

附件3

《压水堆核动力厂应急行动水平制定 (征求意见稿)》编制说明

编写组

2021年9月

目 录

一、 编制背景	52
二、 编制过程	53
三、 编制原则	54
四、 主要内容说明	55
五、 与现有法律法规的兼容性	75
六、 在我国的适用性说明	76

一、 编制背景

（一） 编制单位

生态环境部核与辐射安全中心（以下简称核安全中心）。

（二） 任务来源

2021年3月，生态环境部（国家核安全局）核设施安全监管司向核安全中心下达了编制核安全导则《压水堆核动力厂应急行动水平制定》的任务计划，要求综合考虑我国应急行动水平应用实际情况及国内外最新技术进展，开展《压水堆核动力厂应急行动水平制定》导则编制工作。

（三） 编制必要性

应急行动水平（EAL）作为核动力厂应急状态划分的重要指标依据，对于核动力厂评判应急状态等级至关重要。

应急行动水平的形成与发展源于美国对核设施应急的监管，被美国核管会（NRC）定义为：用作核电厂应急状态分级基础的起始条件，如预先确定的、厂址特定的可观测阈值。EAL可以是仪表读数、设备状态指示、可测参数（场内或场外）、独立的、可观察的事件、分析结果、特定应急运行程序的入口或导致进入特定的应急等级的其他现象。

1980年，NRC与联邦应急管理署（FEMA）联合发布了NUREG-0654/FEMA-REP-1《制定和评价核电厂放射性应急响应计划和准备的准则》，用于各个核安全机构独自或联合审查运行核动力厂以及各级机构的应急响应工作，并在附录1中以列表的形式给出了核动力厂应急水平的简要分级方式。NRC在管理导则RG 1.101第4版中说明，RG 1.101第2版和第3版认可了NUREG-0654/FEMA-REP-1

第 1 版的内容。此后，美国核管理与资源理事会（NUMARC）出版了 NUMARC/NESP-007 系列，共 2 个版本，分别为 NUMARC/NESP-007（第 1 版）和 NUMARC/NESP-007（第 2 版）；NUMARC 合并进入美国核能研究所（NEI）后，陆续出版了 NEI97-03（即 NUMARC/NESP-007（第 3 版））、NEI 99-01 系列 3 个版本，分别为 NEI 99-01（第 4 版）（即 NUMARC/NESP-007（第 4 版））、NEI 99-01（第 5 版）、NEI 99-01（第 6 版）。

我国在 20 世纪 80 年代开始建造核电站初期，就已经关注到了应急等级划分依据的问题。国家核安全局在 1989 发布的核安全导则《核动力厂营运单位的应急准备》（HAD002/01）中明确：“在营运单位的应急计划中，必须规定用作通知有关当局的准则，以及专门的行动水平。这些水平必须依据厂区内和厂区外辐射监测资料和指示工厂状况的相当数量的探测器的读数来制定”。在 1998 年发布的《中华人民共和国核电厂核事故应急管理条例实施细则之一——核电厂营运单位的应急准备和应急响应》（HAF 002/01）中也明确规定，核电厂营运单位应根据核电厂的设计特征和厂址特征提出应急行动水平。在申请首次装料批准书时，提出初步制定的应急行动水平；在申请运行许可证时应提交修订后的应急行动水平供评审。但是，目前我国尚未发布与之相应的应急行动水平制定的导则。

二、 编制过程

2020 年 3 月，核安全中心收到工作单，启动核安全导则《压水堆核动力厂应急行动水平制定》的编制工作。

2020 年 4 月，召开《压水堆核动力厂应急行动水平制定》导则编制内部讨论会，确定编制人员的分工，工作思路。

2020年5-9月编制人员开展《压水堆核动力厂应急行动水平制定》导则编制调研工作。

2020年10月确定导则的主要内容和格式。

2021年3月完成《压水堆核动力厂应急行动水平制定》导则初稿第一版。

2021年4月召开讨论会，敲定S类各条款的编制内容和深度，其他类负责人以S类为模板开展各自负责类别的修改工作，完成《压水堆核动力厂应急行动水平制定》导则初稿第二版。

2021年5月召开讨论会，对各类条款的编制内容和深度作进一步讨论。

2021年6月，根据5月份会议的讨论结果，完成《压水堆核动力厂应急行动水平制定》导则初稿第三版。

2021年7月召开讨论会，针对初稿第三版，进行逐条讨论，会后完成《压水堆核动力厂应急行动水平制定》导则初稿第四版。

2021年8月对《压水堆核动力厂应急行动水平制定》导则初稿第四版表格和一些描述进行了优化，形成《压水堆核动力厂应急行动水平制定》导则初稿最终版。

2021年8月，编制组发函征求了6位专家对于导则编制的意见和建议。

2021年9月，根据初稿函审专家意见对导则进行了修改，形成征求意见稿。

三、 编制原则

本次编制，遵循以下原则：

（一）反映我国法律、法规、部门规章等最新要求。

(二) 针对国外应急行动水平技术发展的调研发现, 美国对应急行动水平的研究已经持续了将近四十年, 已经形成了成熟的制定应急行动水平的方法论和应用体系, 并且还在不断的发展和完善。国际原子能机构 (IAEA) 对美国提出的制定应急行动水平方法学也是给予了充分的认可。我们国内不同堆型应急行动水平的实践也证明, 我国核动力厂在编制应急行动水平时, 也主要参考的是美国制定应急行动水平相关的技术文件和方法学。因此, 借鉴国际经验和国内实践, 选择 NEI 99-01 (第 6 版) (以下如无特别说明均指第 6 版) 作为导则编制的参考蓝本。

