

ICS 27.120.20
F 65
备案号: 54711-2016

NB

中 华 人 民 共 和 国 能 源 行 业 标 准

NB/T 20369—2016

核电厂严重事故管理导则的编制和实施

**The establishment and implementation of severe accident management guidance
for nuclear power plant**

2016 - 02 - 05 发布

2016 - 07 - 01 实施

国家能源局 发 布

目 次

前言	II
1 范围	1
2 规范性引用文件	1
3 术语和定义	1
4 总则	1
5 严重事故管理导则的形式	2
6 严重事故管理导则的编制	3
7 严重事故管理导则编制的支持分析	7
8 严重事故管理导则的实施	8

前 言

本标准按照GB/T 1.1—2009给出的规则起草。

本标准主要参考IAEA NS-G-2.15《Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants》（2009年）中适用于严重事故管理导则标准的内容。与NS-G-2.15相比，本标准只针对严重事故管理导则范畴（而非事故管理范畴）内的相关内容提出规定。

本标准由能源行业核电标准化技术委员会提出。

本标准由核工业标准化研究所归口。

本标准起草单位：中科华核电技术研究院有限公司。

本标准主要起草人：张娟花、林继铭、彭振驯、贺东钰、华玺。

核电厂严重事故管理导则的编制和实施

1 范围

本标准规定了核电厂严重事故管理导则（SAMG）的编制和实施要求。

本标准适用于核电厂严重事故管理导则的编制、实施和管理。现有的和未来的核电厂，可参照使用。

2 规范性引用文件

下列文件对于本文件的应用是必不可少的。凡是注日期的引用文件，仅所注日期的版本适用于本文件。凡是不注日期的引用文件，其最新版本（包括所有的修改单）适用于本文件。

GB/T 17680.6 核电厂应急计划与准备准则 场内应急响应职能与组织机构

HAF 102 核动力厂设计安全规定

HAD 102/17 核动力厂安全评价与验证

HAF 103 核动力厂运行安全规定

3 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。

3.1

严重事故 **severe accident**

严重性超过设计基准事故并造成堆芯明显恶化的事故工况。

3.2

严重事故管理 **severe accident management**

为了终止或减少严重事故中产生的放射性物质从核电厂释放、维持或使反应堆安全壳返回受控稳定状态、使堆芯返回受控稳定状态而采取的策略和行动。

3.3

严重事故管理导则 **severe accident management guidance**

用于进行严重事故管理的一套可执行的文件。

4 总则

4.1 配备要求

核电厂应编制严重事故管理导则，以在严重事故发展过程中采取一系列行动减轻严重事故的后果；并应以明文规定参与严重事故管理导则使用的相关人员的职责和权限。

4.2 缓解目标

严重事故管理导则中行动优先级的确定的依据是缓解堆芯损伤带来的一系列后果，而不应是预防堆芯损伤。其缓解目标应是：

- a) 终止堆芯损伤并返回受控、稳定状态；
- b) 尽可能长时间地维持安全壳的完整性；
- c) 终止或最大限度降低放射性产物的释放。

4.3 覆盖范围

核电厂严重事故管理导则应涵盖核电厂所有运行模式——包括功率运行工况和停堆工况下发生的严重事故，并且也涵盖经适当选择的，可能大范围破坏核电厂的内外部事件，如火灾、水淹、地震和极端气象条件等。核电厂严重事故管理导则还应考虑在不同的厂房区域（包括反应堆厂房和乏燃料厂房）发生严重事故的可能。对于多机组厂址，核电厂严重事故管理导则应明确在使用共用系统时的原则与依据。

考虑到严重事故中的不确定性，应针对所有实际可识别的威胁机理。只要编制严重事故管理导则是可行的，都应编制严重事故管理导则，包括发生频率很低的威胁。

4.4 诊断方法

严重事故管理导则应以这样的方式编制，责任人员不必为了能够正确实施严重事故管理导则而去识别事故序列或遵循预先分析的事故。严重事故管理导则的诊断方法应直接基于可测量的电厂参数或通过简单计算能得出的参数。

