

附件 1

核动力厂营运单位核安全报告指南

(修订征求意见稿)

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补充，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》第二十二条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（除高温气冷堆）核事故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事故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

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，第五款中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》第二十二条款第一款规定的事件，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。

此外，核动力厂营运单位应当在发生紧急停堆后，1 小时内将

事件基本信息口头通告国家核安全局及核动力厂所在地区核与辐射安全监督站。

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，或者虽取得相应资质但未经岗位授权；

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）或者未经国家核安全局认可的单位。

（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，或者营运单位的承诺；

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标准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. 营运单位未按质量保证大纲要求实施质量控制活动的，或者未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者更换处理但不满足法规标准或者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了设备参数超过设计要求数值范围的；

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引起性能不满足要求，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) 上充泵由于设计原因而导致泵轴发生断裂，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上无法满足排风要求，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与设计图纸不一致，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产生超差，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) 核发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) 在核发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、造假或者欺骗情形的。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。

1. 与国家核安全局发布的其他管理要求不一致;

2. 国家核安全局认为有经验反馈价值的其他事件。

(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》第二十二条款的规定, 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 时刻，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 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了核动力厂运行限值和条件所允许的时间

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、校正或者试验活动，用以保证系统及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（例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允许的时间（即运行限制条件允许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（即监测周期加上允许的延期）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的情况已经发生（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

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。

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。

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允许的时间

如果设备不可用或者系统退出运行的持续时间超出运行限制条件的允许范围，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允许范围（即大于允许恢复时间与进入允许的运行模式时间之和），即该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进入允许的运行模式，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允许的时间

若设计或者分析的缺陷或者偏差导致设备（例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，例如冶金或者化学方面的，它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时遵守的规范，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或者超出事故泄漏的准则；

(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以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。若工程判断中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的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的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，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：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等化学物质释放、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组。

上述系统触发不包含该动作为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，那么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，所以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，不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，用于缓解《最终安全分析报告》中“专设安全设施”与“事故分析”章节所述事故的后果的安全重要构筑物、系统和设备。这里的事故包括预计运行事件与设计基准事故（稀有事故与极限事故）。

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，用于缓解《最终安全分析报告》中“专设安全设施”与“事故分析”章节所述事故的后果的安全重要构筑物、系统和设备。这里的事故包括预计运行事件与设计基准事故（稀有事故与极限事故）。

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。

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，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 列与另外一个系统 A 列（不独立）的设备失效，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。

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。

（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，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了国家标准或者监管部门的相关规定的事件

对于核动力厂的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. 放射性的意外排放或者释放事件

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

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事件。

（十二）其他事件

其他事件包括下列内容：

1. 燃料包壳异常变形或者破损；
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. 在核电机组运行相关的活动中发现故意破坏、造假、隐瞒或者欺骗情形的；
9. 国家核安全局认为应当报告的其他事件；
10. 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

目 录

1 概述

描述机组总体情况，例如功率、堆型、工程进展情况。

2 上个月建造情况总结及下个月建造计划安排

2.1 上个月建造情况

从建安、设备制造、设计工作进展与变更、调试进展及系统移交四个方面进行总结。

2.2 下个月建造计划安排

从建安、设备制造、设计工作进展与变更、调试进展及系统移交四个方面进行总体描述。

3 上个月发生的与建造有关的质量情况综述

3.1 质量总体概述

总体概述机组的不符合项及建造事件，说明现场质量水平控制情况。

3.2 不符合项总体情况

分类统计建安、设备、调试不符合项情况。

3.3 重要建造事件总体情况说明

分机组说明建造事件数量、影响范围、处理进展等。

4 核发电机组安全重要构筑物、系统和设备建造中存在的问题、纠正措施及经验反馈

4.1 存在的问题

4.2 纠正措施及经验反馈

5 下个月计划开展的核安全有关重要活动

6 其他应当报告的事项或者活动

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)

