

附件

核动力厂营运单位核安全报告指南

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，指导和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和上报提供指导。指南中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）可参照执行。

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》第十七条建造事件报告准则进行了详细解释，第五部分对《报告规定》第二十二条运行事件报告准则进行了详细解释。

三、报告格式与内容

《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、运行阶段事件报告和核事故应急报告。

《报告规定》第五条所述的核动力厂建造阶段月度报告的封面格式见表 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事故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核事故应急报告的格式和内容见表 13。

《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 14。

四、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。

（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. 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。

（三）核发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. 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）核发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，导致核发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. 采用原工艺进行更换或者维修后，不能完全恢复或者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，需要通过力学分析评价以确认缺陷去除区域的结构完整性。

2. 采用新工艺进行更换或者维修安全重要构筑物、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。

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. 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。

（五）核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（如螺栓、核级管道、阀门等）因材

料、工艺或者过程控制不当引起性能不满足要求，判断采用相同的材料、工艺或者过程控制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确定或者安全功能受损，判断采用相同或者相似设计的物项也存在质量不确定或者失效的风险。例如：

（1）上充泵由于设计原因而导致泵轴发生断裂，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）安全重要厂房墙体无法满足排风要求，因此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。

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，判断同类型机组也存在类似问题；

（2）蒸汽发生器传热管弯管部位防振条偏移，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. 故意破坏导致安全重要物项的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。

(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。

五、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述运行事件：

(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。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，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 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。

（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. 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

¹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。

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者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者状况,应当按照本准则报告。对于规定执行期限(即监测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,否则超出监测周期的时间应计为设备的不可用时间。

2. 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,核电机组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. 设计或者分析的缺陷或者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

若设计或者分析的缺陷或者偏差导致设备(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，则应当按照本准则报告。鉴于设计或者分析的缺陷或者偏差长期存在，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。

4. 意外临界事件

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

“导致核电机组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者应力。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）堆芯或者贮存水池内燃料包壳破损率超过允许范围，或者破损分布广泛，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。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者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以使用工程判断和经验来确定机组是否存在没有分析过的状况。若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的一个或者多个安全重要设备可能停役，监督活动时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，只有在它们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。此外，安全有关仪表管线中的气泡造成仪表误指示，导致操纵员对机组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故意破坏、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。

(五) 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：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、高潮位、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、工业或者军事设施事故、蓄水或者挡水工程事故、地面交通工具爆炸或者撞击、有毒气体释放和使用爆炸物等。

“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，厂区内的较小火灾由消防人员快速控制，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，若厂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。

“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。

（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. 该动作为试验或者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者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者不必要的挑战。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者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者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，故障或者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，须要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（七）。

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者适用文件中已经指出，在动作出现或者有迹象前，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者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，在试验或者操作期间，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者有意的手动启动，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者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者发生在安全功能完成后

的无效动作，无须按照本准则报告。

（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、安装不正确和程序错误。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，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

共性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）。

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，如果某一原因或者状况引起同一系统 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者国家核安全局批准的其他文件的要求，系统的一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，并且系统或者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。

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，又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。如果独立系列或者通道同时失效，无论它们是否同时被发现，都应当按照本准则报告。

又如，如果某一原因或者状况引起一个系统 A 列和另外一个系统 A 列（不独立）设备失效，导致这两个系列不可用，而这种不可用不是设计上预期的，则事件应当按照本准则报告。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）正常的和预期的磨损或者劣化。

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，核动力厂运行限值和条件允许这种情况，并且系统或者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。

（九）放射性释放和辐射照射事件

1. 对工作人员和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给出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，在超过的情况下，也应当按照本准则报告。

2. 放射性流出物的排放管理违反了国家标准或者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的情况，应当按照本准则报告。

3. 放射性向环境的意外排放或者释放事件

(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、破损系统或者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，可能需要现场人员撤离或者不能进入安全有关系统或者设备的场所，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。但是，核动力厂营运单位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机组安全运行所须职责的能力，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，如轻微泄漏、小规模气载流出物释放或者污染颗粒物（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，则无须报告。即使疏散影响核动力厂的主要部分，是否须要报告的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