注：这种诊断方法通常称为“征兆导向方法”或“状态导向方法”，简单的计算通常称为“辅助计算”。

4.5 缓解系统

在严重事故管理导则中，应考虑核电厂所有的设计能力，利用安全级系统和非安全级系统，包括在超出其原设计功能和原预期运行条件的情况下，以及在设计基准之外可能使用的某些系统。对于多机组核电厂，应在其他机组的安全运行不受损害的条件下，考虑使用其他机组可利用的手段或支持。

4.6 更新要求

对于核电厂配置的任何修改，或者对物理现象研究的新成果可用时，应确认其对严重事故管理导则的影响，如有需要，应对严重事故管理导则进行修订。如果经验反馈表明需要，同样应对严重事故管理导则进行修订。

4.7 相关安全规定的遵循原则

严重事故管理导则的编制应遵守HAF 103、HAF 102、HAD 102/17等安全法规及导则的要求。

5 严重事故管理导则的形式

5.1 非指令性

在严重事故状态下，电厂状态和行动结果中都可能存在不确定性。因此，严重事故管理导则的本质不具有指令性。

5.2 形式

严重事故管理导则应尽可能采取8.1中相关责任人员熟悉的形式，使其易于理解，方便执行。建议技术支持人员使用的导则可采用文字描述并辅以列表的形式，主控室人员使用的导则可采用流程图形式。

5.3 详细程度

严重事故管理导则的详细程度应考虑以下要素：

- a) 针对相应的对策，应提出一系列可能的缓解行动，当原有缓解行动无法实施时允许其他评估和替代行动；
- b) 应描述所建议行动的潜在正面和负面后果，包括可获得的相关量化数据，以及足够的信息，以便核电厂人员能够在事故进展过程中做出适当的决策以采取行动；
- c) 应足以支持责任人员在高度紧张的情景下进行审议和决策，并应尽量减少相关信息被删除或被忽略的可能性；
- d) 不必详细到责任人员需要逐字逐句地遵循，除非是要求责任人员严格按照执行语句遵循地动作；
- e) 应通过训练和演习来测试严重事故管理导则的整体形式和详细程度。根据演练结果，应判断导则的形式是否适当，是否需要增加或降低导则的详细程度。

6 严重事故管理导则的编制

6.1 严重事故管理导则编制步骤

编制严重事故管理导则应至少执行以下四个步骤：

- a) 识别核电厂的薄弱环节，找出可能对安全功能造成威胁的机理；
- b) 识别安全功能和裂变产物屏障受到威胁时核电厂的能力，包括设备和人员缓解这些威胁的能力；
- c) 制定适当的严重事故缓解策略，以应对所识别的薄弱环节；
- d) 编制执行这些策略的导则。

6.2 核电厂薄弱环节的识别

6.2.1 威胁谱

6.2.1.1 严重事故管理导则应涉及所有可信的，由严重事故引起的对裂变产物屏障造成的威胁谱，包括由多种硬件故障、人员失误和/或外部事件引起的事故，以及在严重事故发展过程中可能发生的物理现象（如蒸汽爆炸、安全壳直接加热、氢气燃烧等）。在这个过程中，还应考虑到分析中往往没有考虑的因素，如额外的极不可能失效和设备异常。

6.2.1.2 对于整个威胁谱的确定，可从二级概率安全评价（PSA），或其他核电厂的类似研究，以及严重事故研究的见解中获得。对潜在威胁机理的识别应该足够全面，不仅应包括上述见解，还应包括事故进程中的 PSA 中极不可能的路径或在 PSA 中未识别的路径，以便在任何所识别的情况下为核电厂人员提供导则使用的基础。

6.2.1.3 鉴于确定可信事件中存在的不确定性，应该把 PSA 分析中某些发生概率较低的事故情景也考虑在严重事故管理导则之中。严重事故管理导则编制完成之后，应该验证是否确实涵盖了所有重要的事故序列，尤其是从 PSA 得到的事故序列，并且是否由此减少了风险。

6.2.2 薄弱环节分析

6.2.2.1 应获得严重事故过程中核电厂行为方面的深入见解用以识别核电厂在发生严重事故时的薄弱环节。应研究特定的事故将如何威胁安全功能，以及如果这些安全功能丧失且不能及时恢复时，堆芯将受到怎样的损坏，以及裂变产物其他屏障的完整性将会受到怎样的威胁，从而识别出薄弱环节。

