

中 华 人 民 共 和 国 能 源 行 业 标 准

NB/T 20445.2—2017

应用于核电厂的二级概率安全评价 第 2 部分：功率运行内部事件

**Level 2 probabilistic safety assessment for nuclear power plant applications—
Part 2: Internal events at-power**

2017 - 04 - 01 发布

2017 - 10 - 01 实施

目 次

前言..... II

1 范围..... 1

2 规范性引用文件..... 1

3 技术要求..... 1

 3.1 总则..... 1

 3.2 一级和二级 PSA 接口分析..... 1

 3.3 安全壳性能分析..... 6

 3.4 严重事故进程分析..... 10

 3.5 安全壳事件树分析..... 14

 3.6 源项分析..... 22

 3.7 结果评价..... 24

 3.8 二级和三级 PSA 接口分析..... 25

4 同行评估..... 27

 4.1 概述..... 27

 4.2 一级和二级 PSA 接口分析..... 27

 4.3 安全壳性能分析..... 27

 4.4 严重事故进程分析..... 28

 4.5 安全壳事件树分析..... 28

 4.6 源项分析..... 28

 4.7 结果评价..... 28

 4.8 二级和三级 PSA 接口分析..... 28

参考文献..... 30

前 言

NB/T 20445《应用于核电厂的二级概率安全评价》分为以下4个部分：

- 第1部分：总体要求；
- 第2部分：功率运行内部事件；
- 第3部分：低功率和停堆工况内部事件
- 第4部分：外部事件

本部分为NB/T 20445的第2部分。

本部分按照GB/T 1.1—2009给出的规则起草。

本部分主要参考ASME/ANS RA-S-1.2:2014和NUREG-2122进行编制。

本部分由能源行业核电标准化技术委员会提出。

本部分由核工业标准化研究所归口。

本部分起草单位：中国核电工程有限公司、中广核工程有限公司、上海核工程研究设计院、苏州热工研究院有限公司。

本部分主要起草人：赵博、卢文魁、朱文韬、杨健、孙金龙、喻新利、魏玮、王高鹏、张冰、许以全、彭鹏伟。

应用于核电厂的二级概率安全评价 第2部分：功率运行内部事件

1 范围

NB/T20445的本部分规定了功率运行内部事件二级概率安全评价(PSA)的技术要求,以保证针对压水堆核电厂开发满足质量要求的功率运行内部事件二级PSA模型。

本部分适用于压水堆核电厂设计、建造和运行阶段的功率运行内部事件二级PSA。其他堆型的核电厂可参照执行。

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 20037.1 应用于核电厂的一级概率安全评价 第1部分：总体要求

NB/T 20037.11 应用于核电厂的一级概率安全评价 第11部分：功率运行内部事件

NB/T 20445.1 应用于核电厂的二级概率安全评价 第1部分：总体要求

3 技术要求

3.1 总则

第3章对功率运行工况内部事件二级PSA的各技术要素给出技术要求。第3章适用于功率运行工况内部事件二级PSA分析,其涵盖了从堆芯损伤直至放射性核素向环境释放的严重事故进程或者确认未发生大量放射性释放。

第3章包含了对于二级PSA的以下七个技术要素的具体要求:

- a) 一级和二级PSA接口分析(L1);
- b) 安全壳性能分析(CP);
- c) 严重事故进程分析(SA);
- d) 安全壳事件树分析(CT);
- e) 源项分析(ST);
- f) 结果评价(ER);
- g) 二级和三级PSA接口分析(L3)。

仅当需要将二级PSA的分析结果作为三级PSA分析输入时,才需对技术要素“二级和三级PSA接口分析(L3)”提出要求。若仅以确定放射性核素向环境释放为目的,则可对其不做要求。

3.2 一级和二级 PSA 接口分析

3.2.1 目的

一级和二级PSA接口分析的目的在于一级PSA和二级PSA之间有效传递信息。

一级和二级PSA接口分析的典型方式是将一级PSA事故序列（或者单个割集）进行归并，得到电厂损伤状态（PDS）或者等同的形式，以减少二级PSA分析序列的个数，并保留二级PSA分析所需的初始和边界条件。

3.2.2 要求

要求见表1～表4。

表1 一级和二级PSA接口分析的高层次要求

高层次要求编码	要求
HLR-L1-A	应规定一种有效的接口，用来确保一级PSA中的信息能够根据二级PSA的需要得到合理的考虑和补充。
HLR-L1-B	应采取一种能够将二级PSA分析所需要的所有必要信息（如一级PSA事故序列及其频率）从一级PSA传递至二级PSA的分析方法。
HLR-L1-C	对一级和二级PSA接口分析及其归并过程应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。

表2 高层次要求 HLR-L1-A 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-L1-A	应规定一种有效的接口，用来确保一级 PSA 中的信息能够根据二级 PSA 的需要得到合理的考虑和补充。
支持性要求编码	要求
SR-L1-A1	<p>识别堆芯损伤时能够影响严重事故进程、安全壳性能和放射性释放并且对于向二级 PSA 有效传递信息必要的物理特征^a。例如：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) RCS 状态（如 RCS 压力）； b) 应急堆芯冷却系统状态； c) 安全壳隔离系统状态； d) 安全壳热量导出系统状态； e) 安全壳完整性（如完好、旁路、失效）； f) 蒸汽发生器二次侧水位和压力、传热管完整性； g) 安全壳热力学状态（如安全壳压力）； h) 用于缓解事故的设备的可用性与可达性^b； i) 支持系统状态（如供电、冷却、HVAC）； j) 始发事件后堆芯损伤的时间（如相对于紧急停堆）； k) 其他非安全系统的状态； l) 一回路、安全壳及临近构筑物（如考虑）的设计和物理状态。
SR-L1-A2	<p>识别能够导致 SR-L1-A1 中的物理特征的一级 PSA 事故序列特征。例如：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 始发事件类型及后续事故序列特征，如： <ul style="list-style-type: none"> 1) 瞬态，可能导致 RCS 高压； 2) LOCA，通常导致较低 RCS 压力； 3) 界面 LOCA 和 SGTR，导致安全壳旁路； 4) 蒸汽发生器二次侧安全阀卡开； 5) 反应性控制失效，导致能量产生与导出不匹配。 b) 相关性（如 SR-L1-B2 中所示）。 c) 安全壳保护系统的状态，如喷淋、氢气点火器/复合器、排放系统。 d) 厂址内其他机组以及机组之间共用系统的状态。 <p>参考文献[4]中给出了典型事故序列特征的例子。</p>

