ICS 点击此处添加ICS号

CCS点击此处添加中国标准文献分类号

**T/CNS**

中国核学会团体标准

T/CNS XXXX—XXXX

|  |
| --- |
|  |

高温气冷堆核动力厂水淹概率安全分析

Internal flooding probabilistic safety assessment for high temperature gas cooled reactor nuclear power plant

|  |
| --- |
| （征求意见稿） |
| 本稿完成日期：2025年7月 |

XXXX - XX - XX发布

XXXX - XX – XX 实施

中国核学会   发布

目  次

[目  次 I](#_Toc11437)

[前  言 II](#_Toc30833)

[1 范围 1](#_Toc9953)

[2 规范性引用文件 1](#_Toc24138)

[3 术语和定义及缩略语 1](#_Toc18454)

[3.1 术语和定义 1](#_Toc4619)

[3.2 缩略语 2](#_Toc14286)

[4 高温气冷堆核动力厂内部水淹PSA技术要求 2](#_Toc11923)

[4.1 总则 2](#_Toc31045)

[4.2 内部水淹核动力厂区域划分（IFPP） 3](#_Toc5792)

[4.3 内部水淹源的确定和表征（IFSO） 4](#_Toc26350)

[4.4 内部水淹情景的建立（IFSN） 5](#_Toc23254)

[4.5 内部水淹导致的始发事件（IFEV） 7](#_Toc30419)

[4.6 内部水淹事件序列和定量化（IFESQ） 9](#_Toc2350)

[5 同行评估 10](#_Toc30424)

[参考文献 11](#_Toc30878)

前  言

本文件按照GB/T 1.1—2020《标准化工作导则 第1部分：标准化文件的结构和起草规则》的规定起草。

请注意本文件的某些内容可能涉及专利。本文件的发布机构不承担识别专利的责任。

本标准由中国核学会提出。

本标准由核工业标准化研究所归口。

本标准起草单位：中核能源科技有限公司，清华大学核能与新能源技术研究院

本标准主要起草人：。

高温气冷堆核动力厂水淹概率安全分析

1. 范围

本文件规定了高温气冷堆核动力厂水淹概率安全分析（PSA）的技术要求。

本文件适用于高温气冷堆核动力厂，其他堆型核动力厂可参照执行。

1. 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。

|  |  |
| --- | --- |
| NB/T 20037.3 | 应用于核动力厂的概率安全评价 第3部分：水淹 |
| NB/T 20037.11 | 应用于核动力厂的一级概率安全评价 第11部分：功率运行内部事件 |

1. 术语和定义及缩略语
   1. 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。

* + 1. 水淹区域  flood area

通过把核动力厂划分成若干实体隔离的区域来定义水淹区域。水淹区域边界能延迟、限制或阻止水淹向相邻区域漫延。

* + 1. 水淹情景 flood scenario

描述水淹事件的一组要素。

注：这些要素通常包括水淹发生时的运行状态、水淹区域、水淹源、水淹类型（比如喷淋、水淹、大水淹等），还包括水淹漫延、水淹损坏的SSC和始发事件在内的水淹影响，以及操纵员和缓解系统的响应等。

* + 1. 内部水淹 internal flood

由核动力厂内水淹源，如管道、水箱、热交换器等引起的水淹事件。

* + 1. 喷淋 spray

液体直接喷射或飞溅到设备上，尤其是电气设备上，可能影响设备的绝缘或因液体渗入设备后导致内部电路短路，从而导致设备失效的一种水淹效应。

* + 1. 淹浸 submergence

设备所在区域的水位超过设备底部，导致设备被水淹没/浸泡的一种水淹效应。

* + 1. 现场巡访 walkdown

对核动力厂系统和部件所在现场区域的检查及对核动力厂人员的访谈，以确保规程、图纸、设备位置和运行状态的正确性，并确定在事故工况下环境对设备的影响或系统对设备的影响。

* 1. 缩略语

下列缩略语适用于本文件。

IFEV：内部水淹导致的始发事件。

IFPP：内部水淹核动力厂区域划分。

IFESQ：内部水淹事件序列和定量化。

IFSN：内部水淹情景的建立。

IFSO：内部水淹源的确定和表征。

POS：核动力厂运行状态

1. 高温气冷堆核动力厂内部水淹PSA技术要求
   1. 总则

本章的目的是为高温气冷堆核动力厂内部水淹PSA模型开发提供技术要求，并使得内部水淹PSA模型能够用于支持核动力厂风险指引型决策。4.2～4.6按照内部水淹PSA要素，确定其主要目标，并明确各要素的高层次要求及相应的支持性要求。本章从以下方面给出核动力厂内部水淹PSA的明确技术要求：