6.2.2.2 对威胁的见解应包括识别可能发生的现象以及这些现象发生的时间和严重程度。同时应将这些见解收集并整理在技术支持报告中。技术支持报告应包含严重事故管理导则中给出的策略、流程、定值和仪控等信息的技术背景，使其成为执行和培训严重事故管理导则时的可供使用的参考文件。

6.2.2.3 应利用适当的分析工具来获取这些见解。还应利用其他方面的知识，如严重事故的研究结果、其他核电厂获得的见解以及工程判断。在应用这些见解时，应考虑严重事故模型以及所作假设中存在的 uncertainty。

6.3 核电厂能力的识别

6.3.1 缓解能力

6.3.1.1 应调查核电厂可用于缓解严重事故的所有能力，包括利用非安全专设系统、非常规的设备组合和临时连接（软管、可移动或便携式设备）以及在超出设计基准的情况下使用的某些系统，即使在严重事故状态下使用这些系统、设备可能会导致其损坏。还应考虑能否恢复已经失效的系统投入使用，由此能再次用以缓解事故。当识别要使用非常规的设备组合和临时连接时，应考虑设备的可用性。

6.3.1.2 严重事故管理导则中的措施应是鲁棒的，即这些措施应明确地为相关部件结构失效提供足够的裕量，从而避免结构失效（例如，应及时地淹没蒸汽发生器到一定水位，以便有足够裕量避免蒸汽发生器传热管蠕变失效；应在一定压力下实施安全壳排气，以便仍有足够的裕量避免安全壳失效）。如采取的措施不能避免结构失效，则应尝试延迟失效的时间。

6.3.1.3 应调查核电厂人员利用非常规措施来缓解核电厂薄弱环节的能力，包括在恶劣环境条件下的人员行为和可靠性。如果必须执行这些任务，应提供保护措施并规定执行此类任务所进行的培训。

6.3.1.4 对于严重事故下的专用设备，应足够可靠，应证明其在严重事故工况下执行所需功能的能力。对于非专设或已有的设备，也应论证其在严重事故工况下的可用性，为严重事故管理导则的编制提供分析支持。如无法确保某些设备的可用性，应识别替代设备来执行所需功能。

6.3.2 仪器仪表和控制

6.3.2.1 因为严重事故管理导则的执行依赖于对多个关键电厂参数的评估能力，应识别事故缓解措施所需要的核电厂参数。应识别所有这些参数能否从核电厂仪器仪表中得到。如果仪器仪表能够用非专用方式提供关于事故进程的信息，也应研究这种可能性并纳入导则中（比如，堆外中子探测器读数受压力容器中堆芯碎片的位置和剩余水量的影响，因此可用这些读数来获得事故进程的信息）。

6.3.2.2 应考虑相关仪器仪表的现有鉴定，识别这些设备在超过其鉴定条件时的运行能力。获取必要信息的首选方法是使用通过在预期环境下鉴定的仪器仪表。在首选仪器仪表不可用或不可靠时，应识别可替代的仪器仪表。在替代仪器仪表仍不可用的情况下，应制定可替代方法，例如辅助计算。还应考虑从就地仪器仪表或利用非常规方法导出重要核电厂参数的能力（例如，可以从蒸汽管道和蒸汽发生器排污管线的就地压力测量来导出蒸汽发生器的水位）。

6.3.2.3 应识别严重事故条件下的仪器仪表可预期的失效模式以及由此产生的仪器仪表显示（例如，超量程高、超量程低、漂移等）¹⁾。在仪器仪表的指示出现误差时，应利用其它可直接得到或导出的指示对严重事故管理导则中用于诊断核电厂状态的所有指示进行标定²⁾，以减小错误读数带来的风险。

6.3.2.4 在评估仪器仪表的能力时，应清楚地认识用于严重事故管理的各种仪器仪表的精度要求。在许多情况下，仪器仪表指示出正确的发展趋势可能比指定出精确数更为重要。