网络攻击事件是指网络攻击对机组安全功能、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。

（十二）其他事件

其他事件包括下列内容：

1. 一次事件中重水损失超过 100 千克（重水堆）；
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者误操作，导致堆芯冷却剂流量被旁通的事件（重水堆）；

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（重水堆）；

4. 国家核安全局或者核动力厂营运单位认为应当报告的其他事件。

表 1

核动力厂建造阶段月度报告

年	月	共 页
		第 1 页

营运单位名称：

核设施名称：

(核动力厂/机组)

报告人(签名)：

年 月 日

审核人(签名)：

年 月 日

批准人(签名)：

年 月 日

报告提交日期：

年 月 日

表 2

核动力厂运行阶段月度报告

年	月	共 页
		第 1 页

营运单位名称：

核设施名称：

(核动力厂/机组)

批准的功率水平：

(MWe)

本月最大运行功率：

(MWe)

报告人(签名)：

年 月 日

审核人(签名)：

年 月 日

批准人(签名)：

年 月 日

报告提交日期：

年 月 日

目 录

1 核电机组运行数据

1.1 核动力厂名称和机组编号

1.2 报告的月份

1.3 反应堆临界运行时间

在报告的月份内，反应堆临界运行的总小时数。

1.4 反应堆产生的总热能

在报告的月份内，反应堆堆芯产生的总热量，以兆瓦小时表示。

1.5 发出的总电能（适用于核电和核热电机组）

在报告的月份内，在汽轮发电机组的输出端测得的电力输出量总和，用兆瓦小时表示。

1.6 机组能力因子（适用于核电和核热电机组）

在报告的月份内，可获得的发电量与参考发电量的比值，以百分比表示。

2 核电机组月运行图

2.1 核动力厂名称和机组编号

2.2 报告的月份

2.3 功率变化曲线（热功率以及核电和热电机组电功率的每日变化）

2.4 功率曲线的每个功率转换点的说明，包括：降功率或停堆的日期、持续时间、类型（计划内外）、原因、方法及要说明的其他问题

3 核电机组安全重要设备状况

3.1 安全重要设备的不可用情况

3.2 安全重要设备的维修

3.3 安全重要设备的定期试验或校验

3.4 需要说明的其他问题和参考资料清单

4 重要修改活动

在报告的月份内，与安全有关的重要修改活动概述。

5 核电机组安全屏障的完整性

5.1 燃料元件包壳的完整性

可能的破损事件、监测情况和纠正措施综述。

5.2 反应堆冷却剂回路的完整性

严重劣化事件、监测情况和纠正措施综述。

5.3 安全壳的完整性

严重劣化事件、监测情况和纠正措施综述。

6 流出物排放情况

气载和液态流出物的排放方式、总活度和所排放的各种核素浓度。

7 固体放射性废物生产、处理、贮存和处置情况

8 辐射防护情况

8.1 工作人员的辐射防护情况

8.2 工作人员的剂量情况

8.3 辐射防护相关的重要活动和其他事项

8.4 辐射防护系统的运行和管理情况、存在问题及改进措施

9 运行事件与经验反馈

在报告的月份内，发生的运行事件和开展的经验反馈活动情况，包括事件的纠正措施及对纠正措施的跟踪活动、对重要事件的分析评价活动等。

10 下个月计划开展的核安全有关重要活动

11 其他应当报告的事项或者活动

表 3

核动力厂安全性能指标季度报告

年	季度	共 页
		第 1 页

营运单位名称：

核设施名称：

(核动力厂/机组)

报告人(签名)：

年 月 日

审查人(签名)：

年 月 日

批准人(签名)：

年 月 日

报告提交日期：

年 月 日

1 概述

简要说明季度内机组总体运行情况，以及影响核动力厂安全性能指标的重大技术活动及异常情况。

2 统计数据

2.1 7000 临界小时非计划紧急停堆（手动和自动）

- (1) 每个季度每台机组临界情况下非计划的手动和自动紧急停堆次数；
- (2) 每个季度每台机组临界运行的小时数。

2.2 每 12 个季度与正常热量导出丧失相关的非计划紧急停堆

- (1) 每个季度每台机组的正常热量导出丧失的非计划紧急停堆次数。

2.3 7000 临界小时非计划功率改变

- (1) 每个季度每台机组非计划功率改变的次数，不包括紧急停堆；
- (2) 每个季度每台机组临界运行的小时数。

2.4 每台机组的缓解系统各项指标

- (1) 缓解系统各系列计划不可用时间；
- (2) 缓解系统各系列非计划不可用时间；
- (3) 缓解系统各系列故障暴露时间；
- (4) 缓解系统各系列需求可用时间。