表2 高层次要求HLR-L1-A的支持性要求（续）

高层次要求编码	要求
HLR-L1-A	应规定一种有效的接口，用来确保一级 PSA 中的信息能够根据二级 PSA 的需要得到合理的考虑和补充。
支持性要求编码	要求
SR-L1-A3	<p>识别在 PSA 模型中考虑 SR-L1-A1 中的物理特征与 SR-L1-A2 中的事故序列特征的位置，例如：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 在一级 PSA 事件树中考虑； b) 在桥树（如果使用）中考虑； c) 在安全壳事件树（或等同形式）中考虑。 <p>如果在严重事故进程、安全壳性能和释放类的分析中排除了 SR-L1-A1 或 SR-L1-A2 中所识别的任何特征，应说明其合理性。</p>
SR-L1-A4	通过专家判断和/或工程分析识别可能影响一级和二级 PSA 接口分析的特定电厂因素 ^e 。支持性分析包括使用计算机程序或者手算的确定论计算。参见 HLR-SA-B 的用于选择合适计算工具的支持性要求。
SR-L1-A5	根据 SR-L1-A1、SR-L1-A2、SR-L1-A3 和 SR-L1-A4 中定义的特征，规定将一级 PSA 事故序列的信息和补充分析（如果有）的信息向二级 PSA 传递的具体方案。
<p>^aPDS 的特征及其选取原因与反应堆及安全壳的设计相关。例如，高的 RCS 压力（RPV 下封头失效时）影响 HPME 发生的可能性，对诱发 SGTR 及裂变产物在 RCS 内的沉积效率也很重要。反应堆冷却剂注入的状态与堆芯冷却可能性的评价相关，同时也可能影响用于冷却安全壳的换料水箱水装量和 RPV 下封头失效时堆腔中的水量。其他例子可参见参考文献[1]。</p> <p>^b考虑始发事件及一级 PSA 事故序列中的成功或失效事件可能会影响用于缓解事故的设备的可用性和可达性。</p> <p>^c可能存在并影响一级和二级 PSA 接口分析的特定电厂因素的例子包括：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 安全壳排放路径可能存在某些配置需要使用能动手段对其与其他系统或厂房的连接处进行隔离，以避免可燃性混合物排向不利的位置； b) 当开启卸压阀用于 RPV 卸压时，电厂在卸压阀设计上的差异（如气动、电磁驱动等）可能影响 RPV 压力； c) 安全壳喷淋的设计，包括使用移动泵。 <p>影响一级和二级 PSA 接口分析的特定电厂因素可能在二级 PSA 模型开发的各个环节（如 CET 的开发）中进行考虑。</p>	

表3 高层次要求 HLR-L1-B 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-L1-B	应采取一种能够将二级 PSA 分析所需要的所有必要信息（如一级 PSA 事故序列及其频率）从一级 PSA 传递至二级 PSA 的分析方法。
支持性要求编码	要求
SR-L1-B1	给出处理在 SR-L1-A2 b) 中所识别的一级 PSA 和二级 PSA 模型之间相关性的明确方法，例如： <ul style="list-style-type: none"> a) 在二级 PSA 中考虑； b) 扩展一级 PSA^a； c) 构建桥树； d) 通过 PDS 进行信息传递； e) 上述方法的综合。
SR-L1-B2	识别在一级 PSA 和二级 PSA 模型之间传递信息时需要考虑的相关性，例如： <ul style="list-style-type: none"> a) 始发事件和支持系统的相关性； b) 已发生的设备失效； c) 操纵员动作的相关性（包括可用时间及资源限制）； d) 功能相关性（包括电厂状态的降级）和共因相关性。
SR-L1-B3	在二级 PSA 模型中考虑 SR-L1-B2 中所识别的相关性。
SR-L1-B4	在二级 PSA 模型中考虑一级 PSA 事故序列的成功逻辑 ^b 。
SR-L1-B5	确定足够的一级 PSA 事故序列终态来现实地考虑对重要的释放类有贡献的事故序列，确保任一给定 PDS 的代表性序列与该 PDS 中其他序列的差异不至于影响最终结果（如源项、影响应急准备行动的裂变产物屏障的丧失进程、释放类的条件概率） ^c 。
SR-L1-B6	将一级 PSA 事故序列归入相应的序列组中，以便现实的在二级 PSA 模型中对主要二级 PSA 事故序列的分析所需要的 PDS 相关性及其他的电厂状态进行建模。
SR-L1-B7	将一级 PSA 中的所有堆芯损伤序列的频率传递到二级 PSA ^d 。
<p>^a扩展一级 PSA 是指根据二级 PSA 分析的需要通过增加一级 PSA 模型的分析范围以把对安全壳或严重事故缓解系统的评估与配置考虑进来。</p> <p>^b一级 PSA 事故序列的成功逻辑是指在布尔代数模型中代表事件树的“成功分支”的逻辑，其能够反映一级 PSA 事故序列终态的割集中在逻辑上被排除掉了的事件。</p> <p>^c在 SR-L1-A1 和 SR-L1-A2，以及 SR-L1-A4 中给出了引起 PDS 差异的因素的例子。</p> <p>^d对于单个序列频率贡献比例低于某一特定阈值（如总的 CDF 的 1%）的一级 PSA 事故序列，其频率可以整体归入一个或多个代表性的序列组。</p>	

表4 高层次要求 HLR-L1-C 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-L1-C	对一级和二级 PSA 接口分析及其归并过程应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。
支持性要求编码	要求
SR-L1-C1	以一种便于 PSA 应用、升级和同行评估的方式将一级和二级 PSA 接口分析/一级 PSA 事故序列归组的过程编制成文档。
SR-L1-C2	将一级和二级 PSA 接口分析中考虑的一级 PSA 事故序列特征属性编制成文档。
SR-L1-C3	将一级和二级 PSA 接口分析中用于传递信息和处理相关性的假设和方法编制成文档。

3.3 安全壳性能分析

3.3.1 目的

安全壳性能分析的目的是确定严重事故进程中安全壳抵御各种威胁安全壳完整性因素的能力。

常见的核电厂安全壳类型包括钢制安全壳、带钢衬里的钢筋混凝土安全壳、带钢衬里的预应力混凝土安全壳。通常安全壳还包括一些能动和非能动系统，如喷淋系统。

3.3.2 要求

要求见表5～表10。

表5 安全壳性能分析的高层次要求

高层次要求编码	要求
HLR-CP-A	应识别安全壳的失效机理，作为安全壳承载能力分析的输入。
HLR-CP-B	应选择一种或多种方法来分析安全壳结构承受假定载荷的能力。
HLR-CP-C	应确定安全壳压力边界的承载能力。在分析中，应考虑早于堆芯损伤（如丧失安全壳热量导出）的事故以及堆芯损伤事故带来的威胁。
HLR-CP-D	应识别安全壳承载能力分析中的不确定性。
HLR-CP-E	对安全壳承载能力分析中所使用的假设、模型和分析结果应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。

表6 高层次要求 HLR-CP-A 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-CP-A	应识别安全壳的失效机理，作为安全壳承载能力分析的输入。
支持性要求编码	要求
SR-CP-A1	应根据电厂的设计特征，通过代表性的严重事故序列计算安全壳内的环境条件并进行特定电厂的分析，以识别可信的安全壳失效机理。在确定潜在的安全壳失效机理清单时，应基于一个标准的典型失效机理清单（根据具有类似安全壳设计的其他电厂的研究得到），如包括 SR-CP-A3 至 SR-CP-A7 各条中的相应失效机理。
SR-CP-A2	在筛选 SR-CP-A1 中确定的任一失效机理时，应说明其合理性。