1. 内部水淹核动力厂区域划分（IFPP）；
2. 内部水淹源的确定和表征（IFSO）；
3. 内部水淹情景的建立（IFSN）；
4. 内部水淹导致的始发事件（IFEV）；
5. 内部水淹事件序列和定量化（IFESQ）。

内部水淹PSA开发的过程及其中各要素之间的关系见图1。需要说明的是内部水淹PSA开发是一个迭代过程，图1表明的只是一般性过程，并不表示这些要素之间是绝对的先后或先决条件关系，也不表示所有内部水淹PSA需完全按以下过程进行。



图1 内部水淹PSA过程

* 1. 内部水淹核动力厂区域划分（IFPP）
     1. 目标

根据特定核动力厂的实体布置和分隔识别可能发生内部水淹的核动力厂区域。核动力厂区域划分为定义水淹区域、开展水淹情景和水淹导致的事件序列分析等提供了框架。

* + 1. 要求

要求见表1～表3。

表1 核动力厂区域划分要素的高层次要求

|  |  |
| --- | --- |
| 编码 | 要求 |
| HLR-IFPP-A | 应确定核动力厂内一组合理完整的水淹区域 |
| HLR-IFPP-B | 应按与适用的支持性要求一致的方式编制文件 |

表2 高层次要求HLR-IFPP-A的支持性要求

|  |  |
| --- | --- |
| 高层次要求编码 | 要求 |
| HLR-IFPP-A | 应确定核动力厂内一组合理完整的水淹区域 |
| 支持性要求编码 | 要求 |
| IFPP-A1 a | 通过把核动力厂划分成若干实体隔离的区域来定义水淹区域。水淹区域是核动力厂或厂房的一部分，其边界能延迟、限制或阻止水淹向相邻区域漫延  需识别内部水淹PSA范围内因POS变化而引发的以下改变：防水淹屏障，水淹源，水淹漫延路径，以及设备易受水淹影响的程度 |
| IFPP-A2 | 对于有共用系统或构筑物的多模块反应堆核动力厂，若可行，将共用区域包括进来 |
| IFPP-A3 b | 应使用能反映建造状态和运行状态的核动力厂信息源确定水淹区域 |
| IFPP-A4 b,c | 核实从核动力厂信息资源中获得信息的正确性，并获取或核实以下信息a：  a) 确定水淹区域所需的空间信息；  b) 确认水淹区域过程中考虑的核动力厂设计特征 |
| IFPP-A5 | 确定与确定水淹区域相关的假设，并识别相关不确定性的来源  对尚未建造的核动力厂开展PSA时，需识别因缺乏实际建造细节而做出的假设，这些假设可能影响水淹区域的划分 |
| a 对于涉及多个POS的PSA数据收集，需验证核动力厂各POS下的配置。需注意，防水淹屏障布置、水淹漫延路径及设备易受水淹影响的程度可能因不同POS而存在差异。例如，包括：临时开启或受损的危险门（如防水门），排水井盖的开启状态，新增的水淹源（如施工临时排水点）。  b 对于在役核动力厂，需基于实际建造和运行的核动力厂特定数据集，评估内部水淹PSA的充分性（即详细程度、准确度和现实性）。对于设计阶段进行的PSA，需基于设计信息和其他支持PSA分析的可用数据对其范围和详细程度进行充分性判断。  C 现场巡访可与支持性要求IFSO-A6、IFSN-A15 和 IFESQ-A10 结合进行。 | |

表3 高层次要求HLR-IFPP-B的支持性要求

|  |  |
| --- | --- |
| 高层次要求编码 | 要求 |
| HLR-IFPP-B | 应按与适用的支持性要求一致的方式编制文件 |
| 支持性要求编码 | 要求 |
| IFPP-B1 | 将内部水淹核动力厂区域划分按便于 PSA 应用、升级和同行评估的方式编制成文件 |
| IFPP-B2 | 将确定水淹区域的过程编制成文件，通常包括：  a) 要分析的水淹区域及不再进一步分析区域的理由；  b) 用于支持核动力厂区域划分的所有巡访信息；  c) 内部水淹PSA范围内核动力厂POS变化对水淹区域划分的影响 |
| IFPP-B3 | 将与内部水淹核动力厂区域划分相关的假设和模型不确定性来源信息编制成文件 |