2.5 安全系统功能失效

- (1) 每个季度每台机组可能妨碍构筑物或系统实现安全功能的事件数量。

2.6 I-131 剂量当量活度浓度

(1) 每台机组每个月在按运行限值和条件所定义的稳定功率运行条件下的反应堆冷却剂系统 I-131 剂量当量活度浓度的最大值；

(2) 核动力厂运行限值和条件中反应堆冷却剂系统 I-131 剂量当量活度浓度的限值。

2.7 反应堆冷却剂系统泄漏率

- (1) 每台机组每个月反应堆冷却剂系统的不可识别泄漏率的最大值；
- (2) 核动力厂运行限值和条件中反应堆冷却剂系统不可识别泄漏率的规定限值。

2.8 反应堆安全壳完整性

- (1) 每台机组每个月安全壳的平均泄漏率；
- (2) 核动力厂运行限值和条件中反应堆安全壳泄漏率的限值。

2.9 年度最大个人有效剂量

- (1) 核动力厂截止本季度年度最大个人有效剂量。

2.10 年度集体有效剂量

(1) 每台机组每季度的集体有效剂量。

2.11 年度非计划放射性照射事件发生次数

(1) 每台机组每个季度非计划放射性照射事件发生次数。

2.12 流出物短期指标

(1) 核动力厂各种流出物（包括气载和液态）每月排放量；

(2) 经国家核安全局批准的年度排放限值。

2.13 流出物年度指标

(1) 核动力厂各种流出物（包括气载和液态）年度排放量；

(2) 经国家核安全局批准的年度排放限值。

2.14 核动力厂每个季度应急响应组织的训练、演习成绩

(1) 核动力厂每个季度所完成的计划内训练、演习的次数；

(2) 核动力厂每个季度所有计划开展的训练、演习的次数。

2.15 应急响应组织的演习参加情况

(1) 核动力厂所有关键岗位应急响应组织成员总数量；

(2) 核动力厂滚动连续 8 个季度内实际到岗并参加相关演习的关键岗位应急响应组织成员数量。

2.16 应急通讯系统的可靠性

(1) 核动力厂每个季度的应急通讯系统测试总次数；

(2) 核动力厂每个季度应急通讯系统测试成功总次数。

2.17 核动力厂安全监控系统性能指标

(1) 每台机组每个季度 CCTV（电视监控系统）补偿时间；

(2) 每台机组每个季度 IDS（侵扰探测系统）补偿时间；

(3) 每台机组每个季度 CCTV（电视监控系统）标准化因子；

(4) 每台机组每个季度 IDS（侵扰探测系统）标准化因子。

2.18 出入口控制与管理程序性能

(1) 每台机组每个季度出入口管理失效事件报告次数。

2.19 核材料安全管理程序性能

(1) 每台机组每个季度核材料安全管理程序失效的次数。

3 结论

以机组为单位，简要说明核动力厂安全性能指标总体情况，并着重说明异常指标以及导致的原因，并给出后续改进行动和措施，包括由于指标统计数据不足无法生成正常指标值的情况。

* 本指标体系适用于轻水堆核电机组，其他类型机组的指标体系可参照执行。

表 4

核动力厂建造阶段年度报告

报告的年份	共 页
	第 1 页

营运单位名称:

核设施名称:

(核动力厂/机组)

报告人(签名):

年 月 日

审核人(签名):

年 月 日

批准人(签名):

年 月 日

报告提交日期:

年 月 日

表 5

核动力厂运行阶段年度报告

报告的年份		共 页
		第 1 页

营运单位名称：

核设施名称：

(核动力厂/机组)