(三) 结合多年来各核动力厂应急初始条件和应急行动水平的审评实践。

(四) 适应我国核动力厂发展水平, 可操作性强, 便于营运单位掌握和实施。

四、 主要内容说明

导则共分为三章, 即“1 引言”、“2 基本概念与要求”、“3 初始条件与应急行动水平”。

1 引言

1.1 目的

本条描述了制定应急行动水平的目的及要求。

应急行动水平是用来建立、识别和确定应急等级和开始执行相应的应急措施的预先确定和可以观测的参数或判据。HAF002、HAF002/01、HAD002/01 等相关法规导则中都规定营运单位应根据其核动力厂的设计特征和厂址特征, 提出应急行动水平; 在申请运行许可证时, 应提交应急行动水平供评审; 在运行阶段, 应根据运行

经验反馈对应急行动水平持续修订完善。

1.2 范围

本条描述了导则的适用范围及制定应急行动水平的通用方法。

导则适用于压水堆（含非能动压水堆）核动力厂营运单位应急行动水平的制定，以及国务院核安全监督管理部门对压水堆核动力厂营运单位应急行动水平的审查。其他核设施应急行动水平的制定也可参考。

采用非能动安全设施的压水堆核动力厂应急行动水平的制定需根据核动力厂的特征加以调整和应用。

导则描述了压水堆核动力厂营运单位应急行动水平制定的通用方法，主要包括：制定应急行动水平的基本要求；初始条件矩阵；应急行动水平示例。

2. 应急行动水平的制定

2.1 应急状态等级

本条是对我国核动力厂应急状态等级划分的说明，按照事件或事故的严重程度，核动力厂的应急状态分为应急待命、厂房应急、场区应急和场外应急。四个应急状态的描述引自 HAD002/01-2019。

2.2 初始条件（IC）和应急行动水平（EAL）

本条给出了初始条件（IC）和应急行动水平（EAL）的定义，参照国内核动力厂的编制经验和美国关于 EAL 编制的一系列技术文件如 NEI 99-01 等的相关描述制定。

2.3 识别类

本条给出了识别类的概念解释，并说明营运单位可根据机组特性，从便于操作的角度出发确定所适用的识别类。正文 2.3.2 节中，

参照我国核动力厂的现行实践与 NEI 99-01 的识别类，推荐了 A 类（辐射水平/流出物放射性异常类）、F 类（裂变产物屏障类）、H 类（影响核动力厂安全的危害和其他事件类）、S 类（冷停堆/换料系统故障类）、冷停堆或换料停堆状态下的系统故障类（C 类）和 E 类（独立乏燃料贮存装置类）。需要说明的是，在考虑了所有运行模式的适用性要求的情况下，营运单位也可根据各自的运行操作特征和便于快速、准确判断的角度，选择将识别类 S 和 C 中的 IC 和 EAL 合并或分拆。E 类仅适用于场内有独立乏燃料贮存装置的核动力厂或设施。

2.4 IC 和 EAL 的适用条件

本条给出了关于 IC 和 EAL 的适用条件的相关要求。营运单位需要将机组特定的技术规格书中的标准运行模式纳入应急状态分级中，IC 和 EAL 的适用条件随核动力厂的运行模式而变化。营运单位在编制时有必要给出适用于每种运行模式的识别类矩阵，并给出对运行模式的适当描述。

正文中 2.4.3 节中给出的运行模式取自美国关于 EAL 编制及美国电厂技术规范的相关描述制定，通常可分为：反应堆功率运行、启动、热备用、热停堆、冷停堆、换料、卸料，见下表。

Typical PWR Operating Modes

Power Operations (1):	Reactor Power > 5%, $K_{eff} \geq 0.99$
Startup (2):	Reactor Power \leq 5%, $K_{eff} \geq 0.99$
Hot Standby (3):	RCS \geq 350 °F, $K_{eff} < 0.99$
Hot Shutdown (4):	200 °F < RCS < 350 °F, $K_{eff} < 0.99$
Cold Shutdown (5):	RCS < 200 °F, $K_{eff} < 0.99$
Refueling (6):	One or more vessel head closure bolts less than fully tensioned
Defueled (None):	All fuel removed from the reactor vessel (i.e., full core offload during refueling or extended outage).

目前我国 AP1000（三门、海阳）、“华龙一号”（福清、防城港）等堆型的运行模式划分与此相同。但在具体的标准运行工况的细分、热功率、温度、压力值等方面根据各自机组的设计有所区别。国内还有的压水堆堆型的运行模式体系与此不完全相同。比如，CPR1000 机组，一般分为反应堆完全卸料模式（RCD）、换料停堆模式（RCS）、维修停堆模式（MCS）、RRA 冷却正常停堆模式（NS/RRA）、蒸发器冷却正常停堆模式（NS/SG）、反应堆功率运行模式（RP）。因堆型差异，本导则无法给出一套通用的运行模式，营运单位可以自己的运行模式参数与正文中给出的运行模式进行匹配；虽然运行模式各有差异，但要求 IC 和 EAL 的适用条件应能全面覆盖所适用的运行模式。