表6 高层次要求HLR-CP-A的支持性要求（续）

高层次要求编码	要求
HLR-CP-A	应识别安全壳的失效机理，作为安全壳承载能力分析的输入。
支持性要求编码	要求
SR-CP-A3	应考虑整个安全壳结构的失效机理，包括人员闸门、设备闸门、机械贯穿件、电气贯穿件、波纹管密封等 ^a 。
SR-CP-A4	<p>应考虑严重事故现象直接导致的安全壳失效机理，如：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 氢气燃烧（爆燃和爆炸）； b) 持续高温下的材料蠕变或密封失效； c) 水力学载荷对结构的影响； d) 蒸汽爆炸； e) 堆芯熔融物与安全壳结构间的直接接触； f) 混凝土开裂； g) 钢衬里撕裂； h) 安全壳密封材料的辐照损伤等。
SR-CP-A5	<p>应考虑严重事故现象间接导致的安全壳失效机理，相应严重事故现象举例如下：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 安全壳内部结构受到侵蚀或位移导致的安全壳完整性丧失； b) 压力容器下封头在高压下失效； c) 压力容器的混凝土支撑体受到热化学侵蚀导致的压力容器位移； d) 安全壳压力边界中的管道贯穿件所属管道的位移及结构损伤^b。
SR-CP-A6	对于设计有安全壳内置换料水箱（IRWST）的压水堆核电厂，应考虑从反应堆冷却剂系统向 IRWST 高压喷放的蒸汽和/或不可凝气体导致的水力学载荷 ^c 。
SR-CP-A7	<p>识别可能影响安全壳承受严重事故威胁能力的预先存在的失效模式或电厂状态，并对其可能性进行定量分析。分析时可使用来自业界经验的通用数据，例如：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 安全壳和贯穿件的泄漏率实验结果； b) 未预置到正确扭矩的闸门； c) 性能存在缺陷的密封材料； d) 安全壳缺陷； e) 导致安全壳承载能力丧失的腐蚀。 <p>如能获得特定电厂的运行经验和数据，可结合前述业界通用数据，开展特定电厂的定量分析（如使用贝叶斯方法）。</p>
SR-CP-A8	如果在确定裂变产物向环境释放路径时考虑了安全壳压力边界以外的构筑物（如辅助厂房），则应识别严重事故进程（如氢的释放和燃烧）中可能影响这些构筑物完整性的失效机理。
SR-CP-A9	识别已在 SR-CP-A1 至 SR-CP-A8 中分析过并需要在 HLR-CP-B 中规定的安全壳承载能力分析中处理的失效机理。

^a由阀门的功能性失效（如阀门拒关）导致的安全壳隔离失效，不属于 SR-CP 要求的范畴。

^b严重事故环境可能使密封及密封材料承受高温及辐照的威胁。

^c不可凝气体可能包括空气、惰性气体、压力容器内堆芯组件金属氧化反应或压力容器外堆芯与混凝土反应产生的惰性气体、氢气及其他不可凝气体等。

表 7 高层次要求 HLR-CP-B 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-CP-B	应选择一种或多种方法来分析安全壳结构承受假定载荷的能力。
支持性要求编码	要求
SR-CP-B1	<p>应使用以下几种方法之一计算安全壳的极限承载力：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 基于反映材料特性和主要物理过程的适用于重要严重事故工况下特定电厂配置条件的数学关系式，建立经验证的计算模型来分析结构响应； b) 使用针对特定失效机理的安全壳承载能力实验结果，应论证其对于所应用的电厂事故工况的适用性； c) 方法 a) 和 b) 的结合； d) 建立经验证的、特定电厂的三维有限元非线性结构响应模型。分析极限承载力时，清晰地处理重要的几何不连续处（如大的闸门和贯穿件）。
SR-CP-B2	<p>基于所选定的安全壳承载能力评估方法，可假设恒定温度的材料属性参数，以确定结构材料的性能限值。例如：对圆柱型钢筋混凝土安全壳，“失效”可定义为在远离不连续处混凝土的最大薄膜应变超过 1%。但应注意：如果考虑多种失效机理，可能需要定义多组限值，如与灾害性破裂相对应的混凝土安全壳开裂和与贯穿件密封泄漏对应的钢衬里撕裂。</p>
SR-CP-B3	<p>确定与设计或建造实际情况相符合的几何结构特征及材料组成，作为 SR-CP-B4 中初步评价的基础。</p>
SR-CP-B4	<p>对于商运超过 10 年核电厂的安全壳，应考虑材料降级的影响^a。</p>
SR-CP-B5	<p>对重要的二级 PSA 事故序列，应在考虑电厂设计特征的基础上现实地确定安全壳准静态热力学载荷或威胁安全壳结构的物理属性，以评价安全壳承载能力。对不重要的二级 PSA 事故序列，确定安全壳准静态热力学载荷或物理属性时可使用包络值。</p>
SR-CP-B6	<p>对构成裂变产物向环境释放路径的安全壳压力边界以外的构筑物，如需在源项分析中考虑其对放射性物质的滞留和包容作用，则应确定其承受事故进程中所产生载荷的能力。</p>
SR-CP-B7	<p>对于影响安全壳承载能力的多个变量，使用一组离散的、静态的变量组合。例如，基于特定电厂的代表性序列的严重事故进程计算来定义各种压力-温度组合，以用于分析安全壳极限承载能力。</p>
^a 关于在安全壳分析中如何考虑材料降级的影响，可参见参考文献[6]。	

表 8 高层次要求 HLR-CP-C 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-CP-C	应确定安全壳压力边界的承载能力。在分析中，应考虑早于堆芯损伤（如丧失安全壳热量导出）的事故及堆芯损伤事故带来的威胁。
支持性要求编码	要求
SR-CP-C1	对于各种失效模式，确定现实的失效阈值，这些阈值是一组离散的独立变量组合（如温度和压力）的函数。
SR-CP-C2	<p>对于各种失效机理，如果其安全壳失效准则已满足，则应确定安全壳压力边界最终开口的位置和尺寸。可使用以下方法之一：</p> <p>a) 从保守的角度确定失效位置和典型开口尺寸；</p> <p>b) 从现实的角度确定失效位置和开口尺寸，其中开口尺寸为压力的函数（对于重要的安全壳威胁，如果满足相应的失效准则）。如果考虑了多个失效位置和/或开口尺寸，应对重要安全壳威胁给出相应的条件概率；</p> <p>c) 从现实的角度确定失效位置和开口尺寸，其中开口尺寸为压力和温度的函数（对于所有的安全壳威胁）。如果考虑了多个失效位置和/或开口尺寸，应对每种可能给出相应的条件概率。例如：对于混凝土结构，压力升高过程中出现裂缝引起泄漏，在压力继续升高的情况下裂缝扩大；对钢质安全壳，在堆芯碎片与安全壳的接触点产生小的破口，随后由于持续的接触而扩展为更大尺寸的破口。</p>

表 9 高层次要求 HLR-CP-D 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-CP-D	应识别安全壳承载能力分析中的不确定性。
支持性要求编码	要求
SR-CP-D1	识别安全壳失效的确定论分析中的参数不确定性、建模不确定性的来源及所使用的假设 ^a 。
SR-CP-D2	以概率密度函数（脆性曲线）的形式描述安全壳失效准则的不确定性。
SR-CP-D3	使用工程判断或结构化的敏感性分析描述安全壳最终开口尺寸的不确定性范围。
SR-CP-D4	对 SR-CP-D1 中所识别的各建模不确定性及相关假设，描述其对安全壳强度或抗失效能力的影响。
^a 参数不确定性包括建造尺寸的不确定性和材料性能的不确定性。建模不确定性包括模型构建过程中存在的不确定性（如对材料降级、动态载荷、对称性等方面的处理）。	