* 1. 内部水淹源的确定和表征（IFSO）
     1. 目标

确定和表征可能导致放射性释放的内部水淹源。表征水淹源，包括识别水淹导致的设备失效模式及相关水淹机理等，是定义水淹情景的必要先决条件。

* + 1. 要求

要求见表4～表6。

表4 内部水淹源的确定和表征要素的高层次要求

|  |  |
| --- | --- |
| 编码 | 要求 |
| HLR-IFSO-A | 应确定和表征水淹区域内的潜在水淹源及相关水淹机理，支持水淹情景的定义 |
| HLR-IFSO-B | 应按与适用的支持性要求一致的方式编制文件 |

表5 高层次要求HLR-IFSO-A的支持性要求

|  |  |
| --- | --- |
| 高层次要求编码 | 要求 |
| HLR-IFSO-A | 应确定和表征水淹区域内的潜在水淹源及相关水淹机理，支持水淹情景的定义 |
| 支持性要求编码 | 要求 |
| IFSO-A1 | 对每一水淹区域，确定潜在的水淹源a，包括：  a) 位于该区域内与流体系统（如循环水系统、厂用水系统、设备冷却水系统、消防水系统、给水系统、凝结水和蒸汽系统、反应堆冷却剂系统及其他高能管线）相连的设备（如管道、阀门、泵）；  b) 位于该区域内的核动力厂内部水淹源（如水箱或水池）；  c) 与某些厂内系统或构筑物相连通的核动力厂外部水淹源（如水库或河流）；  d) 内部水淹PSA范围内不同POS下的水淹源； |
| IFSO-A2 | 对于有共用系统或构筑物的多模块反应堆核动力厂，分析范围应包括可能影响多模块的水淹源 |
| IFSO-A3 | 如果进行筛选，不应筛除包含 IFSO-A1 和 IFSO-A2 所述水淹源或属于水淹漫延路径的水淹区域 |
| IFSO-A4 b | 对每一潜在的水淹源，确定可能导致水或蒸汽释放的水淹机理。包括：  a) 管道、水箱、法兰、膨胀节、配件、密封件等部件的失效模式；  b) 人员引起的水淹机理，可能导致水箱满溢或流体通过维修开口的外流；  c) 消防系统的误启动；  d) 其他造成水排入该水淹区域的事件 |
| IFSO-A5 | 对每一水源及该水源的失效机理，确定水外流的特性和水源的水量。包括：  a) 破口的特征，包括类型（如泄漏、破裂、喷淋）；  b) 适用的流量范围；  c) 水源的容量；  d) 水源的压力和温度 |
| IFSO-A6 c, d | 对于已建成的核动力厂开展PSA时，需进行核动力厂现场巡访，以核实从核动力厂信息来源中获得信息的正确性，并确定或核实水淹源的位置以及泄漏路径 |
| IFSO-A7 | 确定与水淹源的确定和表征相关的假设，并识别相关不确定性来源 |
| a 水淹源通常指水，本文件中的要求通常按水源来给出，但是其他流体源也要考虑。需注意PSA范围内不同POS的水淹源可能会不同。  b 与低功率及停堆工况相关的POS下更有可能发生由维修引发的水淹。  C 现场巡访可与支持性要求IFPP-A4、IFSN-A15 和 IFESQ-A10 相结合进行。  d 对于在役核动力厂，需基于实际建造和运行的核动力厂特定数据集，评估内部水淹PSA的充分性（即详细程度、准确度和现实性）。对于设计阶段进行的PSA，需基于设计信息和其他支持PSA分析的可用数据对其范围和详细程度进行充分性判断。 | |

表6 高层次要求HLR-IFSO-B的支持性要求

|  |  |
| --- | --- |
| 高层次要求编码 | 要求 |
| HLR-IFSO-B | 应按与适用的支持性要求一致的方式编制文件 |
| 支持性要求编码 | 要求 |
| IFSO-B1 | 将内部水淹源按便于 PSA 应用、升级和同行评估的方式编制成文件 |
| IFSO-B2 | 将确定水淹源的过程编制成文件，通常包括：  a) 确定的水淹源、使用的识别原则及需要进一步分析的水淹源清单；  b) 分析中用到的筛选准则；  c) 用于支持或细化水淹评估的计算或其他分析；  d) 用于支持水淹源确定和筛选的所有巡访信息  e）内部水淹PSA范围内核动力厂POS变化对水淹源特征的影响 |
| IFSO-B3 | 将与内部水淹源相关的假设和模型不确定性来源信息编制成文件 |