2.5 应急行动水平制定的核动力厂特定信息

本条给出了应急行动水平制定所用到的一些核动力厂特定信息，包括核动力厂设计特征、核动力厂的特定操作规程、仪表的设定值等等，并给出了相关要求。

2.6 应急状态的分级

本条给出了应急状态分级的具体方法。涉及到时间要求（2.6.2）、运行模式变化的处理（2.6.4）、应急状态等级的升级（2.6.5）、应急状态等级的终止和降级（2.6.6）、多重事件和工况的分级（2.6.7）、短暂事件的分级（2.6.8）、瞬态工况的分级（2.6.9）以及应急工况或事件的事后发现（2.6.10）等情形的处理。

本条编制时主要参照了我国核动力厂的现行实践与美国 NEI 99-01 相关内容。其中有些内容我国与美国 NEI 99-01 不完全一致，比如应急状态的降级，美国是允许降级处理的，“当达到最高 IC 和 EAL 的事件或条件不再存在，并且达到其他的厂址特定的降级要求

时，应急状态等级可以降级。如果认为应急状态等级降级是适当的，那么新的应急状态等级将基于较低的 IC 和 EAL。”对厂房应急和未造成长期的核动力厂损坏的场区应急，可以根据核动力厂程序降级或终止应急。而目前我国核动力厂的降级的通用做法是“当达到最高 IC 和 EAL 的工况或事件不再存在，并且达到核动力厂特定的应急终止条件，应急状态等级直接予以终止。”

需要说明的是，2.6.8 的短暂事件指的是在完成应急状态分级评估之前就结束了的发生时间很短的事件，尤其是外部事件，如地震等。而 2.6.9 的瞬态指的是核动力厂一种偏离正常稳定运行的工况状态。在本导则 EAL SA2 中的重大瞬态是指一些非计划发生的事件，如：（1）自动或手动快速降负荷超过 25%反应堆热功率；（2）甩负荷超过满负荷的 25%；（3）反应堆跳堆；（4）安注启动等。

3 初始条件与应急行动水平

该章给出了六种识别类 A 类、F 类、H 类、S 类、C 类、E 类的初始条件矩阵和应急行动水平示例。共分为七节：“3.1 概述”、“3.2 A 类初始条件”、“3.3 F 类初始条件”、“3.4 H 类初始条件”、“3.5 S 类初始条件”、“3.6 C 类初始条件”、“3.7 E 类初始条件”。

3.1 概述

概述初始条件矩阵的定义、作用及其构成。

初始条件矩阵描述了初始条件和核动力厂应急状态的对应关系，是应急行动水平制定的基本框架。

初始条件矩阵中，按应急状态等级递增或递减的顺序说明各种识别类中每一个初始条件与应急状态等级之间的对应关系以及这种对应关系的适用条件。在矩阵表中，对初始条件的编号统一的格式

编排为“XYN”，其中 X 为该 IC 的识别类，Y 为对应的应急状态等级，N 为该初始条件所对应的事件编号。其中，X 代表的识别类包括 A 类、F 类、H 类、S 类、C 类和 E 类，Y 代表的应急状态等级包括应急待命 U、厂房应急 A、场区应急 S、场外应急 G。

3.2 A 类初始条件

A 类初始条件和应急行动水平表征非计划和不可控的放射性物质的释放以及辐射水平异常。该类初始条件主要依据辐射监测和环境放射性后果评价结果进行应急状态分级。通常在无法基于核动力厂状态进行明确分级时则利用 A 类进行分级。此外，为了更充分地了解事故状态及其进程以便准确地进行分级，在基于事故状态进行分级时也应尽可能结合放射性后果评价结果进行综合考虑。对于该类中基于流出物辐射监测仪表读数的分级的前提是发生了经过该仪表监测路径上的排放，如果获知已经采取措施对该排放路径进行了隔离，阻止了该排放，则不能基于这些仪表的读数进行分级。此外，在利用相关的辐射仪表时应了解这些仪表的设计情况，确保 EAL 所确定的阈值的读数可操作并在可用的量程范围内。A 类基本上适用于所有的运行状态。

AU1 与 AA1 描述的是气态或液态放射性物质超过设施相关的管理排放限值的排放的情况。排放途径包括能够监测的或未能监测的气态和液态的放射性物质的排放，其中还包括计划的许可排放。核动力厂在设计和管理上都制定了相应的措施以便对放射性物质向环境的排放进行监督和控制，超过规定时间段的不可控制任何排放均表明这些设计或者管理措施发生了降级。

所提及的“设施相关的管理排放限值”可以分为两类，一类主

要是核岛烟囱排放的气体排放管理限值，另一类是液态排放的管理限值。对于前者，排放管理限值建议基于核设施所批复的年申请排放量换算成辐射仪表可以直接读取的浓度阈值，或者根据技术规格书的相关限值来确定。理论上应涵盖核动力厂正常运行工况的监测仪表的测量对象，如惰性气体、碘、气溶胶等。对于后者，可基于国家相关标准（如 GB6249-2011）给出的排放控制值并结合核设施废液测量系统的特点设置。

考虑到我国的排放控制与美国的差异，AU1 与 AA1 的制定并未完全参考 NEI 99-01，而是按照我国的现行实践和相关标准来处理。比如：

（1）对在线监测仪表的报警值设定，由于国内各营运单位设定时的取值依据不统一，这里就不再采用 NEI 99-01 关于仪表设定值 2 倍的条款。

（2）根据营运单位目前的环境监测情况，增加了环境辐射监测系统的 $1 \mu\text{Sv/h}$ (AU1) 和 $100 \mu\text{Sv/h}$ (AA1) 的条款。当环境放射性水平达到或超过 $1 \mu\text{Sv/h}$ ，通常意味着出现了异常的辐射水平升高，此时考虑进入应急状态是合适的。