报告人(签名)：

年 月 日

审核人(签名)：

年 月 日

批准人(签名)：

年 月 日

报告提交日期：

年 月 日

目 录

1 核电机组运行情况综述

1.1 机组安全性能，如安全系统、设备以及运行人员概况和存在的问题，运行事件的趋势，运行限值和条件以及规程的实施情况

1.2 机组的运行情况，如核电和核热发电机组的能力因子、反应堆冷却剂的放射性水平、人员防护、流出物排放管理、固体放射性废物处理和贮存、厂内外环境和最终热阱等概况

1.3 机组安全系统和设备的维修情况，包括日常维修、出现故障以后所进行的维修或零部件更换、停堆换料期间所进行的设备维护或更改以及机组的可维修性分析

1.4 运行管理情况综述，包括重要岗位的人事调整和机构变动、人员培训、质量保证等

1.5 运行瞬态统计分析等

2 非计划降功率运行和停堆情况综述

2.1 直接导致非计划降功率运行和停堆所涉及的主要设备

2.2 运行事件概述以及事件报告编号

2.3 所采取的纠正措施

2.4 在非计划降功率运行和停堆期间所进行的与安全有关的故障检修工作

2.5 与非计划停堆有关的放射性泄漏和人员接受的辐照剂量超过年允许值 10%的具体说明等

3 运行事件与经验反馈情况综述

3.1 运行事件的发生时间、后果、原因和纠正措施等一览表及对它们的综合分析

3.2 相应经验反馈活动总结

4 辐射防护情况综述

5 应急准备情况综述

6 已辐照核燃料元件的检验结果和核燃料元件的损坏情况

7 人员培训情况

8 其他应报告的事项和活动综述

表 6

核动力厂设备可靠性数据年度报告

报告的年份	共 页
	第 1 页

营运单位名称：

核设施名称：

(核动力厂/机组)

报告人(签名)：

年 月 日

审查人(签名)：

年 月 日

批准人(签名)：

年 月 日

报告提交日期：

年 月 日

目 录

- 1 核电机组设备类基础信息
 - 1.1 设备类综述及划分原则
 - 1.2 设备详细信息
- 2 可靠性数据筛选统计过程
 - 2.1 筛选统计准则
 - 2.2 设备失效事件分析过程
 - 2.3 设备失效事件记录
- 3 数据统计结果
 - 3.1 设备可靠性数据采集统计结果
 - 3.2 机组安全重要系统设备列的不可用时间与总的需求可用时间

表 8

核动力厂建造事件通告

机组名称：.....核动力厂.....号机组	事件通告编号	统一机组号 CN.....	年	序号
事件名称：				
事件发生时间：.....年.....月.....日.....时.....分		口头通告时间：.....年.....月.....日.....时.....分		
报告准则（见《核动力厂营运单位核安全报告规定》第十七条）				
(一)		(六)		
(二)		(七)		
(三)		(八)		
(四)		(九)		
(五)		(十)		
出现问题的构筑物、系统或设备及其供货商、制造厂或施工单位：				
(1) (2) (3) (4) (5)				
工程承包商：				
摘要（简要说明事件概况）：				
报告人（签字）：年.....月.....日.....时 审核人（签字）：年.....月.....日.....时 批准人（签字）：年.....月.....日.....时				

表 9

核动力厂建造事件报告

机组名称：.....核动力厂.....号机组	事件报告编号				共.....页 第 1 页
	统一机组号	年	序号	版本号	
	CN.....				
事件名称：					
事件发生时间：.....年.....月.....日.....时.....分			事件发现时间：.....年.....月.....日.....时.....分		
报告人（签名）：.....年.....月.....日.....时 职务：				事件通告编号	
审核人（签名）：.....年.....月.....日.....时 职务：				年	序号
批准人（签名）：.....年.....月.....日.....时 职务：					
报告准则（见《核动力厂营运单位核安全报告规定》第十七条）				补充报告	
（一）		（六）		有	无
（二）		（七）			
（三）		（八）		补充报告预计提交日期	
（四）		（九）		年	月
（五）		（十）			日
事件的性质及其严重性评价：					
报告摘要：					
报告正文： <ol style="list-style-type: none"> 1 事件背景（事件发生时的建造情况） 2 事件描述 3 存在问题的构筑物、设备或部件的设计单位、安装单位、施工单位及工程承包单位，对于存在问题的设备或部件，应提供型号、供货商、制造厂 4 已经制定的或正在进行的纠正措施，包括全面介绍和分析对事件的处理意见，完成纠正措施已经或预计将要占用的时间 5 事件对工程质量和进度的影响 6 事件的原因分析和经验教训以及对安全影响的分析 7 需要说明的其他问题和参考资料清单 （按章节序号编写，续页自备）					

核动力厂建造事件报告（续表）

机组名称：.....核动力厂.....号机组	事件报告编号				共.....页 第 2 页
	统一机组号	年	序号	版本号	
	CN.....				