表 10 高层次要求 HLR-CP-E 的支持性要求

高层次要求 编码	要求
HLR-CP-E	对安全壳承载能力分析中所使用的假设、模型和分析结果应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。
支持性要求 编码	要求
SR-CP-E1	将安全壳承载能力分析按照便于 PSA 应用、升级和同行评估的方式编制成文档。
SR-CP-E2	将安全壳失效机理编制成文档，内容一般包括： a) 几何形状； b) 材料成分； c) 不利的环境条件下，材料或几何形状受影响的程度及类型（如腐蚀、混凝土分解）； d) 用于定义 PSA 中筛选准则的定量指标。
SR-CP-E3	将针对各种失效机理所定义的失效准则（脆性曲线）及其技术依据编制成文档。
SR-CP-E4	将各种失效机理所导致的失效位置、开口尺寸或泄漏率及用于描述相关不确定性的概率值的技术依据编制成文档。
SR-CP-E5	将建模不确定性的来源及相关假设（如 SR-CP-D1 至 SR-CP-D4 中所识别的）编制成文档。

3.4 严重事故进程分析

3.4.1 目的

严重事故进程分析的目的是使用现实可行的并与二级PSA其他技术要素的现实程度相一致的方式分析严重事故进程。

应特别注意模型输入参数为“包络值”的情况，因为在某一方面“保守”的假设在另一方面可能是不保守的。严重事故进程分析对二级PSA的其他技术要素提供以下支持：

- a) 描述导致堆芯严重损伤的假想事故的时间进程；
- b) 描述对阻止裂变产物向环境释放的专设屏障的热工、化学和机械载荷；
- c) 对导致放射性释放的二级PSA事故序列，计算其放射性释放量。

获取严重事故进程相关信息的主要方式是使用确定论程序开展特定的二级PSA事故序列计算。3.4 相关技术要求主要涉及计算的质量、正确性及文档编制。对在PSA模型中使用这些计算结果的技术要求见3.5。

3.4.2 要求

要求见表11～表17。

表 11 严重事故进程分析的高层次要求

高层次要求编码	要求
HLR-SA-A	应确定计算的目标，识别需要通过确定论分析给出的表征严重事故行为的参数或指标。
HLR-SA-B	应识别确定论分析所用的假设，并估计输入参数值。
HLR-SA-C	对于 HLR-SA-A 中确定的各参数，应选择恰当的确立论模型进行计算。
HLR-SA-D	应根据支持安全壳事件树构建的需要（见 3.5）开展计算。
HLR-SA-E	应描述严重事故电厂响应计算中存在的 uncertainty 及其影响。
HLR-SA-F	对严重事故进程分析应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。

表 12 高层次要求 HLR-SA-A 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SA-A	应确定计算的目标，识别需要通过确定论分析给出的表征严重事故行为的参数或指标。
支持性要求编码	要求
SR-SA-A1	<p>确定为支持二级 PSA 分析所实施的确立论分析的目标，包括但不限于：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 确定严重事故过程中各事件的次序/时间； b) 确定操纵员动作的次序/时间； c) 确定二级 PSA 的成功准则； d) 计算用于评估不确定事件和现象概率的参数值； e) 分析可能影响安全壳极限承载力或者影响设备可用性或可达性的电厂响应状态； f) 计算源项。
SR-SA-A2	<p>确定需要计算的输出参数，例如：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) RCS 压力和温度； b) 安全壳压力和温度； c) 临界状态； d) 水位（RPV、安全壳等）。

表 13 高层次要求 HLR-SA-B 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SA-B	应识别确定论分析所用的假设，并估计输入参数值。
支持性要求编码	要求
SR-SA-B1	列出确定论计算中所使用的假设及不确定性来源。
SR-SA-B2	<p>现实地估计确定论计算的输入参数，例如：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 安全壳失效压力和温度； b) 诱发 RCS 失效准则； c) 压力容器失效准则； d) 堆芯损伤时，堆芯中裂变产物积存量。

表 14 高层次要求 HLR-SA-C 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SA-C	对于 HLR-SA-A 中确定的各参数, 应选择恰当的确定论模型进行计算。
支持性要求编码	要求
SR-SA-C1	使用现实的模型, 反映电厂设计特征和当前对严重事故行为的认知水平 (即已经过可获得的实验数据或已有的对标结果验证)。
SR-SA-C2	使用 SR-SA-C1 中所选择的方法开展具体应用时, 应明确说明其技术依据。需考虑的因素包括但不限于: a) 反应堆及安全壳设计类型; b) 所选方法涉及的二级 PSA 事故序列特征。 可以使用相似电厂针对该方法相应应用的定性评价。
SR-SA-C3	应论证用于 SR-SA-C1 中所选择的模型的输入参数值和建模选项 (如程序中可选的关系式或模型) 的合理性。

表 15 高层次要求 HLR-SA-D 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SA-D	应根据支持安全壳事件树构建的需要 (见 3.5) 开展计算。
支持性要求编码	要求
SR-SA-D1	对于重要的二级 PSA 事故序列, 计算 SR-SA-A2 中确定的参数。
SR-SA-D2	确认 SR-SA-A2 中所确定参数的计算结果的合理性及可接受性。可以使用的方法包括: a) 在考虑电厂设计差异的基础上, 与相似设计电厂完成的同类计算结果进行比较; b) 与使用其他程序针对该电厂完成的同类计算结果进行比较; c) 其他恰当的校核方式。
SR-SA-D3	规定严重事故计算的终止时间并说明其合理性 ^{a)} 。
^{a)} 论证计算终止时间合理性的典型方式是: 分析计算结果随时间的发展趋势, 确保终止时间的延长不会影响计算结果和结论。	

表 16 高层次要求 HLR-SA-E 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SA-E	应描述严重事故电厂响应计算中存在的 uncertainty 及其影响。
支持性要求编码	要求
SR-SA-E1	对重要的二级 PSA 事故序列，识别出影响严重事故进程和/或放射性源项的建模 uncertainty 或假设。
SR-SA-E2	定义模型输入参数的变化范围，用来反映 SR-SA-E1 中确定的建模 uncertainty 的或假设*。
SR-SA-E3	对重要的二级 PSA 事故序列，如存在建模 uncertainty 或假设，应开展敏感性分析，以评价与计算输入参数相关的关键 uncertainty 的影响。
SR-SA-E4	识别在 SR-SA-E1 中识别但未在 SR-SA-E3 中处理的建模 uncertainty 及相应假设的来源。
SR-SA-E5	对于在 SR-SA-E4 中确认的建模 uncertainty 及相应假设的各个来源，描述其对于严重事故进程分析结果的影响。
*对 SR-SA-E1 所识别的某些建模 uncertainty 或假设，可能没有可用的输入参数来分析其影响。	

表 17 高层次要求 HLR-SA-F 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-SA-F	对严重事故进程分析应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。
支持性要求编码	要求
SR-SA-F1	按照便于 PSA 应用、升级和同行评估的方式将严重事故进程分析编制成文档。
SR-SA-F2	将计算程序中用户自定义的输入数据编制成文档，包括提供信息源的参考文献和参数计算的推导公式。应提供充分的细节描述以确保与该项工作独立的人员能够基于初始的信息重现输入数据。例如： a) 选择输入数据的依据； b) 分析依据； c) 程序的局限性和假设。
SR-SA-F3	将可选的建模假设和/或参数值的 uncertainty 输入参数（用于敏感性和/或 uncertainty 分析）编制成文档。
SR-SA-F4	将 SR-SA-E3 和 SR-SA-E5 中识别的建模 uncertainty 及相关假设编制成文档。
SR-SA-F5	将计算结果编制成文档，包括： a) 以表格的形式给出重要事件的次序和时间； b) 重要参数的时间曲线。
SR-SA-F6	将对于计算结果合理性的相关评价编制成文档，例如： a) 对所使用的参考文献、标准的比较或敏感性分析； b) 用于确认结果的独立计算； c) 对所观察到的趋势和与直观判断相违背的结果的解释。