* 1. 内部水淹情景的建立（IFSN）
     1. 目标

确定可能导致放射性释放的内部水淹情景。应系统地枚举水淹情景，目的是避免忽略潜在的重要水淹情景。建立水淹情景的重要因素包括确定水淹区域和水淹源、水淹速率、水量、防水淹屏障、水淹漫延路径、中止水淹和缓解水淹后果的操纵员响应、水淹对设备的损坏和对核动力厂运行的影响，以及评估风险影响所需的其他水淹特征。

* + 1. 要求

要求见表7～表9。

表7 内部水淹情景的建立要素的高层次要求

|  |  |
| --- | --- |
| 编码 | 要求 |
| HLR-IFSN-A | 对每一水淹源，应通过识别水的漫延路径和受影响的 SSC，建立水淹情景 |
| HLR-IFSN-B | 应按与适用的支持性要求一致的方式编制文件 |

表8 高层次要求HLR-IFSN-A的支持性要求

|  |  |
| --- | --- |
| 高层次要求编码 | 要求 |
| HLR-IFSN-A | 对每一水淹源，应通过识别水的漫延路径和受影响的 SSC，建立水淹情景 |
| 支持性要求编码 | 要求 |
| IFSN-A1 a，b | 对每一水淹区域和水淹源，识别从该水淹源区域到其聚集区域的漫延路径  内部水淹PSA的分析范围内不同特定核动力厂POS的水淹漫延路径 |
| IFSN-A2 a,c | 对每一水淹区域和水淹源，识别能够终止或抑制水淹漫延的核动力厂设计特征。包括：  a) 水淹报警；  b) 水淹防护堤、围堰、地坑（即积聚和贮存水的实体构筑物）；  c) 排水设施（即能起到排水作用的实体构筑物）；  d) 地坑泵、防喷淋屏障、水密门；  e) 可以自动或手动操作的爆破盘或挡板 |
| IFSN-A3 a | 对每一水淹区域和水淹源，识别能够终止或抑制水淹漫延的核动力厂自动响应或操纵员响应 |
| IFSN-A4 | 估算排水设施的排水能力和地坑、廊道、护堤、围堰的容水量，并在估算水量和评估水淹对SSC的影响时考虑 |
| IFSN-A5 | 对于应用其他内部水淹支持性要求（例如 IFSO-A3，IFSN-A12）没有筛除的水淹区域，确定每一水淹区域及其漫延路径上在功率运行内部事件 PSA模型中模化的 SSC，以及受水淹影响后对反应堆安全构成挑战的其他 SSC。对每一确定的SSC，按照 IFSN-A6 确定其易受水淹影响的程度，识别其在该水淹区域内的空间位置和水淹缓解设施（如防护罩、耐淹浸或喷淋能力等级） |
| IFSN-A6 | 对于按照 IFSN-A5 确定的 SSC，确定淹浸和喷淋两种失效机理对 SSC 的影响程度 |
| IFSN-A7 | 在确定水淹导致的失效机理对 SSC 的影响程度时（参见IFSN-A6），只有当以下信息的一项或适当组合可证明其功能不受影响时，才认为该 SSC 可用：  a) 试验或运行数据；  b) 工程分析；  c) 专家判断 |
| IFSN-A8 | 识别水淹区域间的漫延路径，包括：  a) 通过排水管线的正常流径发生漫延；  b) 通过有失效逆止阀的排水管线、管道和电缆贯穿件（含电缆桥架）、门、楼梯间、出入口和空调通风管的回流发生漫延  要考虑由水淹载荷造成结构损坏（如门或墙）的可能性 |
| IFSN-A9 | 按照成功准则（SC）的适用要求，对水淹速率、设备受损时间及SSC的结构能力进行必要的工程计算 |
| IFSN-A10 d, e | 检查水淹区域和漫延路径上的设备和相关核动力厂设施，考虑适用的水淹缓解系统或操纵员行动，并确定易受影响的 SSC，以建立水淹情景。应考虑的因素包括水淹区域、水淹源、水淹速率、水淹漫延路径、水淹对 SSC 的影响，以及在水淹发生、缓解和终止时考虑的人员行动  在设计阶段进行的内部水淹PSA中，确保水淹情景的详细程度与PSA引用的设计信息的详细程度一致 |
| IFSN-A11 | 对于有共用系统或构筑物的多模块反应堆核动力厂，分析范围应包括多模块水淹情景  需识别与水淹情景相关的共用设施中具体组合的反应堆模块或放射性来源。 |