备注：

1 机组名称
填写发生事件的机组名称，如 XX 核动力厂 1 号机组。

2 事件报告编号
事件报告编号由下列四部分组成：统一机组号、年、序号和版本号。
统一机组号是指国际原子能机构登记的统一编号（如果有的话），如秦山核电厂 1 号机组编号为 CN01，大亚湾核电厂 1、2 机组分别为 CN02 和 CN03。
年是指事件发现的日历年，这里填四位数字。
序号是指每台机组在每个日历年内所发生事件的序号，在 001~999 之间顺序取号。
版本号是指提交的事件报告的版次，最初提交的报告的版本号为 00，第一次修订版报告的版本号为 01，后续修订版顺序取号。

3 页码
填写事件报告包含的总页数。对于续表，从第 2 页开始连续设置页码。事件报告表格进行了预编号，如共_页，第 1 页。

4 事件名称
事件名称应反映事件的主要特征。如果一个事件包含两个或两个以上的子事件，在事件名称中应把每个独立的子事件都反映出来。事件名称不再包括核动力厂名称和机组名称。

5 事件通告编号
填写事件通告编号的目的是为了建立该事件报告和相应的事件通告之间的对应关系。

6 事件发生时间
若有些事件，如文件、程序方面的缺陷，如果不知道发生时间，可以填写发现时间。

7 事件发现时间
指营运单位发现该事件的时间。

8 报告人
指营运单位负责编写该事件报告和有关联络工作的人员，他应该对事件的全过程比较了解，并由他提供该事件的补充信息和其他有关参数资料。该部分须填写人员的姓名、职务。

9 报告准则
要求填报所报告事件是依据建造阶段事件报告准则（《报告规定》第十七条）中的哪些“报告准则”。

10 补充报告

如果营运单位在提交事件报告时，对事件的处理还没有结论或没有决定采取纠正措施等，计划后续提交报告补充完善，则在“补充报告”项的“有”方框中打勾，并填写补充报告的预计提交日期。日期的正确格式为“年”四位，“月”两位，“日”两位，需要使用前导零。预计提交日期是计划的或目标日期，而非强制性承诺。

11 事件的性质及其严重性评价

简要说明该事件对安全的潜在影响和危害性及事件的性质。

12 报告摘要

用精炼的语言简要描述整个事件的概况，包括事件所包含的全部建造缺陷和不符合项的数量和位置、事件的原因分析、已采取或计划采取的避免事件再次发生的重要纠正措施、经验教训、对相应工程的影响和分析结论及建议。

建造事件将会被纳入事件数据库，报告摘要可供用户识别相关事件。因此，应在摘要中提供本厂发生过的类似事件的报告编号。

13 报告正文

报告正文是事件报告的主要内容，它应对事件所涉及的一切过程和现象有层次清晰的准确描述。特别是在事件发生和发展过程中，设备和人员的状况及反应在场人员看到的、听到的和做过的一切都记录下来，尽可能为事件分析提供更多的信息。

表 10

核动力厂运行事件通告

机组名称：.....核动力厂.....号机组		事件通告 编号		统一机组号	年	序号	
				CN.....			
事件名称：							
事件发生时间：.....年.....月.....日.....时.....分			口头通告时间：.....年.....月.....日.....时.....分				
报告准则（见《核动力厂营运单位核安全报告规定》第二十二条）							
(一)		(四)		(七)		(十)	
(二)		(五)		(八)		(十一)	
(三)		(六)		(九)		(十二)	
事件发生前机组运行模式				电功率水平：.....MWe			
功率运行			热备用		冷停堆		
启动			热停堆		换料/维修		
事件对运行的影响				电功率水平：.....MWe			
无明显影响							
有影响	降低安全水平			汽机跳闸		失去热阱	
	降低功率			热停堆		失去外电源	
	紧急停堆			冷停堆		蒸汽发生器 失去给水	
放射性 后果	有	人员 照射	在允许范围内		环境 污染	在允许范围内	
			超过允许范围			超过允许范围	
无							
出现问题的系统或设备： (3)							
(1)			(4)				
(2)			(5)				