6.3.3 设备更新和设计改进

1) 关于仪器仪表准确性的保证可从设备可用性论证中得到确认。

2) 仪器仪表可以通过具有相同功能的不同仪器仪表相互核查，或者根据类似功能的仪器仪表的读数经简单地计算进行标定。

6.3.3.1 应对严重事故缓解重要的设计特性进行评估,考虑决定是否增加或更新现有设备或仪器仪表。如综合考虑成本效益比决定增加或更新设备或仪器仪表。建议这类设备或仪器仪表的设计规范应能确保其适当独立于现有的系统,并且该设备或仪器仪表有足够裕量以确信在预期工况下使用时能恰当执行其功能。一旦增加或更新设备或仪器仪表,必要时,应对严重事故管理导则进行修订。可为这些设备或仪表制定严重事故工况下专门的运行规程。

6.3.3.2 对于严重事故缓解,在设备更新中应将重点放在保持安全壳功能上,特别是,应该对以下功能加以考虑:

- a) 严重事故中的安全壳隔离,包括防止安全壳旁通;
- b) 监督安全壳参数,以便对机组状态包括裂变产物和氢气浓度进行早期诊断;
- c) 在严重事故后的合理时间内确保安全壳密封性,包括保持安全壳隔离装置、贯穿件和人员舱门的功能;
- d) 利用安全壳热量移出系统控制安全壳内的压力和温度;
- e) 控制严重事故过程中释放的可燃气体、裂变产物和其它物质的浓度;
- f) 安全壳超压和负压保护;
- g) 预防高压熔堆;
- h) 预防压力容器熔穿;
- i) 预防和缓解堆芯熔融物熔穿安全壳底板;
- j) 监测和控制安全壳泄漏。

6.4 严重事故缓解策略的制定

6.4.1 制定策略的范围

在薄弱环节评估、严重事故现象理解以及核电厂应对事故的能力基础上,应为每个威胁或核电厂薄弱环节制定恰当的严重事故缓解策略。

严重事故缓解策略可以从“高层次的备选行动”中获取。可能的缓解策略有:对反应堆一回路进行卸压以防止压力容器高压失效和安全壳直接加热;向蒸汽发生器的二次侧注水以防止蒸汽发生器传热管蠕变破裂;向反应堆一回路注水以排出堆芯余热以及防止或延缓压力容器损坏;减少裂变产物释放;降低安全壳的压力以防止安全壳超压失效;向反应堆堆腔注水以防止或延迟压力容器失效以及随后的安全壳底板失效;降低氢气的浓度及其燃烧风险;缓解安全壳负压对安全壳完整性的威胁等。

在一些需要立即关注和短期行动的严重事故情况下,可能没有时间仔细考虑行动所有可能的后果,因此应制定相应的导则来应对这类情况。

注:这里的“立即”指在做出决策之前没有时间或只有有限的时间进行评估。

6.4.2 缓解策略的目标

严重事故缓解策略的目标见4.2。

6.4.3 缓解策略的应用

特定缓解策略的应用应基于核电厂某一损坏状态的单个参数或一组参数的指示。核电厂损坏状态反映事故发展过程中严重程度不断上升的不同阶段。它们标识了核电厂裂变产物屏障威胁相关的堆芯状态和安全壳状态。例如,对堆芯而言:压力容器内堆芯的冷却和被淹没、压力容器内堆芯的过热和严重损坏、压力容器外的堆芯冷却和被淹没、压力容器外的堆芯过热等;对于安全壳而言:受控的稳定状态、受控的不稳定状态(即需要新的策略但裂变产物不会立即释放)、受威胁状态(立刻需要新的策略)、以及正在释放等。

6.4.4 缓解策略的评估

应开发对可能使用的策略进行系统化评估的方法。应对不同策略进行优先分级，并在背景文档中记录优先级选择的依据。应对不同策略的正面和负面影响进行评估，为在给定核电厂损坏状态下进行策略的选择提供决策基础。应尽可能获取事故发展过程中的核电厂损坏状态的见解，利用这些见解协助选择策略。

6.5 严重事故管理导则的内容

6.5.1 接口

应阐明应急运行规程（EOP）和严重事故管理导则之间的接口，在适当情况下进行应急运行规程到严重事故管理导则的切换。由于应急运行规程是为具有完好堆芯的反应堆设计的，在严重事故缓解阶段，原则上应急运行规程将失去它们的设计依据，因此进入严重事故管理导则后，应退出且不再转回应急运行规程。如果识别出应急运行规程中的策略的功能和行动在缓解阶段仍是相关的，应在严重事故管理导则中识别和维持这些功能和行动。