（3）NEI 99-01AA1 中，以 0.1 mSv 剂量做为基准推导辐射监测仪表对应的读数，以规避采用排放限值的 200 倍作为阈值时有可能出现 AA1 与 AS1 重叠的情况。由于我国核动力厂的排放管理限值较低，为便于操作，AA1 仍保留采用排放限值的 200 倍的方法，即 AU1 与 AA1 的编制逻辑保持一致。

AS1 和 AG1 描述的是气态放射性物质的释放（包括监测到或没有监测到的）导致场外实际或预期的剂量超过与通用干预水平

(GB18871-2002)相关的剂量阈值的情况。应选择合适的气态流出物监测仪表。仪表读数阈值的设置应通过选择合适的源项和气象条件来进行推算。应注意 AS1 和 AG1 的源项和气象条件应保持一致。在实际应用时,应首先利用这些预先确定的仪表读数进行分级,在得到利用实际气象条件计算的结果后则采用剂量评价结果进行分级。计算的剂量点的位置的选择应能反映应急预案的中关于场区边界、应急防护行动和后果计算等内容。此外,NEI99-01 中环境监测结果的位置是在厂址特定的剂量接收点处或其外,国内环境监测一般包括场区内固定的辐射环境监测系统(比如 KRS 等),也包括场区边界附近的巡测,这里不再做区分,统一为 1mSv/h (AS1) 和 10mSv/h (AG1)。

AA3 采用的剂量阈值是基于工作人员的年度辐射管理限值 50mSv (GB18871-2002) 并考虑 30 天停留时间并对停留时间进行修正后得出的。所涉及的“相关区域”指的是在程序规定的运行模式下要求进入其中进行相关操作同时辐射水平升高的那些区域。其他情况如在正常运行模式下程序不要求进入的某些高辐射水平的区域、预期计划的活动导致的某些区域辐射水平增加、正常巡视需要进入一些辐射水平较高的区域、需要实施应急性质的行动(如宣布异常状态、应急抢修、缓解行动)的房间或区域的辐射水平升高等等都不需要考虑分级。“行动延迟”指的是工作人员需要采取非常规的措施以进入辐射水平升高的区域(如安装临时屏蔽装置、使用非常规的防护设备以及需要进入超过管理限值的照射的审批流程等)的情形。对于采取较为保守的或者预防性的措施但实际并不妨碍实施必要的操作的情形,也不需要考虑进行分级。

3.3 F类初始条件

该节主要参考 NEI 99-01 和国内审评实践制定。反应堆堆芯中裂变产物的屏障同 NEI 99-01 保持一致，包括燃料包壳、反应堆冷却剂系统（RCS）压力边界和安全壳等三道屏障。

F类初始条件和应急行动水平适用于反应堆功率运行、启动、热备用、热停堆模式。当核动力厂进入冷停堆和换料、卸料运行模式时，RCS 压力边界或安全壳可能开放，对裂变产物的屏障能力下降。此时，在功率运行阶段运行的安全系统只有少数维持在原有的运行状态，对安全系统状态的监测能力也受到很大限制，基于仪表读数的 F 类初始条件和应急行动水平并不适用。

3.3.4 节给出了识别类 F 的初始条件矩阵及使用流程图，该节给出的流程图逻辑是各核动力厂通用的，但矩阵表格需要根据核动力厂特征制定，以及时准确地对裂变产物屏障丧失或潜在丧失进行归类。需要注意的是：

（1）燃料包壳和 RCS 压力边界屏障比安全壳屏障的重要性更高。对于仅安全壳屏障丧失且燃料包壳和 RCS 压力边界屏障完整的情况，进入应急待命，在 S 类中体现（SU7）；

（2）对于涉及放射性释放的事故工况，裂变产物屏障阈值的评估需要与剂量评估一起进行，以确保正确和及时地升级应急状态等级。例如，对裂变产物屏障阈值的评估可能导致进入场区应急，而剂量评估可能表明已超过场外应急 AG1 的 EAL；

（3）制定 EAL 时，裂变产物屏障阈值应反映核动力厂的特定设计和运行特征，给出核动力厂特定的判断依据，以便及时准确地对裂变产物屏障丧失和/或潜在丧失进行分类。也可以采用可替代的 IC

和裂变产物屏障阈值表示方法，但必须确保这些方法能解决 EAL 裂变产物屏障表中显示的所有可能的阈值组合和分类结果；

(4) 在本识别类别中，术语 RCS 泄漏不仅包括技术规范中定义的类型，还包括 RCS 质量损失到任何位置-安全壳内部、二次侧系统（即压水堆蒸汽发生器传热管泄漏）、接口系统或安全壳外部。由于卸压阀的设计/预期操作而从 RCS 释放液体或蒸汽质量的情况则不视为 RCS 泄漏；

(5) 在场区应急等级，必须有能力和动态评价目前状态距离场外应急的阈值有多远。例如，如果燃料包壳和 RCS 屏障都丧失，则应对安全壳内放射性存量和安全壳完整性进行持续的评价。另一方面，如果燃料包壳和 RCS 屏障均潜在丧失，则应急指挥更有理由相信，不需立即升级至场外应急；