表 11

核动力厂运行事件报告

机组名称：.....核动力厂.....号机组		事件报告编号								共.....页 第 1 页					
		统一机组号		年		序号		版本号							
		CN.....													
事件名称：						事件通告编号									
始发事件：						年		序号							
事件发生时间					事件结束时间										
年	月	日	时	分	年	月	日	时	分						
事件发现时间					报告人										
年	月	日	时	分	姓名		职务		电话						
报告准则（见《核动力厂营运单位核安全报告规定》第二十二条）								补充报告							
(一)				(五)				(九)				有		无	
(二)				(六)				(十)				补充报告预计提交日期			
(三)				(七)				(十一)				年	月	日	
(四)				(八)				(十二)							
事件发生前机组运行模式								电功率水平：.....MWe							
功率运行				热备用				冷停堆							
启动				热停堆				换料/维修							
事件对运行的影响							电功率水平.....MWe								
无明显影响															
有影响		降低安全水平				汽机跳闸				失去热阱					
		降低功率				热停堆				失去外电源					
		紧急停堆				冷停堆				蒸汽发生器失去给水					
放射性后果		有		人员照射		在允许范围内				环境污染		在允许范围内			
		无				超过允许范围				超过允许范围					
事件分级		□0级□1级□2级□3级□4级□5级□6级□7级													
安全评定：															
报告摘要：															

核动力厂运行事件报告（续表）

机组名称：..... 核动力厂.....号 机组	事件报告编号				共.....页 第 2 页
	统一机组号	年	序号	版本号	
	CN.....				

报告正文：

- 1 事件描述
 - (1) 事件发生前机组状态；
 - (2) 事件开始阶段不可用以及对事件有贡献的构筑物、系统和设备状态；
 - (3) 包括初因事件和子事件的事件进展序列（包括日期和大致时间）。
- 2 主要的失效
 - (1) 每一设备或系统失效、人员失误；
 - (2) 每一故障设备的失效模式、失效机理及影响；
 - (3) 对于多功能设备的失效，提供一份受影响系统或辅助功能的清单；
 - (4) 对于导致安全系统一个系列不可用的失效，给出从发现失效到系列恢复运行的预计时间；
 - (5) 每个设备或系统失效及程序错误的发现方法；
 - (6) 对于与人员行为有关的根本原因，营运单位应论述原因和情况；
 - (7) 对失效的设备，应指明型号和制造厂家。
- 3 安全系统响应

自动和手动触发安全系统的响应。
- 4 事件原因结论

针对一个事件中重要的一个或多个子事件，说明其：

 - (1) 直接原因；
 - (2) 根本原因；
 - (3) 促成因素。
- 5 安全后果评估
 - (1) 实际后果；
 - (2) 潜在后果；
 - (3) 报告提交依据。
- 6 纠正措施
- 7 事件分级（按照最新版 INES 分级）
- 8 以往类似事件
- 9 事件编码
- 10 需要说明的其他问题
- 11 参考资料

（按章节序号编写，续页自备）

备注：

1 机组名称

填写发生事件的机组名称，如 XX 核动力厂 1 号机组。如果某一事件涉及核动力厂的多个机组，则填写最小机组编号的机组名称。如事件涉及 XX 核动力厂 3、4 号机组，机组名称应填写 XX 核动力厂 3 号机组。

