管的严重劣化，包括不满足结构完整性要求或者超出事故泄漏相关准则；

（4）违反核动力厂最终安全分析报告或者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）安全壳功能或者完整性丧失，包括安全壳泄漏率试验中整体泄漏率或者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。

2. 处于明显降低核动力厂安全的没有分析过的状况

核动力厂营运单位可通过工程判断或者经验来确定机组是否存在没有分析过的状况。若工程判断无法确定是否应当报告，则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，或者设备的单个零件问题。例如：任何时候由于试验、维护或者尚未修复的故障导致一个或者多个安全重要设备可能停役，在监督活动中，任何普通的单个故障或者微小差错可能导致两个或者多个不相关的安全重要设备停役，均属于没有分析过的状况。然而，只有在事件涉及相关设备的功能或者明显影响机组安全时，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”的示例如下：

（1）用于排出反应堆堆芯热量的系统中的小空泡，分析表明不会对机组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；

（2）设计上须满足单一故障准则的系统实际未满足此要求，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功能失效，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其他安全停堆系列的可用性，则无须按照本准则报告；

（4）不同系统的多个安全相关设备的功能失效，导致无法实现某一安全功能，应当按照本准则报告；

(5) 核动力厂安全有关活动中发现的故意破坏、造假、隐瞒或者欺骗情形，属于没有分析过的状况，应当按照本准则判断。

(五) 任何对核发电机组安全有现实威胁或者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者其他外部事件

“自然事件或者其他外部事件”适用于自然现象及外部灾害，例如：机组外部的雪崩、地震、火灾、洪水、雾、湖水或者河水高水位或者低水位、高温等极端气象条件、高潮位、生物现象、外来物侵袭、滑坡、雷电、地面沉降或者塌陷、砂土液化、断层错动引起的地表位错等地质灾害、极端风、海啸及浪涌、地面隆起、沙尘暴、太阳风暴、火山活动、飞机撞击、爆燃或者爆炸、有毒有害或者腐蚀性化学物质释放、放射性物质释放、工业或者军事设施事故、蓄水或者挡水工程事故、地面交通工具碰撞、电磁干扰、外部管道破裂引起的水淹等。“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者攻击事件。

“对核发电机组安全有现实威胁”是指会威胁或者损害机组继续安全运行（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者状况是否实际威胁到机组的安全运行。例如：场区内的较小火灾被消防人员快速控制，没有对机组造成威胁，则无须按照本准则报告；然而，重大森林火灾、大规模洪水或者大地震等这些对机组造成明显威胁的事件则应当按照本准则报告。再如：若场区附近发生的工业或者交通事故对机组安全运行产生了实际的安全威胁，则应当按照本准则报告。

(六) 导致反应堆停堆保护系统和专设安全设施自动或者手动触发的事件

1. 反应堆保护系统，包括紧急停堆或者事故保护停堆；
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、中压安注及低压安注系统，以及承担低压注入功能的余热排出系统；
4. 辅助或者应急给水系统；
5. 安全壳热量排出及泄压系统，包括安全壳喷淋及通风冷却系统；
6. 主控室可居留系统；
7. 应急动力电源，例如应急柴油发电机。

上述系统触发不包含该动作属于试验或者反应堆运行期间预先安排的一部分的情况。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，则此类紧急停堆无须按照本准则报告；在试验或者运行期间，若系统动作的方式并非计划的一部分，则该动作应当按照本准则报告。

由于本准则所涵盖的系统用于缓解事故后果，因此这些系统应在需要时能够执行其安全功能，且不应被频繁或者不必要地挑战。因此，上述系统的正常触发或者误触发都应当报告。为缓解事件后果而需要系统运行时，无论设备是否正常运行，都应当报告。

需要注意的是，只要单一逻辑通道动作实际上就能触发系统，因此，在根据本准则判断事件需报告后，还应当同时考虑是否满足准则（七）。

(七) 任何可能妨碍构筑物或者系统实现停堆和保持安全停堆状态、排出堆芯余热、控制放射性物质释放、缓解事故后果等安全功能的事件或者状况

本准则涉及的事件可能包括一个或者多个人员失误(违反规程)、设备故障以及设计、分析、制造、安装存在错误或者程序缺陷。本准则适用于系统级,不适用于系列或者设备级。因此,如果同一系统中起到冗余作用的其他系列或者设备能够运行并完成所要求的安全功能,那么个别系列或者设备故障的事件无须按照本准则报告。

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。判断事件或者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者国家核安全局批准的其他文件进行预先安排的维修或者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。

对于包含三个或者更多系列的系统,如果两个或者多个系列失效,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,该情况不是预先安排的,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。

(八) 同一原因或者状况导致具有停堆和保持安全停堆状态、排出堆芯余热、控制放射性物质释放、缓解事故后果等安全功能的系统的系列或者通道同时失效的事件

同一原因可能包括人员失误（违反或者误用规程）、设备故障，以及设计、分析、制造、安装不正确或者程序错误，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。

根据核动力厂运行限值和条件或者国家核安全局批准的其他文件的要求，系统的一系列或者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：如果机组停运一个系统的一部分进行维修，且核动力厂运行限值和条件允许这种情况，并规定了恢复运行的时间限制，只要系统或者设备在规定时间内恢复运行，就无须按照本准则报告。