(6) 必须保持随着事件的恶化升级到更高应急等级的能力。例如，RCS 泄漏率的不断持续增加，可能表明对公众安全风险的增加。

3.3.5 节给出了压水堆（PWR）核动力厂裂变产物屏障参考表，可以根据此表判断三道屏障的丧失或潜在丧失。需要说明的是，对于安全壳单独丧失进入应急待命的逻辑，导则与目前国内大多数核动力厂的实践是不同的。目前国内大多数核动力厂仍参照 NEI 99-01（第 5 版）将安全壳功能丧失或潜在丧失进入应急待命的条款放在 F 类中，本导则中根据 NEI 99-01 的逻辑，F 类中的关于安全壳屏障丧失的阈值是适用于厂房应急及以上的情况的，安全壳功能丧失或潜在丧失进入应急待命的条款移至 S 类中。

3.3.5.1-3.3.5.3 节分别给出了燃料包壳屏障完整性判据、RCS 屏障完整性判据和安全壳屏障完整性判据。导则针对每一道屏障，

均分为“一回路（RCS）或蒸汽发生器传热管泄漏”、“余热导出能力不足”、“一回路活度、安全壳放射性”、“安全壳完整性、安全壳旁路”等四个子类别，详细给出了对于屏障丧失或潜在丧失所针对的特定情况或特征。对于不适用的也予以指出。另外，在该节表3中，还存在“其他指示”和“应急指挥的判断”两个子类别。子类别“其他指示”针对的是厂址其他特定阈值，这些阈值基于本导则中未考虑的核动力厂特定设计特征，可用于指示某道屏障的丧失或潜在丧失。子类别“应急指挥的判断”针对的是应急指挥在确定某道屏障是否丧失或潜在丧失时可能使用的任何其他因素。应急指挥还应考虑在无法监测屏障状态的情况下是否宣布屏障潜在丧失。

对于3.3.5.3节安全壳屏障完整性判据中所涉及的蒸汽发生器传热管泄漏情形，为便于操作，给出了对照表格（表4与蒸汽发生器传热管泄漏相关的EAL的应急状态分级）。蒸汽发生器传热管泄漏率水平超过技术规范限值、超过上充补偿能力（RCS屏障潜在丧失）、需要安注启动（RCS屏障丧失）分别对应超过技术规范限值、蒸汽发生器泄漏、蒸汽发生器传热管破裂情形，根据其向安全壳外环境的排放是否隔离，制定相应EAL。

3.4 H类初始条件

3.4节主要参考NEI 99-01和国内审评实践制定。H类初始条件和应急行动水平适用于全部运行模式。

本节中初始条件矩阵包括安保事件、地震、灾害事件、火灾或爆炸、有毒气体、主控室撤离、应急指挥判断等事件类别。其中，“火灾”根据函审专家意见，修改为“火灾或爆炸”。

HU1适用于对员工或安全系统设备构成威胁的事件，表征核动力

厂安全水平的潜在下降。HA1 适用于控制区内发生的敌对行动或飞机攻击威胁通知的情况。由于攻击有可能发展到保护区，或者需要核动力厂和员工为潜在的飞机撞击做好准备，因此该事件需要快速反应和援助。HS1 适用于保护区内发生的敌对行动。由于核动力厂设备可能受损，因此该事件需要快速响应和协助。HG1 适用于敌对势力对设施进行实际控制，导致核动力厂工作人员无法再操作维持关键安全功能所需的设备的事件。它还涉及实体控制丧失的敌对行动，该行动导致 1) 乏燃料池冷却系统（例如泵、热交换器、控制装置等）受到损坏而造成实际或即将的乏燃料损坏。或者 2) 乏燃料池完整性的损失，使足够的水位无法保持。

地震的 EAL 条款与 NEI 99-01 差异较大。NEI 99-01 中 H 类中地震类仅包括应急待命条款 HU2 为“发生大于 OBE 地震的地震事件”，厂房应急地震类条款在 SA9 及 CA6。根据多年审评实践及我国核动力厂现状，本导则将发生有感地震定为应急待命，厂房应急为 OBE 地震，场区应急为发生 SSE 地震。其中“有感地震”的定义是，足够强度的地震以致：（a）核动力厂感觉到地面的运动，且主控制室内的值班操作人员一致确认；（b）对于具有可运行的地震仪表的核动力厂，核动力厂的地震仪表开关已启动。对于具有地震仪表的大部分核动力厂，其地震开关的设定加速度一般为 0.01g。国家地震有关部门也可以做核动力厂区域的地震确认。

灾害事件类 NEI 99-01 中仅包括应急待命，厂房应急在 SA9 及 CA6 中。结合我国核动力厂现状，本导则将 SA9 及 CA6 中灾害事件类放入 H 类的厂房应急中。其中 HU3 的强风包括了龙卷风、台风等极端风事件。此处的风速阈值，一般可取厂址三十年或五十年一遇的最大风速。根

据函审专家意见，删除由于场外释放引起的灾害性物质释放妨碍保护区内工作人员行动，将场外有害物质释放放入 HU5 中。

火灾或爆炸类 NEI 99-01 中仅包括应急待命，厂房应急在 SA9 及 CA6 中。结合我国核动力厂现状，将 SA9 及 CA6 中火灾及爆炸的内容放入 H 类的厂房应急中。其中，HU4 根据国内实践，删除了 NEI 99-01 中保护区内发生大型火灾需要场外消防队支援的情况。同时根据函审专家意见，增加了保护区内发生爆炸的条款。