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 核发电机组运行数据

1.1 核动力厂名称与机组编号

1.2 批准的堆芯热功率（MW）、本月最大堆芯热功率（MW）与堆芯热功率百分比

1.3 报告的月份

1.4 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。

1.5 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。

1.6 发出的总电能（适用于核电及核热发电机组）

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。

1.7 机组能力因子（适用于核电及核热发电机组）

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 核发电机组月运行图

2.1 核动力厂名称与机组编号

2.2 报告的月份

2.3 功率变化曲线（堆芯热功率以及核电或者热发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：降功率或者停堆的日期、持续时间、类型（计划内外）、原因、方法及要说明的其他问题

3 核发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者校验

3.4 需要说明的其他问题及参考资料清单

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，及对构筑物、系统和设备设计功能产生影响的一般修改的概述。

5 核发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、监测情况及纠正措施综述。

5.2 反应堆冷却剂回路的完整性

严重劣化事件、监测情况及纠正措施综述。

5.3 安全壳的完整性

严重劣化事件、监测情况及纠正措施综述。

6 流出物排放情况

气载及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 固体放射性废物产生、处理、贮存及处置情况

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及其他事项

8.4 辐射防护系统的运行与管理情况、存在问题及改进措施

9 网络攻击情况

10 运行事件与经验反馈

在报告的月份内，发生的运行事件及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。

11 下个月计划开展的核安全有关重要活动

12 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（手动或者自动）

- (1) 每个季度每台机组临界情况下非计划的手动或者自动紧急停堆次数；
- (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者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（包括气载及液态）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（包括气载及液态）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及措施，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

目 录

- 1 核发电机组建造情况综述
- 2 核发电机组安全重要构筑物、系统和设备建造情况总结及计划完成情况
 - 2.1 建安施工
 - 2.2 设备制造
 - 2.3 设计
 - 2.4 调试
 - 2.5 计划完成情况
- 3 报告年份内发生的与核发电机组安全重要构筑物、系统和设备建造有关的质量情况综述
 - 3.1 质量管理情况
 - 3.2 不符合项情况
 - 3.3 建造事件情况
- 4 核发电机组安全重要构筑物、系统和设备建造中存在的问题、纠正措施及经验反馈综述
 - 4.1 存在的问题
 - 4.2 纠正措施及经验反馈
- 5 其他应当报告的问题及参考资料清单

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，例如安全系统、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，如核电或者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、固体放射性废物产生、处理、贮存与处置、场内外环境及最终热阱等概况

1.3 机组安全系统及设备的维修情况，包括日常维修、出现故障以后所进行的维修或者零部件更换、停堆换料期间所进行的设备维护或者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及机构变动、人员培训、质量保证等

1.5 运行瞬态统计分析等

2 非计划降功率运行及停堆情况综述

2.1 直接导致非计划降功率运行及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及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及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、原因与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及核燃料元件的损坏情况

7 人员培训情况

8 网络攻击情况

9 其他应报告的事项及活动综述

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 事件发现时间：.....年.....月.....日.....时.....分		事件认定时间：.....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、系统和设备及其供货商、制造厂或者施工单位：				
(1) (2) (3) (4) (5)				
工程承包商：				
摘要（简要说明事件概况）：				
<div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 20px;"> <div style="width: 45%;"> 报告人（签字）： 审核人（签字）： 批准人（签字）： </div> <div style="width: 45%;"> 年.....月.....日.....时 年.....月.....日.....时 年.....月.....日.....时 </div> </div>				