应明确核电厂应急计划（EP）与严重事故管理导则之间的接口，严重事故管理导则的进入条件、采用的重大决策、行动以及导则的终止等，在核电厂应急计划中均需要对相关决策人和执行者的责任和授权进行树立和确认。

应明确给出严重事故管理导则的入口准则。入口条件应设定在“堆芯即将损坏”或“堆芯开始损坏”之前的某个时刻，或在其他适当定义的时间点（如预防措施的执行已经无效或不可能）。应该将入口条件设置在能达到最佳的事故管理的效果上，不应过早的进入严重事故管理导则从而跳过了在应急运行规程中可能预防严重事故发生的策略，也不应过晚的进入严重事故管理导则从而延误了严重事故缓解的时机导致一些早期风险的发生。

入口准则应直接基于可测量的电厂参数。应考虑到不同工况下电厂仪器仪表的监测能力，根据需要定义基于不同电厂参数的入口准则（比如功率工况下可采用堆芯出口温度作为指示参数，在停堆工况下可采用安全壳内氢气浓度或安全壳内放射性剂量作为指示参数）。

6.5.2 执行者使用的导则

应为严重事故缓解行动的执行者（对于执行者的相关要求参见第8章），即主控室人员编制相应的导则。这些导则宜采用主控室人员熟悉的形式进行描述。

应考虑在严重事故缓解行动的评估者还没有做好提出建议的准备之前就进入严重事故管理导则的可能性。这种情况可能在事件快速地发展成为严重事故的情况下发生。因此，应为主控室人员编制在评估者就位前的导则，以快速和简单执行的方式对主控室人员提供缓解指南。

还应为主控室人员编制导则，在评估者做好评估准备后，监测对评估有用的电厂信息，并执行评估者提出的经过批准的行动。

6.5.3 评估者使用的导则

在严重事故缓解阶段，应由电厂的技术支持部门负责评估并提出行动建议。

应为技术支持部门编制导则描述核电厂的诊断逻辑图。核电厂的诊断应直接基于可测量的电厂参数或通过简单计算能得出的参数。应监测这些参数，并与不同缓解策略对应的导则的启动和终止相关联。应对这些参数进行排序，排序的依据是其对应的缓解策略的优先级。

不同缓解策略对应的导则中，应包括以下各要素：

- a) 目的和策略；
- b) 启动准则；

- c) 实施行动的时间窗口（如相关）；
- d) 行动的可能持续时间（如相关）；
- e) 所要求的设备和资源（如泵、管线排布、电源、水源等）；
- f) 要执行的行动；
- g) 正面影响和负面影响；（如相关）
- h) 恢复失效设备必要性的评估；
- i) 注意事项；
- j) 调节和终止准则；
- k) 核电厂响应的监测。

作为严重事故管理导则的一部分，作为对参数的进一步估算，应制定事先计算得到的图表或简单的计算公式，以避免在严重事故高度紧张情况下进行复杂计算。这些事先计算得到的图表或简单计算公式称为“辅助计算”，应包含在严重事故管理导则的文档中。

应明确定义当核电厂达到 4.2 所描述的缓解目标时所对应的电厂参数及其数值，当评估者做出核电厂已经处于稳定受控状态的诊断后，可由高层管理者做出退出严重事故管理导则的决策。

6.5.4 支持性文件

严重事故管理导则应有适当的背景文档作为支持。背景文档应对导则各部分的基本原理进行描述和说明，必要时，应对导则的每一步进行解释。背景文档不能替代导则本身。

7 严重事故管理导则编制的支持分析

7.1 严重事故计算分析

7.1.1 严重事故计算分析目的

为了支持严重事故管理导则编制，应进行的严重事故计算分析的主要目的有：

- a) 获得严重事故进程和后果的见解；
- b) 获得缓解策略的制定依据和设计准则；
- c) 评价缓解策略的有效性及其可能的负面后果。

7.1.2 严重事故分析的范围

严重事故分析的范围应尽可能涵盖 6.2.1 中描述的所有威胁谱。

7.1.3 严重事故分析的方法

对于严重事故管理，获得对核电厂最真实的物理响应过程是很重要的。因此严重事故分析应采用最佳估算方法。同时，应适当考虑在确定现象发生的时间和严重程度中存在的不确定性。这种考虑应包括在事故进程中（如高压熔堆）和在恢复阶段（如由于向过热的堆芯注水所导致的蒸汽和氢气的生成）的现象理解的不确定性。