1. 一个系统中两个以上独立系列或者通道同时失效

本准则要求报告由同一原因或者状况引起一个系统中两个或者多个独立系列或者通道同时失效的事件。本准则涉及的系列或者通道是为应对单一故障而设计的冗余的、独立的系列或者通道。例如：如果某一原因或者状况引起同一系统 A 列与 B 列的设备失效，继而

导致 A 列与 B 列不可用，即使另外系列（例如 C 列）仍可用，此事件也应当按照本准则报告。

2. 不同系统中一个或者多个系列或者通道同时失效

本准则要求报告由同一原因或者状况引起不同系统中至少一个系列或者通道同时失效的事件。本准则涉及的系列或者通道既包括那些为应对单一故障而设计的冗余的、独立的系列或者通道，也包括设计上不独立的系列或者通道。

例如：如果某一原因或者状况引起一个系统 A 列与另一个系统 B 列（即在安全分析中假定的独立系列）的设备失效，导致这两个系列不可用，此事件应当按照本准则报告。如果独立系列或者通道同时失效，无论这些失效是否同时被发现，均应当按照本准则报告。

又如，如果某一原因或者状况引起一个系统 A 列与另一个系统 A 列（不独立）的设备失效，导致这两个系列不可用，且这种不可用不是设计上预期的，则此事件应当按照本准则报告。对于由下述原因造成的事件，无须按照本准则报告：

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

（2）正常的或者预期的磨损或者劣化。例如：根据预防性维修计划，被认定为可接受的磨损或者劣化。

（九）放射性释放和辐射照射事件

1. 对工作人员或者公众造成的照射剂量超过国家标准规定或者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者标准中规定的工作人员职业照射个人剂量限值或者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者公众的受照剂量有相关的批准限值，若超过该限值，也应当按照本准则报告。

2. 放射性流出物的排放管理违反国家标准或者监管部门相关规定的的事件

对于核动力厂放射性液态及气载流出物排放控制，国家有相关法规标准详细规定了对放射性流出物的排放量、排放方式及控制措施。机组运行中若出现违反或者不满足法规标准或者监管部门的相关规定或者批复的相关许可文件的情况，应当按照本准则报告。

3. 放射性意外排放或者释放事件

准则中的意外排放是指非预期或者非计划的排放。

(1) 任何导致实际排放超出环境或者厂房辐射监测仪表报警阈值的事件；

(2) 任何向环境或者厂房的释放。

4. 其他超过核动力厂营运单位涉及人员的管理目标值的事件。

(十) 任何对核电机组安全有现实威胁或者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

内部事件包括机组内部的火灾、爆炸、水淹、有毒有害或者腐蚀性等化学物质释放、放射性物质释放、飞射物、构筑物倒塌、物体跌落、管道甩动、喷射效应、破损系统或者现场其他设施的流体

释放、化学反应、电气损坏、仪表和控制线路的损坏、人员伤害等。

本准则要求报告的内部事件是指会影响机组安全或者妨碍现场人员执行机组安全运行所需操作的事件。核动力厂营运单位应用本准则时，必须在报告中有所判断。例如：火灾可能导致现场人员撤离或者无法进入安全有关系统或者设备所在场所，从而妨碍安全运行，此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机组安全时，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或者明显妨碍，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机组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、厂房或者禁用相关功能的情况下，仍能保证机组安全运行。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，并且不可用期间不需要进入该房间，则此事件无须按照本准则报告。此外，“明显妨碍”包括阻碍或者干扰，条件是阻碍或者干扰会严重威胁机组安全运行。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。

在判断是否对机组构成现实威胁时，可以考虑机组所处的运行模式。对于机组停堆期间发生的内部事件，应充分考虑其后果，判断是否按照本准则报告。

如果场内排放须要疏散房间或者厂房中的人员，并因此明显妨碍工作人员执行机组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者厂房直至气载物质浓度下降或者使用呼吸防护设备的事件，例如轻微泄漏、小规模气载流出物释放或者污染颗粒物（例如灰尘）干扰，除非现场人员执行必要安全功能的能力受到明显妨碍，否则无须按照本准则报告。如果后续评估确定已实施的房间或者厂房预防性疏散是不必要的，则无须报告。即使疏散影响核动力厂的主要部分，是否需要报告判断依据仍然是机组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。

（十一）网络攻击事件

准则中的网络攻击事件是指可能对机组核安全、实物保护或者应急响应产生不利影响的网络安全事件。

（十二）其他事件

其他事件包括下列内容：

1. 燃料包壳破损或者异常变形；
2. 反应堆冷却剂系统或者蒸汽发生器二次侧内发现异物；
3. 一次事件中重水损失超过 100 千克（重水堆）；
4. 主热传输系统与应急堆芯冷却系统之间的隔离阀失效或者误操作，导致堆芯冷却剂流量被旁通的事件（重水堆）；
5. 装换料错误事件，这类事件包括重水堆机组在装换料过程中将燃料棒束装入错误的燃料通道，或者装入燃料通道的燃料棒束富集度不正确，或者燃料通道换料方式错误；高温气冷堆机组将燃料装入错误堆芯，或者装载富集度不正确的燃料；压水堆机组燃料组件意外装载或者运行在错误的堆芯位置上；

6. 在运行阶段发现、建造阶段发生并满足《报告规定》第十七条规定的事件；

7. 数字化仪控系统故障导致主控制室控制不可用，或者应急控制不可用，或者出现自动控制和保护层多个控制机柜不可用的状况；

8. 发现故意破坏、造假、隐瞒或者欺骗情形的；

9. 核动力厂营运单位认为应当报告的其他事件。