| IFSN-A12 f | 如果进行筛选，可定性筛除以下水淹区域：该区域的水淹不会引起始发事件，也无需核动力厂立即停堆，且满足以下任一条件：  a) 本区域及水淹能漫延到的相邻区域中没有 PSA 模化的设备和其可用所必需的设备；  b) 区域内没有足以（如通过喷淋、淹浸或其他适用的失效机理）导致位于本区域及水淹能漫延到的相邻区域内按照 IFSN-A5 确定设备失效的水淹源；  c) 区域内的所有水淹源都满足 IFSN-A13 或 IFSN-A14  筛除的水淹区域仍需考虑其作为其他水淹区域间漫延路径的可能性  筛选时不应考虑防止区域间漫延的屏障失效的作用（即在筛选时，不应将这一失效当作区域排水的手段来考虑)  应说明采用的任何其他定性筛选标准的合理性 |
| IFSN-A13 f, g | 如果进行筛选，对于按照 IFSN-A12 未能筛除的水淹区域，可定性筛除以下水淹源：该水淹源在水淹区域内导致的有限水淹不会引起始发事件，也无需核动力厂立即停堆，且同时满足以下条件：  a) 该水淹区域设有水淹缓解系统（如排水设施或地坑泵），能够防止出现不可接受的水淹高度；  b) 极限水淹不会导致水淹缓解系统或防止放射性释放必需的SSC失效；  c) 水淹不向其他水淹区域漫延  对于给定的水淹区域，如果其中的所有水淹源都满足以上准则，那么该水淹区域可被筛除只有在确信水淹缓解系统的能力和可靠性时，才能在筛选时考虑水淹缓解系统的作用 |
| IFSN-A14 f, g | 如果进行筛选，对于按照 IFSN-A12 或IFSN-A13 未能筛除的水淹区域和水淹源，可使用可能的人员响应行动来定性筛除同时满足下列条件的水淹源：  a) 控制室里有水淹指示信号；  b) 水淹源能被隔离；  c) 对于最严重（即对人员响应行动最具挑战性）的水淹事件，采取的人员响应行动具有高可靠性。可靠性结论需通过论证说明（例如行动由规程指引，有足够的响应时间，区域可达，有充足的人力来采取行动等） |
| IFSN-A15 h | 应进行核动力厂现场巡访，核实核动力厂信息来源中信息的正确性，并获取或核实以下信息：  a) 每一确定水淹区域内的 SSC；  b) 每一确定水淹区域内的 SSC 适用的水淹缓解设施（如排水设施、防护罩等）；  c) 水淹漫延路径 |
| IFSN-A16 | 确定与水淹情景建立相关的假设，并识别相关不确定性的来源 |
| a 确定水淹漫延路径是一个迭代过程，因此，IFSN-A1、IFSN-A2、IFSN-A3 通常并行开展，不一定有先后次序。  b 在低功率及停堆工况时，POS的自动响应可能与满功率运行时存在差异。例如，水淹情景可能源于无人监控的情况（如注水操作进行或工作人员休息时）。  C 应详细评估水淹缓解措施对每个POS的依赖性，以及这些措施在特定POS下失效的可能性。  d 在每个POS下水淹情景可能不同。  e 对于在役核动力厂，需基于实际建造和运行的核动力厂特定数据集，评估内部水淹PSA的充分性（即详细程度、准确度和现实性）。对于设计阶段进行的PSA，需基于设计信息和其他支持PSA分析的可用数据对其范围和详细程度进行充分性判断。  f 水淹区域和水淹源的筛选不是必需的，筛选的程度也可由分析人员自行选择。为了提高定性筛选的效率，筛选时对水淹影响可进行保守考虑。例如保守考虑水淹速率、水量、屏障有效性、缓解作用、水淹导致的失效机理对 SSC 的影响程度等，并对其进行包络假设。IFSN-A13和 IFSN-A14 中对水淹区域和水淹源的定性筛选准则可与水淹情景的保守考虑一同使用。对于按照 IFSN-A12、IFSN-A13 或 IFSN-A14未能筛除的水淹区域和水淹源，需建立相应的水淹情景。如无特别说明，HLR-IFEV-A 和 HLR-IFESQ-A 针对水淹情景的支持性要求都要求对水淹情景的描述和枚举需符合实际情况。  g 为提高筛选效率，可在梳理全部相关水淹情景前进行水淹源和水淹区域的筛选。在定义 IFSN-A13 中的极限水淹和 IFSN-A14 中的最严重水淹时，应确保考虑和包络了所有与定义水淹情景相关的参数。  h 现场巡访可与IFPP-A4、IFSO-A6 和IFESQ-A10 相结合进行。 | |