7.2 设备和仪器仪表的可用性分析

应调查研究设备和仪器仪表在严重事故环境下的可用性，并尽可能保证严重事故管理导则中使用的主要设备和仪器仪表在严重事故下是可用的。如无法确信某些必要的设备和仪器仪表的可用性，应预先考虑这些设备和仪器仪表的替代手段或后备的应对措施，并在严重事故管理导则中给出。

设备可用性分析所使用的环境条件应基于对严重事故后果的见解。应考虑到局部环境条件可能与整体环境条件不同,因此在整体环境条件下所作合格鉴定的设备和仪器仪表在局部环境下可能不能恰当地实现其功能。在可用性分析时应考虑严重事故状态下设备使用的时间窗口。

在可能的条件下,预计在严重事故中运行的设备应该通过试验、实验或工程分析,以合理的可信度表明能够在严重事故工况下实现设计意图。

7.3 可居留性和可达性分析

在制定严重事故管理导则时,应考虑执行者、评估者和决策者所处位置的可居留性以及与其他相关区域(例如就地操作区域、到达路径)的可达性。应调查主控室和其他相关区域内预期的环境条件是否对人员有所限制。应确定这些状况对严重事故管理导则的执行有何影响,还应考虑由于剂量原因需要替换工作人员的需求。

8 严重事故管理导则的实施

8.1 严重事故管理职责

8.1.1 责任组织

8.1.1.1 严重事故管理导则应是核电厂整体应急安排的组成部分。严重事故管理导则的执行是核电厂应急响应组织的职责。应该清晰定义严重事故管理中所包括的应急响应组织不同成员的作用和职责,并确保成员之间的协调。

8.1.1.2 严重事故管理的职责应与应急计划中规定的职责相一致,在有必要时应根据严重事故管理的需要对应急计划进行修订。关于应急组织职能与机构的要求参见 GB/T 17680.6。

8.1.2 人员分类

8.1.2.1 严重事故管理所涉及的人员的职责划分应分三个类别进行考虑:

- a) 执行者(必要的设备运行,包括设备运行的验证;负责这些职责的人员通常称为“执行者”,一般情况下即主控室人员);
- b) 评估者(评价核电厂的状态,识别可能的行动,评估这些行动可能的影响,建议要采取的行动,实施后评价行动的后果;负责这些职责的人员通常称为“评估者”,一般情况下即技术支持部门人员);
- c) 决策者(决策:批准实施建议的行动;负责这些职责的人员通常称为“决策者”)。

8.1.2.2 决策者应确保理解他们所作决策中的后果和不确定性;执行者应确保理解他们被要求完成的行动;评估者应确保理解他们提出建议所依赖的技术基础。

8.1.2.3 应定义各类人员之间的信息交换规则和沟通机制。

8.1.3 执行者职责

8.1.3.1 在严重事故缓解阶段,主控室人员应只担任“执行者”的职责。应在某个特定时间点将事故管理决策的职责从严重事故预防阶段的主控室人员转移到严重事故缓解阶段的更高层的管理者。

8.1.3.2 主控室人员应基于他们对核电厂设备和仪器仪表能力的认识、他们在培训中获得的特殊技能,以及他们可能经历过的事事故早期阶段,为技术支持部门的评估提供输入。原则上,应寻求主控室人员的观察或评价与技术支持部门的评估或建议之间的共识。主控室人员不应等待技术支持部门提问或指令,而应主动与技术支持部门交流他们认为有用的见解和发现。

8.1.3.3 严重事故管理导则不应以与操纵员执照要求不相符的方式分配职责。然而，不应将操纵员限制在执照要求的职责上，而应在有用或必要的地方使其职责适应严重事故管理。比如，应允许操纵员在适当的控制和监督下不必遵循正常操作的限制和条件去缓解严重事故。