有毒气体类 NEI 99-01 中无应急待命条款，本导则增加了有毒气体类应急待命条款，明确说明有毒、腐蚀性、窒息性或可燃性气体的释放对核动力厂安全造成危害的程度，更有可操作性。此处有害物质包括场内及场外有害物质的释放。

控制室撤离的情况 HA6 和 HS6 依据 NEI 99-01 相关条款编写。

应急指挥判断类的如何实施在 NEI 99-01 的 HU7、HA7、HS7、HG7 给出了具体内容：

HU7 针对根据应急指挥判断需批准进入应急待命的其他条件。包括应急指挥判断的其他条件是指事件正在进展或已经发生，并表明核动力厂安全水平潜在下降或对设施保护的安保威胁已经发生。预期不会出现需要场外响应或监测的放射性物质释放，除非进一步的安全系统降级发生。

HA7 针对根据应急指挥判断需批准进入厂房应急的其他条件。包括事件正在进展或已经发生，涉及核动力厂安全水平的实际或潜在的实质性下降，或涉及可能危及现场人员生命的风险或由于敌对行动而损坏现场设备的安全事件。如有释放，预计其只相当于通用干预水平的很小部分。

HS7 针对根据应急指挥判断需批准进入场区应急的其他条件。包括事件正在进展或已经发生，导致保护公众所需的核动力厂功能实际上或可能大的失效，或以下导致蓄意损坏或恶意行为的敌对行动：

- 1) 针对现场人员或可能导致设备失效；或
- 2) 阻碍有效接近保护公众所需设备。如有释放，预计场区边界以外照射水平不会超过通用干预水平。

HG7 针对根据应急指挥判断需批准进入场外应急的其他条件。包括事件正在进展或已经发生，导致大量堆芯实际上或即将降级或融化，并伴随安全壳完整性潜在丧失，或导致设施实体控制实际上丧失的敌对行动。预计释放可能导致场区边界及以外的照射水平超过通用干预水平。

3.5 S类初始条件

S类初始条件和应急行动水平表征了系统故障对核动力厂安全的影响，依据核动力厂执行安全功能的系统、监测安全功能的系统及执行安全功能系统的支持系统的故障程度确定相应的应急状态等级。

S类初始条件和应急行动水平示例主要参考NEI 99-01进行编制。将S类拆分为热态（功率运行、启动、热备用、热停堆运行模式）和冷态（冷停堆、换料、卸料运行模式）。将识别类S（热态）归为识别类S，识别类S（冷态）归为识别类C。因燃料包壳、反应堆冷却剂系统压力边界、安全壳屏障降级而触发“应急待命”的初始条件也包括在S识别类中。

S类事件类别包括交流电源故障、控制监测能力丧失、燃料包壳降级、反应堆冷却剂系统压力边界降级、停堆系统失效、通讯能力

丧失、安全壳降级、直流电源失效、冷源丧失等事件类别。与NEI 99-01S类事件类别的主要差异是，导则将NEI 99-01中的“SA9 灾害事件影响了当前运行模式所需的安全系统放入H类；同时根据福岛核事故和国内相关运行经验反馈，补充了冷源丧失的相关初始条件。

3.5.3-3.5.6节给出了交流电源故障类初始条件和应急行动水平示例，由营运单位依据核动力厂应急母线的供电状态制定。需要说明几点：

(1) 初始条件中“厂址特定的应急母线”是指由场外或应急交流电源供电的母线，这些电源供应给电力分配系统，为安全系统供电。每列安全系统通常有1列应急母线。

(2) 对于有多台发电机的电源，EAL应反映出为一系列交流应急母线提供所需电力所必需的最小运行发电机数量。例如，如果一个备用电源是由两台发电机组成(即两台50%容量的发电机，其容量可供一系列交流应急母线使用)，则EAL必须注明该电源的两台发电机均在运行。

(3) 表明无法充分排出堆芯热量的厂址特定指示可以是有关堆芯出口热电偶温度、反应堆压力容器水位的数值等。核动力厂可以使用核动力厂操作规程中的堆芯出口热电偶温度值、反应堆容器水位大约相当于活性燃料的中间位置。装有反应堆容器水位仪表但无法测量到活性燃料中间值的核动力厂，应该使用不高于活性燃料顶部的最低刻度读数。如果最低刻度读数高于活性燃料的顶部，那么反应堆容器水位值不应包括在内。

3.5.7-3.5.8节给出了控制监测能力丧失类初始条件和应急行动水平示例，由营运单位依据主控室内安全系统报警或指示的丧失

情况而制定。该EAL重点关注与反应性控制、堆芯冷却和RCS热量导出等关键安全功能相关的核动力厂参数。需要注意：“主控室安全系统参数指示非计划丧失”意味着无法从控制室内确定一个或多个安全功能相关的核动力厂参数的值。这种情况将要求给定参数的所有主控室的来源丧失。例如，反应堆功率水平不能从主控室内的任何模拟、数字和记录源中确定。