表9 高层次要求HLR-IFSN-B的支持性要求

|  |  |
| --- | --- |
| 高层次要求编码 | 要求 |
| HLR-IFSN-B | 应按与适用的支持性要求一致的方式编制文件 |
| 支持性要求编码 | 要求 |
| IFSN-B1 | 将对内部水淹情景的建立按便于 PSA 应用、升级和同行评估的方式编制成文件 |
| IFSN-B2 | 将建立水淹情景的过程编制成文件，通常包括：   1. 水淹漫延路径，以及识别和排除漫延路径所使用的假设、计算或其他根据； 2. 分析中采信的水淹缓解设施和屏障，以及相关的证实过程； 3. 考虑、筛除和保留下来的水淹情景； 4. 分析中用到的筛选准则； 5. 确定水淹导致的失效机理时使用的假设、论证和计算（例如对在模化的水淹情景中 SSC 不受水淹导致的失效机理影响的论证）； 6. 关于如何修改内部事件模型来模化保留下来的水淹情景的描述； 7. 用于支持或细化水淹评估的计算或其他分析； 8. 用于支持水淹情景的确定和筛选的所有巡访信息; 9. 内部水淹PSA范围内核动力厂POS变化对水淹情景的影响 |
| IFSN-B3 | 将与内部水淹情景相关的假设和模型不确定性来源信息编制成文件 |

* 1. 内部水淹导致的始发事件（IFEV）
     1. 目标

为每个可能导致放射性释放的水淹情景确定水淹导致的始发事件，并量化相应的始发事件频率。

假定按照4.4的要求未被筛除的水淹情景将被整合到PSA模型中，从而对水淹导致的事件序列进行定量化。在建立水淹情景涉及的因素中，对定义水淹导致的始发事件充分且必要的因素，都应符合4.5的要求，包括水淹频率、受水淹影响的SSC的失效机理，以及可能用于防止SSC损坏的操纵员行动。对于建立水淹情景所涉及的其他因素，如果作为水淹导致始发事件后果的缓解手段考虑，应在水淹导致的事件序列定量化中考虑，并应符合4.6的要求。

* + 1. 要求

要求见表10～表12。

表10 内部水淹情景的建立要素的高层次要求

|  |  |
| --- | --- |
| 编码 | 要求 |
| HLR-IFEV-A | 应确定内部水淹导致的始发事件，并估算相应水淹情景的频率 |
| HLR-IFEV-B | 应按与适用的支持性要求一致的方式编制文件 |

表11 高层次要求HLR-IFEV-A的支持性要求

|  |  |
| --- | --- |
| 高层次要求编码 | 要求 |
| HLR-IFEV-A | 应确定内部水淹导致的始发事件，并估算相应水淹情景的频率 |
| 支持性要求编码 | 要求 |
| IFEV-A1 | 当下列条件成立时，才能对IFSN-A10中确定的水淹情景进行分组归并：  a) POS、核动力厂响应、成功准则、事故的时间进程，以及对操纵员和相关缓解系统的可运行性和性能的影响是相类似的； 或  b) 可用组内最不利情况的后果包络水淹情景，且分组归并对重要事件序列的识别无影响 |
| IFEV-A2 | 对按照IFEV-A1定义的每一水淹情景或水淹情景组，确定相应的始发事件组，并确定响应该始发事件所需 SSC 由水淹导致的失效机理。应考虑水淹导致瞬态或 LOCA 的可能性  如果没有合适核动力厂始发事件组，则建立新的始发事件组 |
| IFEV-A3 | 通过审查相关行业运行经验及停堆工况期间发生水淹情景的核动力厂营运单位事件报告，估算PSA模型中包含的每个POS由水淹引发的始发事件频率 |
| IFEV-A4 | 对于有共用系统或构筑物的多模块反应堆核动力厂，进行水淹导致的始发事件定义和分组时应包括多模块对SSC的影响  需识别与水淹引发的始发事件相关的共用设施中具体组合的反应堆模块或放射性来源。 |
| IFEV-A5 | 考虑定义水淹导致的始发事件时涉及的水淹缓解设施的失效概率，估算水淹导致的每一个始发事件或始发事件组的频率 |
| IFEV-A6 | 收集对水淹导致的始发事件频率有影响的核动力厂设计、运行经验、及可能影响水淹始发事件频率的具体信息（如流体系统的材料状况、关于水锤的经验、维修引起的水淹）  应用以下信息中的一项或多项的组合，估算水淹导致的始发事件的频率：  a) 通用和特定核动力厂的运行经验；  b) 从通用数据源和特定核动力厂运行经验得到的管道、组件和储罐破裂失效率；  c) 对搜集到的特定核动力厂信息进行工程判断；  d) 人误引发的水淹机理，这些人误可能导致水箱满溢或流体通过维修开口的外流，以及消防系统误启动 |
| IFEV-A7 | 采用通用数据、核动力厂特定数据或进行工程判断，估算维修期间人员导致水淹的频率  若缺乏特定核动力厂的维修活动数据，需采用人员可靠性分析（HRA）方法，对预期维修活动进行评估，以估算人员导致的水淹频率 |
| IFEV-A8 | 确定与水淹导致的始发事件分析相关的假设，并识别相关不确定性的来源 |