3.5 安全壳事件树分析

3.5.1 目的

安全壳事件树分析的目的在于建立一个能够系统量化严重事故序列的逻辑框架。该逻辑框架应足够详细，即要求：

- a) 确保以清晰的方式将一级PSA的信息充分转递至二级PSA；
- b) 对可能会影响事故进程的人员动作、缓解系统和严重事故现象都进行了充分的描述与评价；
- c) 在模型中恰当反映了相关性；
- d) 恰当反映并模化了严重事故现象；
- e) 提供了支持系统/设备的成功准则、人员动作的时间窗口、人员动作的可达性要求以及其他恢复动作的分析；
- f) 二级PSA终态的定义应足够详细，应包括释放时间、安全壳失效模式、放射性核素的分布以及释放量等特征；
- g) 计算了导致所定义终态的严重事故序列的频率。

3.5.2 要求

要求见表18～表24。

表 18 安全壳事件树分析的高层次要求

高层次要求编码	要求
HLR-CT A	二级PSA模型应能支持将严重事故序列归入不同的释放类，即应根据不同的放射性后果区分不同二级PSA事故序列。
HLR-CT-B	应给出用于量化严重事故现象的分支概率或支持性模型。
HLR-CT-C	应给出用于量化二级PSA模型中系统/设备可靠性的分支概率或支持性模型。
HLR-CT-D	应给出用于量化二级PSA模型中人员动作可靠性的分支概率或支持性模型。
HLR-CT-E	应使用适当的模型和程序并考虑分析方法的局限性，计算释放类的频率。
HLR-CT-F	对安全壳事件树分析应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。

表 19 高层次要求 HLR-CT-A 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-CT-A	二级PSA模型应能支持将严重事故序列归入不同的释放类,即应根据不同的放射性后果区分不同二级PSA事故序列。
支持性要求编码	要求
SR-CT-A1	使用一种分析方法,该方法应能反映每个PDS对应的严重事故进程,并能够计算各种可能的严重事故进程的频率。
SR-CT-A2	<p>CET(或其他等效形式)应具有如下特征:</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 按照事件发生的时间先后进行建模,以保持导致放射性释放的严重事故进程的大体的时间顺序; b) 明确识别并以概率方式分析造成物理屏障失效(失效或旁路)进而导致放射性物质向环境释放的机理; c) 从始发事件开始的事故序列频率到所有可能终态的累计频率,数值上应具有保守性; d) 将具有相同放射性释放特征的二级PSA事故序列归并成组(释放类),并计算其相应的频率; e) 使用与一级PSA模型接口分析部分相一致的方式处理相关性; f) 应考虑恢复行动,包括可能导致负面效应的恢复行动(如安全壳喷淋的恢复引起的去惰化效应)。
SR-CT-A3	<p>使用SR-CT-A1中选择的方法开发一种逻辑结构(如CET或其他类似形式),它应既包括SR-CT-A2、SR-CT-A4、SR-CT-A6和SR-CT-A7中的内容,还应包括:</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 二级PSA的初始条件(一级和二级PSA接口分析结果的输入,参见3.2); b) 能够区分不同的放射性释放路径; c) 考虑RPV下封头失效前冷却剂注入功能的恢复,它有可能实现RPV内堆芯损伤的终止; d) 堆芯损伤时安全壳和RPV的状态; e) 影响安全壳失效或旁路评价的因素(至少应考虑表25中列出的因素); f) 安全壳完整性的丧失,包括失效时间、泄漏面积和位置; g) 安全壳缓解系统的状态,如安全壳喷淋、通风系统。
SR-CT-A4	对于那些可能会对安全壳压力边界产生力学载荷和/或热载荷并足以引起结构失效或泄漏增加的,或者可能导致安全壳旁路的因素(包括表25中识别的因素),应详细描述其特征。此外,关于构成安全壳重要威胁的严重事故现象的相关资料,还可以参见参考文献[1]。
SR-CT-A5	应说明在模型中不考虑SR-CT-A4中识别的某些现象事件的合理性。
SR-CT-A6	对重要的二级PSA事故序列,应在CET(或其他等效形式)中考虑(基于特定电厂的SAMG或其他规程的)人员的缓解操作及其效果,并考虑其对放射性释放的影响。

表19 高层次要求HLR-CT-A的支持性要求（续）

高层次要求编码	要求
HLR-CT-A	二级PSA模型应能支持将严重事故序列归入不同的释放类；相应的，应能根据不同的放射性后果区分不同二级PSA事故序列。
支持性要求编码	要求
SR-CT-A7	对重要的二级PSA事故序列，应在CET（或其他等效形式）中包含考虑安全壳压力边界外部构筑物在事故下的行为，和/或安全壳压力边界外缓解系统的响应及其对降低源项的影响。
SR-CT-A8	对重要的二级PSA事故序列，应识别出考虑能动部件失效可能带来的有利影响。
SR-CT-A9	应能够分析模型中所考虑的各系统和部件对释放类的重要度。
SR-CT-A10	<p>对重要的二级PSA事故序列，应在CET（或其他等效形式）中现实地考虑源自一级PSA的相关性或CET不同题头事件间的相关性。</p> <p>逻辑相关性的例子包括但不限于：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 不利环境的影响； b) 人员动作； c) SSC在严重事故下的可用性； d) AC电源的恢复。
SR-CT-A11	应开发能够对重要的二级PSA事故序列频率进行现实分析的逻辑模型。
SR-CT-A12	使用3.6中所描述的释放类的定义和属性来规定终态。
SR-CT-A13	识别安全壳完好的终态，并描述泄漏的释放类。
SR-CT-A14	识别各二级PSA事故序列（或其他等效形式）对应的释放类（RC）（见HLR-ST-A）。
SR-CT-A15	根据释放量或释放时间（见SR-ST-B3）将释放归为非LRF或非LERF时，应使用通用的或特定电厂的计算或其他参考资料说明其合理性。

表 20 高层次要求 HLR-CT-B 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-CT-B	应给出用于量化严重事故现象的分支概率或支持性模型。
支持性要求编码	要求
SR-CT-B1	选择一种分析方法（如专家判断、参数分析）来定义用于反映现象事件认知（建模）不确定性的概率值。
SR-CT-B2	如果在PSA中使用了多种计算（或给定）概率值的方法，应说明使用不同方法的合理性。
SR-CT-B3	对重要的二级PSA事故序列，使用现实的边界条件分析严重事故现象的分支概率；对其他序列，可以使用保守的边界条件进行分析 ^a 。
SR-CT-B4	以现实的方式分析诱发的安全壳旁路事件的条件概率。
SR-CT-B5	通过比较3.4中分析的安全壳载荷和3.3中分析的部件和结构的承载能力来描述安全壳失效概率。
SR-CT-B6	识别可能导致放射性释放（包括大量放射性释放）的二级PSA事故序列（见HLR-ST-B3）。
SR-CT-B7	对重要的二级PSA事故序列，使用SR-CT-B5中的结果给出安全壳失效事件的概率；对其他序列，可以使用通用的或保守的概率值。
SR-CT-B8	当在SR-CT-B7中使用通用的概率值时，应将相应的物理威胁和结构/部件特性与实际电厂的情况进行比较，以说明其适用性。
SR-CT-B9	对各二级PSA事故序列，若考虑了外层安全壳（若存在）或辅助厂房作为滞留放射性核素的场所来防止或降低放射性核素的释放，则应评价其可靠性，同时考虑现象事件的影响，如氢气燃烧。
SR-CT-B10	以工程判断或结构化的敏感性分析的方式考虑分支概率的不确定性范围。
<p>^a这里的“保守”（下同）是指所选的输入参数值（或模型）会导致以下两种后果之一：</p> <p>a) 相对于更加现实的参数或模型选择而言，会导致或更早，或更大，或两者兼有的裂变产物释放后果；</p> <p>b) 释放类之间的频率分布更倾向于更早和/或更大裂变产物释放的释放类。</p>	