8.1.3.4 在将决策职权转移到更高层时，应特别说明可以或应该保持在主控室中的行动和功能，以及可由主控室人员独立决定的动作和功能（比如维持支持条件和对某些报警进行响应）。也应详细说明不应由主控室人员自行完成的行动（如启动主要设备）。

8.1.4 评估者（技术支持部门）的职责

8.1.4.1 在严重事故缓解阶段，应由技术支持部门负责实施评估，并为决策层提出缓解行动的建议。对于部分不产生重大厂外效应的决策，也可由技术支持部门自行做出。

8.1.4.2 负责技术支持的人员应详细了解严重事故管理导则，并且他们应能获得关于核电厂状态的信息。他们应对严重事故管理导则中处理的严重事故现象有很好的了解。同时，在严重事故管理措施已经启动的情况下，他们应负责监测这些措施的有效性。技术支持团队应与主控室人员进行广泛的交流，以便能够获得更多关于核电厂能力的专门知识和见解。

8.1.5 决策者的职责

8.1.5.1 在严重事故缓解阶段，应将决策职权赋予更高层的管理者（比如应急总负责人）。应授权给“决策者”，根据技术支持部门提出的建议，或者必要时根据负责人自己的分析决定实施严重事故管理措施。

8.1.5.2 “决策者”应广泛的了解核电厂实际状态以及应急响应有关的其他方面，包括对厂外效应的了解。

8.2 验证和确认

8.2.1 应对严重事故管理导则进行验证，以确认所编制的严重事故管理导则的正确性，并保证已经恰当的结合了技术和人为的因素。

8.2.2 在编制阶段按照质量保证规定对严重事故管理导则的审查是验证过程中的一部分。为加强验证过程应进行独立审查。

8.2.3 应对严重事故管理导则进行确认。应确认经过培训的工作人员能够遵循导则中说明的行动以缓解严重事故。

8.2.4 确认严重事故管理导则可能的方法是应用全范围模拟机（如果可用）、工程模拟机、其他分析工具或桌面演习方法，应选择最合适的方法。应进行现场测试以确认设备的使用情况。应制定描述大量比较现实和复杂的事故情景，以确认严重事故管理导则可被运用。事故情景应包含现象严重程度和时间的不确定性（事故进程造成的现象和恢复行动引起的现象）。

8.2.5 应由非导则制定人员对严重事故管理导则进行确认。建议确认严重事故管理导则的人员为严重事故管理导则的使用人员。

8.2.6 对于验证和确认过程中的发现和见解进行记录，从而在核电厂将严重事故管理导则实施之前为导则的制定者提供反馈意见，以便进行必要的修订。

8.3 教育和培训

8.3.1 参与培训的人员

应为参与严重事故管理的人员包括核电厂的管理和决策层，制定具体的培训目标和需求。培训应与职能任务和职责相配合，因此应在严重事故管理导则中的关键职能即技术支持部门评估人员、决策者和执行者中提供深入的培训。

8.3.2 培训计划

应制定详细的严重事故管理导则培训计划。培训计划的制定应考虑使用系统化的培训方法。应制定初始培训计划和再培训计划。再培训计划应定期进行。

8.3.3 训练和演习

8.3.3.1 应根据严重事故管理导则开展相应的训练和演习。应将训练和演习的结果反馈到培训大纲中，在可行的情况下，应反馈到导则以及事故管理的组织方面。

8.3.3.2 判断演习的有效性不应是责任者是否可以重新控制核电厂，而应是人们可以理解和领会核电厂中发生的事件，能以可控的方式处理复杂情况和非预期事件，可以得到合理的决策，以及可以采取一系列合理的行动等。

中 华 人 民 共 和 国
能 源 行 业 标 准
核电厂严重事故管理导则的编制和实施
NB/T 20369—2016

*

核工业标准化研究所出版发行
北京海淀区骚子营 1 号院
邮政编码：100091
电 话：010-62863505
机械工业信息研究院印制部印刷
版权专有 不得翻印

*

2016 年 7 月第 1 版 2016 年 7 月第 1 次印刷
印数 1—100 定价 32.00 元