3.5.9节给出了燃料包壳降级类初始条件和应急行动水平示例，由营运单位依据燃料包壳破损导致一回路放射性高于核动力厂技术规格书限值而制定。需要注意：

(1) 厂址特定辐射监测仪表读数应与RCS活度水平相对应，接近核动力厂运行技术规范限值。如果没有确定此EAL的现有方法/能力，则不应包括它。

(2) 取样分析结果相关的EAL，应包括核动力厂技术规格书限值中规定的反应堆冷却剂放射性参数和相关的允许限值，例如，反应堆冷却剂活度值（碘、惰性气体等）大于技术规格书限值（注意要区分稳态和瞬态），建议取I-131 当量大于 $1\ \mu\text{Ci/g}$ 作为稳态情况下的应急行动水平。该EAL应包括所有RCS放射性容许限值。

3.5.10节给出了反应堆冷却剂系统压力边界降级类初始条件和应急行动水平示例，由营运单位依据一回路泄漏情况而制定。需要注意：对一回路泄漏类事件，应急待命层级的一回路微小泄漏由S类初始条件判别，更严重的泄漏由F类初始条件判别。

3.5.11-3.5.13节给出了停堆系统失效类初始条件和应急行动水平示例，由营运单位依据自动及手动停堆功能失效的情况而制定。需要注意：

(1) 反应堆控制台上的手动操作是任一个或一组操作员的动作，这些操作会导致控制棒快速插入堆芯，但不包括手动驱动控制棒或实施注硼策略。在后面板或控制室内的其他位置或控制室外部的任何位置所采取的行动不被视为“在反应堆控制台上”。

(2) 在某些情况下，由SS5 IC/EAL确定的应急状态等级可能高于根据识别类别F的IC/EAL对核动力厂响应和征兆进行评估得出的结果。这是适当的，因为F类IC/EAL无法处理反应堆停堆故障造成的额外威胁。SS5 IC和EAL的加入确保了场区应急的及时宣布，以应对长期未能关闭反应堆的情况。

(3) SS5中表明无法充分排出堆芯热量的厂址特定指示可以是有关堆芯出口热电偶温度、反应堆压力容器水位的数值等。核动力厂可以使用核动力厂操作规程中的堆芯出口热电偶温度值、反应堆容器水位大约相当于活性燃料的中间位置。装有反应堆容器水位仪表但无法测量到活性燃料中间值的核动力厂，应该使用不高于活性燃料顶部的最低刻度读数。如果最低刻度读数高于活性燃料的顶部，那么反应堆容器水位值不应包括在内。

(4) SS5中表明无法充分排出一回路热量的核动力厂特定指示可以为通过蒸汽发生器无法充分排出一回路热量相关的厂址特定参数。这些参数应与裂变产物屏障表中燃料包壳潜在丧失2. B及RCS屏障潜在丧失2. A中余热排出阈值相同。

3.5.14节给出了通信能力丧失类初始条件和应急行动水平示例，由营运单位依据场内或场外通信能力丧失的情况而制定。需要注意：核动力厂特定通信方式列表应包括已安装的核动力厂设备和部件，而不是个人拥有和维护的物品。

3.5.15节给出了安全壳降级类初始条件和应急行动水平示例。

需要注意：

(1) SU7指的是燃料包壳屏障和一回路压力边界屏障没有面临威胁，单一的安全壳屏障潜在丧失或丧失。

(2) 15分钟的准则是用来允许操作人员有时间手动隔离所需的贯穿件。

3.5.16-3.5.17节给出了直流电源失效类初始条件和应急行动水平示例。需要注意：

(1) “核动力厂特定重要直流母线”是为安全系统提供监视和控制功能的直流母线。

(2) “核动力厂特定母线电压值”应基于安全系统设备正常运行所需的最小母线电压。在无法运行这些负载之前，该电压值应包含至少15分钟的运行裕度。

(3) SG8是根据2011年3月福岛第一核电站事故以来的运行经验反馈而修订的。

3.5.18-3.5.21节给出了冷源丧失类初始条件和应急行动水平示例。需要说明：

(1) 依据福岛事故和国内相关运行经验反馈，采用失去全部RRI/SEC（场区应急）、失去全部RRI/SEC且堆芯冷却降级（场外应急）的方式逐级进行升级。

(2) SG9使得在满足F类初始条件之前即宣布进入场外应急状态，为实施公众防护行动赢得更多时间。有必要依据如下两点考虑，确定何时进入场外应急状态：1. 目前是否有指示表明，堆芯冷却已经降级，使“裂变产物屏障丧失或潜在丧失”即将发生；2. 在沒有

得到堆芯冷却降级的指示时，有多大可能性及时恢复RRI/SEC或当前的缓解手段可以避免堆芯冷却状态的降级，以避免两道裂变产物屏障丧失且第3道屏障可能丧失的情况。

3.6 C类初始条件

3.6节C类初始条件主要针对压水堆的冷停堆、换料和卸料模式。在这些模式下，由于堆芯热功率的下降，核动力厂执行安全功能的系统、监测安全功能的系统及执行安全功能的支持系统与热态工况有较大差异，参照NEI 99-01和国内审评实践编制。

C类事件类别包括冷却剂装量丧失、交流电源系统故障、余热排出能力丧失、直流电源系统故障、通信能力丧失等，各事件类别的初始条件矩阵见表7。与NEI 99-01不同的是，本导则将NEI 99-01中的“CA6 灾害事件影响当前运行模式所需的安全系统”放入H类事件，以对灾害事件进行统一考虑。