表 21 高层次要求 HLR-CT-C 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-CT-C	应给出用于量化二级PSA模型中系统/设备可靠性的分支概率或支持性模型。
支持性要求编码	要求
SR-CT-C1	应开发与NB/T 20037.11技术要素SY和DA中的要求相一致的支持事故进程分析的系统模型。
SR-CT-C2	对重要的二级PSA事故序列,使用现实的系统成功准则(可以是通用的或特定电厂的分析);对所有其他的二级PSA事故序列,使用保守的或保守与现实相结合的系统成功准则。
SR-CT-C3	在建立二级PSA事故序列的逻辑模型时,应考虑与NB/T 20037.11技术要素ES中的要求相一致的事故序列的相关性,且其分析的详细程度也要求一致。
SR-CT-C4	对重要的二级PSA事故序列,应基于确定论分析以现实的方式考虑不利的环境条件对安全壳内设备可靠性的影响。对于不重要的二级PSA事故序列,可使用保守或保守与现实相结合的方式评价安全壳内设备的可靠性。
SR-CT-C5	对重要的二级PSA事故序列中可能出现的严重事故环境条件,包括安全壳失效后的环境条件,应基于概率论和/或确定论分析,以现实的方式考虑不利的环境条件对安全壳外设备可靠性的影响。对不重要的同时安全壳失效的二级PSA事故序列,可使用保守的或保守与现实相结合的处理方式评价安全壳外设备的可靠性。
SR-CT-C6	对重要的SGTR类二级PSA事故序列,使用现实的方式评价二次侧隔离的可靠性。对不重要的SGTR类二级PSA事故序列,可使用保守的或现实与保守相结合的方式评价二次侧的隔离能力。
SR-CT-C7	<p>对重要的二级PSA事故序列,使用现实的方式进行严重事故诱发SGTR(如果考虑)的分析,分析中应考虑可能会影响传热管失效分析的特定电厂规程和设计特征。对不重要的二级PSA事故序列,可使用现实的或保守的方式进行严重事故诱发SGTR(如果考虑)的分析,分析中应考虑可能会影响传热管失效分析的特定电厂规程和设计特征。参考文献[7]提供了一种可接受的分析特定电厂SGTR条件概率的方法。</p> <p>失效概率的选择应基于:</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 足以描述重要风险结果的RCS和SG事故后的状态; b) 二次侧的状态,包括针对二次侧阀门的特定电厂的处理方式。
SR-CT-C8	<p>对重要的二级PSA事故序列,使用现实的方式分析安全壳隔离系统。对不重要的二级PSA事故序列,可使用保守的或保守与现实相结合的方式分析安全壳隔离系统的失效及无自动隔离装置的安全系统的状态。</p> <p>安全壳隔离分析中应包含对贯穿件、密封件、闸门的失效及预先存在的失效(见SR-CP-A7)的考虑。</p>
SR-CT-C9	对重要的二级PSA事故序列,使用现实的方式分析界面系统的失效概率。对不重要的二级PSA事故序列,可使用保守的或保守与现实相结合的方式分析界面系统的失效概率。

表21 高层次要求HLR-CT-C的支持性要求（续）

高层次要求编码	要求
HLR-CT-C	应给出用于量化二级PSA模型中系统/设备可靠性的分支概率或支持性模型。
支持性要求编码	要求
SR-CT-C10	量化分析压力容器内堆芯熔化过程、堆芯再定位及安全壳失效对缓解设备的连续成功运行的影响。
SR-CT-C11	在设备可用性分析时，若考虑了裂变产物洗涤对降低局部放射性水平的影响，应说明其分析基准的合理性（如针对使用的去污因子，引用相关的试验证据或者确定论计算结果）。
SR-CT-C12	在重要的二级PSA事故序列中，如果采信对事故缓解有利的部件失效，则应进行定量分析（如一回路系统由于高温引起的蠕变失效会导致熔融物熔穿RPV下封头之前主系统的卸压）。

表22 高层次要求HLR-CT-D的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-CT-D	应给出用于量化二级PSA模型中人员动作可靠性的分支概率或支持性模型。
支持性要求编码	要求
SR-CT-D1	应使用与NB/T 20037.11技术要素HR中的要求相一致的能够支持事故进程分析的人员动作模型分析HFE的概率。
SR-CT-D2	在考虑现有HRA方法局限性的基础上，现实的评价堆芯损伤后HFE的概率，并与适用的规程（如EOP/SAMG等）相一致 ^a 。
SR-CT-D3	说明考虑修复的合理性（如，确保电厂状态不会妨碍修复、确保存在准确的数据以分析修复失效的概率（见NB/T 20037.11的相应内容）。AC电源的恢复可基于适用于电厂的通用数据。
SR-CT-D4	在二级PSA事故序列的逻辑模型中考虑操纵员动作的相关性，以及与一级PSA中操纵员动作的相关性，并与NB/T 20037.11技术要素HR中的要求相一致，且其分析的详细程度也要求一致。
SR-CT-D5	对重要的二级PSA事故序列，基于概率论和/或确定论分析，以现实的方式考虑环境对操纵员动作的影响。对不重要的二级PSA事故序列，使用保守的或保守与现实相结合的方式处理人员动作。
SR-CT-D6	在人员可靠性分析时，若采信了裂变产物洗涤对降低局部放射性水平的影响，应说明其分析依据的合理性（如针对使用的去污因子，引用相关的试验证据或者确定论计算结果）。
SR-CT-D7	在重要的二级PSA事故序列中，如果采信了有利于缓解事故的人误事件，应说明其合理性。
^a 对于HEP的保守分析并不适合于采用现实分析方法的二级PSA分析；然而，虽然现有HRA技术存在一定的局限性，但在恰当考虑规程、环境条件、培训状况和班组人员情况的基础上，仍然可以对HFE进行合理的估计。	