表12 高层次要求HLR-IFEV-B的支持性要求

|  |  |
| --- | --- |
| 高层次要求编码 | 要求 |
| HLR-IFEV-B | 应按与适用的支持性要求一致的方式编制文件 |
| 支持性要求编码 | 要求 |
| IFEV-B1 | 将水淹导致的始发事件分析按便于 PSA 应用、升级和同行评估的方式编制成文件 |
| IFEV-B2 | 将确定水淹导致始发事件的过程编制成文件，通常包括：   1. 分析中采用的水淹频率、部件不可靠度/不可用度及人员失误概率（即内部水淹分析相关的特有数据取值）； 2. 用于支持或细化水淹评估的计算或其他分析； 3. 分析中用到的筛选准则 4. 内部水淹PSA范围内核动力厂POS变化对水淹导致始发事件的影响。 |
| IFEV-B3 | 将与内部水淹导致的始发事件相关的假设和模型不确定性来源信息编制成文件 |

* 1. 内部水淹事件序列和定量化（IFESQ）
     1. 目标

确定内部水淹导致的事件序列，并对放射性释放频率进行定量化。按照 4.4 中要求建立的水淹情景，在模化到 PSA 模型中之前，通常会进行确定、归并和筛选。未被筛除的水淹情景需要模化到 PSA 模型中。4.5从水淹导致的始发事件的角度模化这些水淹情景。本条的目的是阐述从水淹导致的事件序列的角度完成水淹情景模化的要求。

* + 1. 要求

要求见表13～表15。

表13 内部水淹事件序列和定量化分析要素的高层次要求

|  |  |
| --- | --- |
| 编码 | 要求 |
| HLR-IFESQ-A | 应量化内部水淹导致事故序列的释放类频率 |
| HLR-IFESQ-B | 应按与适用的支持性要求一致的方式编制文件 |