3.6.3-3.6.6节给出了冷却剂装量丧失类事件的初始条件和应急行动水平示例，营运单位可参照制订适用于本单位的初始条件及应急行动水平。需要说明的是：

(1) 在不同的运行模式，以及同一模式的不同阶段，对一回路冷却剂的水位限值可能会不同，在制订过程中，需要结合技术规格书、操作规程等，选择合理的水位限值，并与可能造成的放射性风险、应急状态等级相适应。

(2) 冷却剂水位监测能力的丧失可能由设备或电源的故障、水位在设备测量范围以外等原因导致。在监测设备失效的情况下，操作人员需要通过地坑液位的变化来判断冷却剂装量的丧失，并排除其他潜在的可引起地坑液位变化的来源，以确定其来自一回路冷却剂的泄漏。

(3) 堆芯裸露的指征可以包括：特定辐射监测仪表读数超过特定阈值；堆外中子通量测量指示紊乱；安全壳地坑水位非计划升高，程度足以表明堆芯裸露；其他厂址特定指征。

(4) 安全壳完整性受到威胁可以包括：安全壳关闭未能建立；安全壳内有爆炸性混合物；安全壳压力非计划升高等。

3.6.7-3.6.8节针对应急交流电源系统发生故障事件。相比较S类应急交流电源故障情况，在冷停堆、换料、卸料模式下，由于堆芯的热功率、温度、压力降低，可以有更多的时间进行电源系统的恢复，因此应急状态等级有所不同。

3.6.9-3.6.10针对余热排出能力丧失事件。“冷停堆温度限值”可根据核动力厂的技术规格书制定。如果在进入CU3、CA3后，状况进一步恶化，可依据CS1或AS1入场区应急。

3.6.11针对直流电源系统故障类事件。该类中“失去所需的关键直流电源”，这里的“所需”，指的是支持在运行的安全系统系列设备所必须的关键直流电源。例如，如果A列安全系统因计划性维护而停运，B列安全系统正在运行，则失去B列所需关键直流电源将导致进入应急待命状态。

3.7 E类初始条件

该节主要参考 NEI 99-01 编制。E类仅适用于场内有独立乏燃料贮存装置的核动力厂或设施，且适用于辐照过的燃料的干式贮存。E类初始条件和应急行动水平表征已装载乏燃料的贮存容器的损坏对核动力厂安全的影响。所关注的问题主要有：产生向环境的潜在或实际的排放途径、一个或多个燃料组件因环境因素而降级、摆放布局的变化可能导致无法移动贮存容器或将燃料从贮存装置中取出。

独立乏燃料贮存装置的安全分析报告说明自然灾害和意外事件会损坏乏燃料贮存装置。E-HU1 用于减少自然灾害和人为事故（如坠落或侧翻、爆炸、火灾、地震等事件）对独立乏燃料贮存装置的损坏对核动力厂产生的潜在或实际的影响。如因地震、灾害事件、火灾或爆炸等事件造成独立乏燃料贮存装置的损坏可通过 H 类进行升级。和独立乏燃料贮存装置相关的安保事件也可通过 HU1 和 HA1 进入应急状态。

五、与现有法律法规的兼容性

《核安全法》第二十七条规定：核设施首次装投料前，核设施营运单位应当向国务院核安全监督管理部门提出运行申请，并提交下列材料（一）核设施运行申请书；（二）最终安全分析报告；（三）质量保证文件；（四）应急预案；（五）法律、行政法规规定的其他材料；第五十六条规定：核设施营运单位应当按照应急预案，配备应急设备，开展应急工作人员培训和演练，做好应急准备。第五十八条规定：发生核事故时，核设施营运单位应当按照应急预案的要求开展应急响应，减轻事故后果，并立即向国务院核工业主管部门、核安全监督管理部门和省、自治区、直辖市人民政府指定的部门报告核设施状况，根据需要提出场外应急响应行动建议。HAF002/01《中华人民共和国核电厂核事故应急管理条例》第十条规定：场内核事故应急计划由核电厂核事故应急机构制定，经其主管部门审查后，送国务院核安全部门审评并报国务院指定的部门备案。

在1998年发布的《中华人民共和国核电厂核事故应急管理条例实施细则之一——核电厂营运单位的应急准备和应急响应》（HAF002/01）中更明确规定，核电厂营运单位应根据核电厂的设计特征

和厂址特征提出应急行动水平。在申请首次装料批准书时，提出初步制定的应急行动水平；在申请运行许可证时应提交修订后的应急行动水平供评审。

本次编制导则的目的就是按照《中华人民共和国核安全法》、《中华人民共和国核电厂核事故应急管理条例》（HAF002/01）的规定，借鉴美国提出的制定应急行动水平方法学和发布的技术文件NEI 99-01，并吸收多年来对国内核动力厂应急初始条件和应急行动水平的一个审评实践，使其能为我国压水堆核动力厂营运单位制定应急行动水平提供指导，满足压水堆核动力厂营运单位应急行动水平的制定，以及国务院核安全监督管理部门对压水堆核动力厂营运单位应急行动水平的审查需要。是对上述法律法规相关条款的具体说明。

修订后的导则与其他相关的法律法规不存在冲突的地方。

六、 在我国的适用性说明

本次所编制的导则是在汲取以往应急行动水平编制过程中的经验反馈，在深入理解应急行动水平制定方法和理论等技术背景的基础上，对具体条款和编制依据进行了修正、补充和规范，其内容更准确和具备可操作性。满足压水堆核动力厂营运单位应急行动水平的制定，以及国务院核安全监督管理部门对压水堆核动力厂营运单位应急行动水平的审查需要。