表 23 高层次要求 HLR-CT-E 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-CT-E	应使用适当的模型和程序并考虑分析方法的局限性，计算释放类的频率。
支持性要求编码	要求
SR-CT-E1	应使用与HLR-CT-A、HLR-CT-B、HLR-CT-C和HLR-CT-D中的方法相一致的方式计算释放类（按照HLR-ST-A中的定义）的频率。
SR-CT-E2	对重要的二级PSA事故序列，以现实的方式分析多个CET题头（或其他等效方式）间由于共同物理参数引入的相关性。对不重要的二级PSA事故序列，可以使用保守的或现实的方式分析多个CET题头（或其他等效方式）间由于共同物理参数引入的相关性 ^{a)} 。
SR-CT-E3	分析二级PSA模型中包含的高失效概率事件对定量化的影响。 ^{c)}
SR-CT-E4	将二级PSA分析得到的终态频率（如RC频率）与一级和二级PSA接口分析得到的相应输入频率进行比较，并解释其差异。应考虑： a) 总的CDF； b) SR-L1-B5中定义的一级PSA事故序列终态的频率。
SR-CT-E5	识别量化结果中由于高失效概率事件导致的局限性。
SR-CT-E6	描述各RC频率的不确定性。在考虑当前认知水平的基础上，分析与参数不确定性相关的RC频率不确定性范围（具体可见NB/T 20037.11及SR-CT-B10的相关内容）。
SR-CT-E7	识别PSA模型开发过程中的假设。
SR-CT-E8	识别安全壳事件树分析过程中的建模不确定性来源。
SR-CT-E9	详细描述安全壳事件树分析过程中的建模不确定性来源。例如：对每个假设以及每个建模不确定性来源，说明其是如何影响PSA模型的（如新基本事件的引入；基本事件概率的改变；成功准则的改变；放射性释放频率、释放量或时间的改变；新始发事件的引入）。
SR-CT-E10	按照NB/T 20037.11中的要求，为二级PSA事故序列/割集给出适当的截断值，以确保恰当的考虑了各释放类的频率及相关性。例如：当截断值再下降一个量级时，若重要RC分析结果的最终变化小于5%，则认为已经足够收敛。
SR-CT-E11	开展频率截断研究以说明各RC的收敛性。
SR-CT-E12	对各RC，充分审查重要的二级PSA事故序列/割集，以确保割集或序列逻辑的正确性。
SR-CT-E13	审查各RC的量化结果，以确保模型的一致性（如二级PSA事故序列模型在系统模型和成功准则方面的一致性）及与实际电厂的一致性（如电厂配置、规程、特定电厂和工业界的经验）。
SR-CT-E14	审查各RC的量化结果，以确保标记事件设置、互斥事件规则及恢复规则（如果适用）产生的结果符合逻辑。
<p>^{a)}需要跟踪评价的物理量的一个实例是氢气。它在某一时间段内发生的燃烧将会降低后续时间段内氢气的量。如果需要对氢气进行现实的跟踪评价，就需要针对各个序列分析氢气浓度的变化，并考虑该序列事故进程中特有的氢气消耗和产生过程。若采用保守的方法，则可能并不考虑由于早期阶段氢气燃烧所导致的晚期阶段氢气量的降低。</p> <p>^{b)}由共用物理参数引入相关性的一个实例是安全壳的极限承载力，它可能会出现早期和晚期的题头事件中，因而引入相关性。另一个实例则是不同时间段内的氢气产生。</p> <p>^{c)}某些数值分析方法在使用高概率基本事件时会对模型的频率计算结果产生偏差。如参考文献[3]中提到对于一些可能关注的问题，要求在采用稀有事件近似时基本事件的概率值小于0.1。</p>	

表 24 高层次要求 HLR-CT-F 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-CT-F	对安全壳事件树分析应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。
支持性要求编码	要求
SR-CT-F1	使用便于PSA应用、升级和同行评估的方式将事故进程模型和源项计算编制成文档。
SR-CT-F2	<p>使用便于PSA应用、升级和同行评估的方式将用于描述事件的先后顺序、可能面临的威胁、安全壳失效模式及释放类的二级PSA模型和源项计算编制成文档。应包括：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 对重要的二级PSA事故序列，描述从PDS到放射性释放的各个步骤； b) 解释对事故进程所导致后果的贡献较大的支配性物理过程、事件和现象； c) 描述设备所面临的环境威胁及对可存活性的考虑（如果认为设备在超出设备鉴定条件时仍然可用）。
SR-CT-F3	将严重事故威胁与安全壳承载能力的比较编制成文档。
SR-CT-F4	将严重事故现象分支概率或事件概率量化的技术依据编制成文档。
SR-CT-F5	<p>将HFE和缓解系统失效概率的技术依据编制成文档。</p> <p>应包含如下描述：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 重要二级PSA事故序列中可用的系统，及其所应用的环境条件下系统适用性的说明； b) 重要二级PSA事故序列中采信的人员动作，包括有规程（如EOP）指引的和无规程指引的人员动作，以及所处条件下人员动作适用性的说明。
SR-CT-F6	<p>将二级PSA量化结果及放射性释放终态的主要贡献项编制成文档，包括：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 各重要的二级PSA事故序列的安全壳失效模式和现象； b) 对各重要的二级PSA事故序列贡献显著的割集和事故进程特征； c) 各重要的RC的支配性序列。
SR-CT-F7	将模型中使用的截断值编制成文档，并证明其已充分收敛。
SR-CT-F8	将二级PSA模型量化中对高失效概率事件的处理编制成文档。
SR-CT-F9	将建模不确定性的来源及假设编制成文档（见SR-CT-E8）。
SR-CT-F10	将计算得到的各释放类频率编制成文档。
SR-CT-F11	将SR-CT-A9中计算的重要度的分析方法及结果编制成文档。
SR-CT-F12	将释放类的不确定性编制成文档，并保持与SR-CT-E6一致。

表 25 二级 PSA 安全壳事件树开发过程中应考虑的安全壳失效或旁路因素^a

序号	事件
1	安全壳隔离失效。
2	安全壳旁路： a) ISLOCA； b) SGTR； c) 诱发的 SGTR； d) 诱发的 ISLOCA。
3	高能反应导致的安全壳失效： a) HPME 和 DCH； b) 氢气燃烧。
4	突然喷放导致的 RPV 垂直位移 ^b 。
5	堆芯碎片的冲击 ^c 。
6	蒸汽爆炸 ^d 。
7	安全壳排放。
8	准静态压力增加并伴随温度上升导致的超压失效（如蒸汽和不可凝气体的累积）。
9	底板熔穿。
10	机械和电气贯穿件失效。
11	闸门的泄漏（包括由密封降级导致的泄漏）。
^a 可能根据电厂实际设计特点还需要考虑下述某些现象的组合。 ^b 指由于一回路系统高压，RPV 下封头在失效时会产生向上的反作用力，RPV 及其连接管道的移动会引起管道贯穿件或其他安全壳结构的损伤。 ^c 指熔融的堆芯碎片与薄壁（钢）安全壳的直接接触。 ^d 蒸汽爆炸威胁的概率通常较低。	

3.6 源项分析

3.6.1 目的

源项分析的目的是为每个 RC 计算向环境释放的源项。

定义源项的特征及源项计算的详细程度可以根据二级 PSA 的目标和预期的应用而不同。例如：若将二级 PSA 结果用于三级 PSA 分析，则有必要提供比不进行三级 PSA 分析时更加详细的源项信息。

3.6.2 要求

要求见表 26～表 30。

表 26 源项分析的高层次要求

高层次要求编码	要求
HLR-ST-A	应定义释放类。
HLR-ST-B	应计算源项。
HLR-ST-C	应分析放射性释放/输运过程中不确定性的影响。
HLR-ST-D	对源项分析应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。