2 事件报告编号

事件报告编号由下列四部分组成：统一机组号、年、序号和版本号。

统一机组号是指国际原子能机构登记的统一编号（如有），如秦山核电厂 1 号机组编号为 CN01，大亚湾核电厂 1、2 号机组分别为 CN02 和 CN03。

年是指事件发现的日历年，这里填四位数字。

序号是指每台核电机组在每个日历年内所发生事件的序号，在 001~999 之间顺序取号。

版本号是指提交的事件报告的版次，最初提交的报告的本号为 00，第一次修订版报告的版本号为 01，后续修订版顺序取号。

3 页码

填写事件报告包含的总页数。对于续表，从第 2 页开始连续设置页码。事件报告表格进行了预编号，如共_页，第 1 页。

4 事件名称

事件名称应简明地描述事件的主要特征，一般情况下，包括事件的原因、结果（事件须报告的原因）、以及它们之间的联系。例如，将“反应堆紧急停堆”作为事件名称是不恰当的，因为缺少导致停堆的原因及其与结果之间的联系；将“人员失误导致反应堆紧急停堆”作为事件名称也是不恰当的，因为人员失误可能导致反应堆紧急停堆的方式是多种多样的，而将“人员误触发安注信号导致反应堆紧急停堆”作为事件名称更合适。

事件名称不再包括核动力厂名称和机组名称。

如果一个事件包含两个以上互相独立的子事件，在事件名称中，应该用相应的措词把每个独立的子事件反映出来。

5 始发事件和子事件

始发事件是指在一个事件中导致核电机组主要运行参数如反应性、一回路压力、温度、流量和冷却剂总量、蒸汽和冷凝水流量和总量以及功率等出现瞬变过程的第一个子事件，这里应该填报始发事件的特征和引起的直接后果。如果没有使机组的上述运行参数出现瞬变，就没有始发事件。

子事件是指事件过程中出现的设备故障、人员失误或程序错误。

6 事件发生时间和结束时间

有些事件，如设计、施工或程序方面的人为失误或设备内在缺陷，如果不知道发生时间，可以填入发现时间。

7 事件发现时间

指营运单位发现该事件的时间。

8 报告人

指营运单位负责编写该事件报告和有关联络工作的人员，他应该对事件的全过程比较了解，并由他提供该事件的补充信息和其他有关参数资料。该部分须填写人员的姓名、职务和办公电话号码（包括区号）。

9 报告准则

要求填报所报告事件是依据运行阶段事件报告准则（《报告规定》第二十二條）中的哪些“报告准则”，有些事件可符合多项“报告准则”。

10 补充报告

如果营运单位计划提交后续报告，则在“补充报告”项的“有”方框中打勾。例如，失效设备被返回至制造厂进行其他试验，且事件报告提交时尚未形成试验结果，则须提交后续报告。如适用，填写补充报告的预计提交日期。日期的正确格式为“年”四位，“月”两位，“日”两位，需要时使用前导零。预计提交日期是计划的或目标日期，而非强制性承诺。

11 事件发生前机组运行模式和功率水平

事件发生前机组运行模式是指事件刚发生的瞬间机组所处的运行模式。对于隐含的事件，即在试验、检查和维护期间发现的事件，该栏填报发现时的机组运行模式。功率水平以兆瓦堆芯热功率表示。

12 事件对运行的影响和事件后功率水平

如果事件对运行产生的影响不属于该栏中所列的情况，应予以说明。

13 放射性后果

在该栏中要求填报事件对人员和环境造成的放射性后果。

14 安全评定

填报对事件的分析结论，包括该事件对安全的影响和潜在的危害性及事件的性质。简要说明报告该事件的依据，事件中系统或设备故障的性质和安全系统的可用性。并分析在合理可信的其他情况下同样事件所引起的后果。

15 报告摘要

要求用精炼的语言简要描述整个事件的概况，包括对事件有贡献的设备或系统失效、人员失误或违规操作、事件的直接原因和根本原因（如有）、以及已采取或计划采取的避免事件再次发生的重要纠正措施。要求文字简单扼要，但不能遗漏重要情节。

运行事件将会被纳入事件数据库，报告摘要可供用户识别相关事件。因此，应在摘要中提供本厂发生过的其他类似事件的报告编号。

16 报告正文

报告正文是事件报告的主要内容，它应对事件所涉及的一切过程和现象有层次清晰的准确描述。特别是在事件发生和发展过程中，设备和人员的状况和反应以及在场人员看到的、听到的和做过的一切都应记录下来，以便尽可能为事件分析提供更多的信息。