表14 高层次要求HLR-IFEV-A的支持性要求

|  |  |
| --- | --- |
| 高层次要求编码 | 要求 |
| HLR-IFESQ-A | 应量化内部水淹导致事故序列的释放类频率 |
| 支持性要求编码 | 要求 |
| IFESQ-A1 | 对每一水淹情景，审查相关始发事件组的事件序列，从而确认事件序列模型的适用性  如果没有合适的事件序列，则对序列进行必要的修改，处理可能由水淹导致的特有事件序列 |
| IFESQ-A2 | 修改系统分析结果，从而将按照 IFSN-A6 确定的水淹导致的失效机理包括进来 |
| IFESQ-A3 | 如果需要额外的 SSC 数据分析支持水淹导致的事件序列定量化，则按照数据分析的要求进行分析 |
| IFESQ-A4 | 如果需要其他人员失误事件支持水淹情景的定量化，则按照人员可靠性分析的要求进行分析 |
| IFESQ-A5 | 对于水淹导致的事件序列中所有人员失误事件，采用适合所使用人员可靠性分析方法的方式，考虑不同水淹情景对控制室内外人员行动的行为形成因子（PSF）的影响，包括：  a) 额外的工作负荷和紧张程度（比非内部水淹导致的类似序列中的高）；  b) 提示信号的可用性；  c) 水淹对事件序列缓解、所需响应、时间进程和恢复行动的影响（如可达性受限、人身伤害的可能性）；  d) 专门针对水淹的工作辅导和培训（如规程、演练） |
| IFEV-A6 | 按照适用于水淹导致的事件序列的要求，对内部水淹事件序列进行定量化 |
| IFEV-A7 | 定量化分析范围应包括由以下失效组成的事件序列：  a) 由水淹引起的失效；  b) 由与水淹无关原因导致的、可能影响核动力厂对水淹导致的始发事件的缓解能力的失效，包括设备失效、维修造成的不可用、共因失效及其他可信原因 |
| IFESQ-A8 | 在定量化中适当考虑水淹的直接影响（如因相关管道破裂导致丧失一列厂用水冷却）和间接影响（如淹浸、喷淋等） |
| IFESQ-A9 a, b | 需进行核动力厂现场巡访，以核实从核动力厂信息资源中获得信息的正确性，并获取或核实以下与水淹事件序列定量化相关问题的输入：  a) 工程分析；  b) 人员可靠性分析；  c) 喷淋或其他适用的影响评估；  d) 筛选结果 |
| IFESQ-A10 c | 确定与水淹导致的事件序列定量化相关的假设，并识别相关参数和模型的不确定性来源，包括按照 IFPP-A5、IFSO-A7、和IFSN-A16 的要求确定假设和识别的不确定性，以及对来源于内部事件 PSA 模型的部分事件序列确定假设和识别的不确定性 |
| IFESQ-A11 c | 估算整个内部水淹释放类频率结果的不确定性区间。估算与参数不确定性相关的不确定性区间 |
| IFESQ-A12 c | 分析按照 IFESQ-A10 确定的相关假设和识别的模型不确定性是如何影响 PSA 模型的（例如引入新的基本事件、改变基本事件的概率、改变成功准则、引入新的始发事件等） |
| a 现场巡访可与IFPP-A4、IFSO-A6 和IFSN-A15 相结合进行。  b 对于在役核动力厂，需基于实际建造和运行的核动力厂特定数据集，评估内部水淹PSA的充分性（即详细程度、准确度和现实性）。对于设计阶段进行的PSA，需基于设计信息和其他支持PSA分析的可用数据对其范围和详细程度进行充分性判断。  c 一般而言，水淹导致的事件序列由与下列因素相关的始发事件和基本事件组合得到:   1. 水淹导致的始发事件； 2. 来源于内部事件 PSA 模型的部分事件序列（即这些基本事件与水淹情景无关，但对事件序列有贡献）。因此，影响定量化的不确定性来源不仅包括与水淹情景和水淹导致的始发事件相关的不确定性，还包括由内部事件 PSA 模型产生的不确定性。这些要求的范围包括影响水淹事件序列分析的所有不确定性来源。 | |

表15 高层次要求HLR-IFESQ-B的支持性要求

|  |  |
| --- | --- |
| 高层次要求编码 | 要求 |
| HLR-IFESQ-B | 应按与适用的支持性要求一致的方式编制文件 |
| 支持性要求编码 | 要求 |
| IFESQ-B1 | 将内部水淹事件序列和定量化按便于 PSA 应用、升级和同行评审的方式编制文件 |
| IFESQ-B2 | 将确定内部水淹事件序列和定量化的过程编制成文件，通常包括：  a) 用于支持或细化水淹评估的计算或其他分析；  b) 分析中用到的筛选准则；  c) 考虑、筛除和保留下来进行定量化的水淹导致的始发事件、事件序列和水淹情景；  d) 内部水淹分析结果，要求与适用要求一致；  e) 用于支持内部水淹事件序列定量化的巡访信息  f)内部水淹PSA范围内核动力厂POS变化对内部水淹事件序列定义和定量化的影响。 |
| IFESQ-B3 | 将与内部水淹情景分析相关的假设和模型不确定性来源信息编制成文件 |

1. 同行评估

除了同行评估组的组成和人员资质应满足核动力厂PSA同行评估的一般要求外，还应考虑内部水淹分析各技术要素相关的知识和经验因素。同行评估组应结合系统工程、相关外部事件的危险性评估及外部事件如何破坏核动力厂SSC等领域的经验。

内部水淹分析选取进行同行评估的内容通常包括被筛除水淹区域的一个抽样，以及对重要序列有贡献的水淹情景：

a)水淹导致的始发事件频率；

b)与每个水淹区域中确定的水淹源对应的水淹情景；

c)涉及向相邻区域漫延的水淹情景；

d)与每个水淹导致的失效机理（如喷淋、淹浸）对应的水淹情景；

e)对每类始发事件（如瞬态和 LOCA），选取一个对应的水淹情景。

参 考 文 献

|  |  |
| --- | --- |
| [1] ASME/ANS RA-Sb-2013 | Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications |
| [2] ASME/ANS RA-S-1.4-2013 | Probabilistic Risk Assessment Standard for Advanced Non-LWR Nuclear Power Plants |
| [3] EPRI 1019194 | Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment |
| [4] NB/T 20425-2017 | 核电厂内部水淹概率安全评价开发方法 |