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				事件认定时间：.....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	日
（五）		（十）				
事件的性质及其严重性评价：						
报告摘要：						
报告正文：						
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、设备或者部件的设计单位、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者部件，应提供型号、供货商、制造厂						
4 已经制定的或者正在进行的纠正措施，包括全面介绍及分析对事件的处理意见，完成纠正措施已经或者预计将要占用的时间						
5 事件对工程质量及进度的影响						
6 事件的原因分析与经验教训以及对安全影响的分析						
7 需要说明的其他问题及参考资料清单 (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.....				
<p>备注：</p> <p>1 机组名称 填写发生事件的机组名称，例如 XX 核动力厂 1 号机组。如果核动力厂中某个机组发生的事件适用于同一场址内营运单位运营的其他机组，此处填写受影响最严重的机组（若两台机组受影响程度相同，填写最小机组编号的机组）名称。正文部分应描述所有受影响的机组及相关情况。</p> <p>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、序号及版本号。 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），例如秦山核电厂 1 号机组编号为 CN01，大亚湾核电厂 1、2 机组分别为 CN02 及 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。</p> <p>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，例如共_页，第 1 页。</p> <p>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者两个以上的子事件，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及机组名称。</p> <p>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与相应的事件通告之间的对应关系。</p> <p>6 事件发生时间 若有些事件，例如文件、程序方面的缺陷，如果不知道发生时间，可以填写发现时间。</p> <p>7 事件发现时间 指营运单位发现该事件的时间。</p> <p>8 事件认定时间 指营运单位确认该事件为建造事件的时间。如果事件发现时间、事件认定时间相差较大，应在报告中对原因进行说明。</p>					

9 报告人

指营运单位负责编写该事件报告及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及其他有关参数资料。该部分须填写人员的姓名、职务。

10 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”。

11 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者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者目标日期，而非强制性承诺。

12 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与危害性及事件的性质。

13 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与不符合项的数量及位置、事件的原因分析、已采取或者计划采取的避免事件再次发生的重要纠正措施、经验教训、对相应工程的影响与分析结论及建议。

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。

14 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及现象有层次清晰的准确描述。特别是在事件发生及发展过程中，设备及人员的状况与反应以及在场人员看到的、听到的及做过的一切都应记录下来，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						事件认定时间：.....年.....月.....日.....时.....分					
事件发现时间：.....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）			
（二）				（五）				（八）			
（三）				（六）				（九）			
事件发生前机组运行模式											
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											
事件发生前堆芯热功率：.....MW						事件发生后堆芯热功率：.....MW					
事件发生前堆芯热功率百分比：.....%						事件发生后堆芯热功率百分比：.....%					
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	
出现问题的系统或者设备：										（3）.....	

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										
初因事件：						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					事件认定时间											
年	月	日	时	分	年	月	日	时	分							
报告人（签名）：.....年.....月.....日.....时.....分						职务：		电话：								
审核人（签名）：.....年.....月.....日.....时						职务：		批准人（签名）：.....年.....月.....日.....时								
职务：						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》第二十二條）							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																
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																
事件发生前堆芯热功率：.....MW						事件发生后堆芯热功率：.....MW										
事件发生前堆芯热功率百分比：.....%						事件发生后堆芯热功率百分比：.....%										
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		在允许范围内						
		无		超过允许范围		污染		超过允许范围								
事件分级		<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														
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： <ol style="list-style-type: none"> 1 事件描述 <ol style="list-style-type: none"> (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) 包括初因事件及子事件的事件进展序列（包括日期及大致时间）。 2 主要的失效 <ol style="list-style-type: none"> (1) 每一设备或者系统失效、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者辅助功能的清单； (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) 每个设备或者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及情况； (7) 对失效的设备，应指明型号及制造厂家。 3 安全系统响应 <p>自动或者手动触发安全系统的响应。</p> 4 事件原因结论 <p>针对一个事件中重要的一个或者多个子事件，说明其：</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 直接原因； (2) 根本原因； (3) 促成因素。 5 安全后果评估 <ol style="list-style-type: none"> (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（应当参考国家核安全局发布的国际核与辐射事件分级相关技术文件对事件进行分级） 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 <p>（按章节序号编写，续页自备）</p> 					

备注：

1 机组名称

填写发生事件的机组名称，例如 XX 核动力厂 1 号机组。如果核动力厂中某个机组发生的事件适用于同一场址内营运单位运营的其他机组，此处填写受影响最严重的机组（若两台机组受影响程度相同，填写最小机组编号的机组）名称。正文部分应描述所有受影响的机组及相关情况。

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、序号及版本号。

统一机组号是指国际原子能机构登记的统一编号（如果有），例如秦山核电厂 1 号机组编号为 CN01，大亚湾核电厂 1、2 号机组分别为 CN02 及 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，例如共_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及机组名称。