表 12

核动力厂核事故应急通告

机组名称：核动力厂号机组		事故通告编号：
事故名称：		
事故发生时间：年.....月.....日.....时.....分	通告发出时间：年.....月.....日.....时.....分	
事故发生前核动力厂工况和事故概况：		
已采取的和需要立即采取的应急措施：		
应急状态级别：	<input type="checkbox"/> 进入 <input type="checkbox"/> 终止 应急状态的时间年.....月.....日.....时.....分
报告人（签字）	职务：年.....月.....日.....时.....分
审核人（签字）	职务：年.....月.....日.....时.....分
批准人（签字）	职务：年.....月.....日.....时.....分

* 也可以按照营运单位厂内应急计划或者预案实施程序中规定的表格形式通告，但内容至少应当包括核动力厂工况、事故起因、发展趋势、应急状态和已采取或将要采取的应急措施等。

表 13

核动力厂核事故应急报告

机组名称：.....核动力厂.....号机组		编号：
事件名称：		
反应堆功率：.....MW (t)	堆芯出口温度：.....℃	硼浓度：.....PPM
冷却系统环路 1/2/3/4 热段温度：.....℃	环路 1/2/3/4 冷段温度：.....℃	
过冷度：.....℃	环路 1/2/3/4 流量：.....m ³ /s	
停堆时间：.....小时.....分	堆芯水位：.....m	
稳压器压力：.....Pa	稳压器水位：.....m	
稳压器卸压阀开度：.....%	稳压器安全阀开度：.....%	
蒸汽发生器给水流量：.....m ³ /s	蒸汽流量：.....m ³ /s	
蒸汽压力：.....Pa	蒸汽发生器水位：.....m	蒸汽发生器安全阀开度：.....%
蒸汽发生器水样中放射性活度浓度：.....Bq/m ³		
安全壳最大压力：.....Pa	安全壳最高温度：.....℃	安全壳内辐射水平：.....Gy/h
安全壳地坑水位：.....m	安全壳喷淋流量：.....m ³ /s	氢气浓度：.....ml/m ³
安全壳隔离状态：	安全壳内空气中放射性活度浓度：.....Bq/m ³	
气态放射性排放方式：		烟囱高度：.....m
安注热段流量：.....m ³ /s	安注冷段流量：.....m ³ /s	安注箱水位：.....m
安注箱压力：.....Pa	换料水箱水位：.....m	卸压箱水位：.....m
卸压箱压力：.....Pa	辅助给水流量：.....m ³ /s	容控箱液位：.....m
汽轮机旁排阀开度：.....%	大气释放阀开度：.....%	
冷凝器抽气放射性：.....Bq/m ³	除氧器抽气放射性：.....Bq/m ³	
气象条件：		

* 也可以按照营运单位厂内应急计划或者预案实施程序中规定的通知表格报告，但报告的信息不得少于此表。

表 14

核动力厂核事故最终评价报告

机组名称：核动力厂号机组	报告编号：	共.....页 第 1 页
突发事件或事故名称：		
突发事件或事故发生时间：年.....月.....日.....时.....分	通告发出时间：年.....月.....日.....时.....分	
进入应急状态时间：年.....月.....日.....时.....分	退出应急状态时间：年.....月.....日.....时.....分	
事件/事故分级* <input type="checkbox"/> 0 级 <input type="checkbox"/> 1 级 <input type="checkbox"/> 2 级 <input type="checkbox"/> 3 级 <input type="checkbox"/> 4 级 <input type="checkbox"/> 5 级 <input type="checkbox"/> 6 级 <input type="checkbox"/> 7 级		
报告提交日期：年.....月.....日.....时		
报告人（签名）：年.....月.....日.....时.....分 职务：		
审核人（签名）：年.....月.....日.....时.....分 职务：		
批准人（签名）：年.....月.....日.....时.....分 职务：		
报告正文： <ol style="list-style-type: none"> 1 事件或事故发生前核动力厂工况、主要运行参数和事件或事故演变过程 2 事件或事故过程中放射性物质释放方式，释放的核素及其数量 3 事件或事故发生的原因 4 事件或事故发生后采取的补救措施和应急防护措施 5 对事件或事故后果的估算，包括场内外剂量分布、环境污染水平和人员受照射情况 6 事件或事故造成的经济损失 7 经验教训和防止其再发生的预防措施 8 需要说明的其他问题和参考资料 <p style="padding-left: 20px;">（按章节序号编写，续页自备）</p>		

* 事件/事故分级：应当按照国际核事件分级标准（INES）进行分级。