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 初因事件及子事件

初因事件是指在一个事件中导致核电机组主要运行参数，例如反应性、一回路压力、温度、流量及冷却剂总量、蒸汽与冷凝水流量及总量以及功率等出现瞬变过程的第一个子事件，这里应该填报初因事件的特征及引起的直接后果。如果没有使机组的上述运行参数出现瞬变，就没有初因事件。

子事件是指事件过程中出现的设备故障、人员失误或者程序错误。

6 事件发生时间及结束时间

有些事件，例如设计、施工或者程序方面的人为失误或者设备内在缺陷，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 事件认定时间

指营运单位确认该事件为运行事件的时间。如果事件发现时间、事件认定时间相差较大，应在报告中对原因进行说明。

9 报告人

指营运单位负责编写该事件报告及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及其他有关参数资料。该部分须填写人员的姓名、职务及办公电话号码（包括区号）。

10 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》第二十二条）中的哪些“报告准则”，有些事件可符合多项“报告准则”。

11 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。如果适用，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，需要使用前导零。预计提交日期是计划的或者目标日期，而非强制性承诺。

12 事件发生前机组运行模式及堆芯热功率

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、检查或者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。

13 事件对运行的影响及事件后堆芯热功率

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。

14 放射性后果

在该栏中要求填报事件对人员及环境造成的放射性后果。

15 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与潜在的危害性及事件的性质。简要说明报告该事件的依据，事件中系统或者设备故障的性质及安全系统的可用性。并分析在合理可信的其他情况下同样事件所引起的后果。

16 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者系统失效、人员失误或者违规操作、事件的直接原因及根本原因（如果有）、以及已采取或者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。

17 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及现象有层次清晰的准确描述。特别是在事件发生及发展过程中，设备及人员的状况与反应以及在场人员看到的、听到的及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		事件/事故通告编号：
事件/事故名称：		
事件/事故发生时间：年.....月.....日.....时...分	通告发出时间：年.....月.....日.....时.....分	
事件/事故发生前核动力厂工况及事件/事故概况：		
已采取的及需要立即采取的应急措施：		
应急状态等级：	<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场内核事故应急预案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、应急状态及已采取或者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/事故名称：		
堆芯热功率：.....MW	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（如果适用）：.....Bq/m ³
气象条件：		

* 也可以按照营运单位场内核事故应急预案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。此表不适用于高温气冷堆核动力厂。

表 14

高温气冷堆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/事故名称：	
事件/事故反应堆编号：	
堆芯热功率： MW	停堆时间：小时.....分
热氦温度： °C	冷氦温度： °C
氦气压力： MPa	一回路湿度： °C露点
氦气流量： kg/s	给水流量： kg/s
一回路放射性： Bq/m ³	安全壳放射性： Bq/m ³
安全壳压力： kPa	安全壳完整性： <input type="checkbox"/> 已隔离 <input type="checkbox"/> 未隔离
一回路安全阀状态：	余热排出系统状态：
二回路安全阀状态：	
气态放射性排放方式：	
气象条件：	烟囱高度：

* 也可以按照营运单位场内核事故应急预案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 15

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
事件/事故名称：		
事件/事故发生时间：.....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：
<p>报告正文：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 事件或者事故发生前核动力厂工况、主要运行参数及事件或者事故演变过程 2 事件或者事故过程中放射性物质释放方式，释放的核素及其数量 3 事件或者事故发生的原因 4 事件或者事故发生后采取的补救措施及应急防护措施 5 对事件或者事故后果的估算，包括场内外剂量分布、环境污染水平及人员受照射情况 6 事件或者事故造成的经济损失 7 经验教训及防止其再发生的预防措施 8 需要说明的其他问题及参考资料 <p style="padding-left: 20px;">（按章节序号编写，续页自备）</p>		

* 事件/事故分级：应当参考国家核安全局发布的国际核与辐射事件分级相关技术文件对事件进行分级。