表 27 高层次要求 HLR-ST-A 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-ST-A	应定义释放类。
支持性要求编码	要求
SR-ST-A1	根据能够显著影响源项的二级PSA事故序列特征（如释放路径、安全壳失效时间和位置、安全壳喷淋的可用性、熔融物与混凝土相互作用的发生等），给出释放类（源项组）的属性 ^a 。
SR-ST-A2	使用SR-L3-A3至SR-L3-A7中的特征的部分或全部（至少应包含释放量）来描述源项并定义释放类 ^b 。
SR-ST-A3	通过规定SR-ST-A1中所规定属性的组合将二级PSA事故序列归并为特定的释放类。
SR-ST-A4	说明SR-ST-A1中定义的所有可能的属性组合都对应于某个释放类。
SR-ST-A5	说明释放类定义中对最小时长考虑的合理性；考虑SR-SA-D3中定义的终止时间的分析。
SR-ST-A6	在分析中定义放射性释放的替代性度量方式，如LRF和LERF。
SR-ST-A7	确定SR-ST-A6中所定义度量方式的基本属性。
^a 这些属性可能包括描述安全壳完好终态的RC。 ^b 用于描述释放类的属性可能仅限于少量重要的核素组（如碘和/或铯）的累积释放量（向环境的释放）。其他属性如释放高度和能量则可能被忽略，释放之间短暂的差异可能被完全忽略，或者以参考文献[10]中的简化方式进行处理。	

表 28 高层次要求 HLR-ST-B 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-ST-B	应计算源项。
支持性要求编码	要求
SR-ST-B1	针对重要的RC，使用SR-ST-B4中选择的序列，根据表13和表14中的要求开展特定电厂的计算，以量化SR-ST-A2中所定义释放类的源项。
SR-ST-B2	<p>对SR-ST-B1中开展的计算，使用现实的模型、经验关系式和参数值表征显著影响裂变产物输运计算的物理过程。裂变产物输运从放射源（即燃料）开始，通过包括反应堆冷却剂系统和安全壳在内的释放路径向环境释放。这些物理过程包括但不限于：</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 挥发性裂变产物随着温度的变化从燃料中释放； b) 裂变产物从燃料中移出过程中的化学形态和物理形态； c) 自然沉降机制； d) 专设安全系统导致的移除和捕获效应，如安全壳喷淋、过滤器； e) 水池中的洗涤； f) 在初次沉降后，挥发性裂变产物从表面的再挥发和再悬浮； g) 气溶胶的增长和凝聚，包括放射性裂变产物和其他非放射性气溶胶的相互作用； h) 裂变产物在熔融物与混凝土相互作用过程中的释放。
SR-ST-B3	识别用于选择各RC的代表性二级PSA事故序列的属性，应考虑二级PSA事故序列的频率、裂变产物向环境的释放量 and 释放时间。

表28 高层次要求HLR-ST-B的支持性要求（续）

高层次要求编码	要求
HLR-ST-B	应计算源项。
支持性要求编码	要求
SR-ST-B4	对每个RC选择典型序列，该序列应能现实地代表该RC中所有序列的源项。
SR-ST-B5	对每个RC中的二级PSA事故序列，描述源项可能的变化范围。
SR-ST-B6	若考虑了裂变产物洗涤对降低安全壳旁路释放的影响，应说明其合理性（如对使用的去污因子给出相关的试验证据或者确定论计算结果）。

表29 高层次要求HLR-ST-C的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-ST-C	应分析放射性释放/运输过程中不确定性的影响。
支持性要求编码	要求
SR-ST-C1	识别代表性二级PSA事故序列中影响源项的不确定性参数（见SR-ST-C3）。
SR-ST-C2	描述源项分析中建模不确定性的来源 ^a 。
SR-ST-C3	分析不确定性参数对源项分析的影响 ^a 。
^a 有关建模和参数不确定性的考虑可参见参考文献[9，11]。	

表30 高层次要求HLR-ST-D的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-ST-D	对源项分析应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。
支持性要求编码	要求
SR-ST-D1	使用便于PSA应用、升级和同行评估的方式将源项分析编制成文档。
SR-ST-D2	将建模不确定性的来源及假设（见SR-ST-C2）编制成文档。
SR-ST-D3	将各释放类对应的源项中放射性核素随时间的变化编制成文档。
SR-ST-D4	将其他释放度量方式（如ILRF和LERF）的定义和相关说明编制成文档。
SR-ST-D5	将SR-ST-D4中定义的其他度量方式与SR-ST-A2中定义的释放类的对应关系编制成文档。

3.7 结果评价

3.7.1 目的

结果评价的目的是：

- 通过一致的方法及相应文档，说明一级PSA事故序列被恰当地传递到二级PSA模型中并定量化；
- 在考虑涉及三级PSA方面的应用时，确保二级PSA结果与三级PSA的应用的要求相一致；
- 确保二级PSA分析结果与相似电厂的分析及当前对严重事故现象的认知水平相一致；
- 识别能够促进对分析结果进行合理解释的因素；
- 提供二级PSA所有相关内容的可追溯性，以便于解释分析结果。

3.7.2 要求

见表31至表34。

表 31 结果评价的高层次要求

高层次要求编码	要求
HLR-ER-A	应以清晰的方式给出对于二级PSA终态的重要贡献项的分析结果。
HLR-ER-B	应按照相应分析的具体要求对不确定性进行描述和处理。
HLR-ER-C	应识别可能会影响二级PSA结果应用的分析中的局限性。

表 32 高层次要求 HLR-ER-A 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-ER-A	应以清晰的方式给出对于二级PSA终态的重要贡献项的分析结果。
支持性要求编码	要求
SR-ER-A1	应使用便于PSA应用、升级和同行评估的方式进行二级PSA模型的评价和结果的展示。
SR-ER-A2	对每个重要的RC，识别其贡献项（如始发事件、一级PSA事故序列、设备失效、共因失效、操纵员失误、PDS、二级PSA事故序列、严重事故现象、安全壳威胁、安全壳失效模式和释放类）及相对贡献份额。
SR-ER-A3	报告应与NB/T20445.1中的二级PSA状态控制中的维护与升级部分的要求相一致。

表 33 高层次要求 HLR-ER-B 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-ER-B	应按照相应分析的具体要求对不确定性进行描述和处理。
支持性要求编码	要求
SR-ER-B1	给出用于描述二级PSA分析参数不确定性的具体方法，以及对不确定性（若有）的定量评价结果。

表 34 高层次要求 HLR-ER-C 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-ER-C	应识别可能会影响二级PSA结果应用的分析中的局限性。
支持性要求编码	要求
SR-ER-C1	识别二级PSA分析中所考虑的一级PSA堆芯损伤频率的比例。识别在二级PSA分析中所考虑堆芯损伤频率的比例低于100%的原因。
SR-ER-C2	识别可能会影响二级PSA应用的分析详细程度的局限性。
SR-ER-C3	识别因分析中的建模假设和/或分析中未考虑的过程/现象/人员操作所导致的局限性。

3.8 二级和三级PSA接口分析

3.8.1 目的

二级和三级PSA接口分析的目的是将放射性源项向环境释放的频率及物理特征有关信息传递至三级PSA，以便开展三级PSA分析。二级和三级PSA接口分析的内容包括：

- a) 为从RC的定量化直至放射性释放的分析之间提供清晰的可追溯性；
- b) 确保可能影响三级PSA分析的二级PSA事故序列特征信息都得到有效传递；
- c) 确保以适当的方式向三级PSA分析提供所需的全部信息。

二级和三级PSA接口分析给出放射性释放的特征（如每种核素的释放量、释放能量、释放持续时间、释放开始时间、撤离的报警时间、预计的发生频率等）。

3.8.2 要求

要求见表35～表37。

表 35 二级和三级 PSA 接口分析的高层次要求

高层次要求编码	要求
HLR-L3-A	应以能够支持场外后果分析的方式确定放射性释放的频率和物理特征。
HLR-L3-B	对二级和三级PSA接口分析的过程应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。

表 36 高层次要求 HLR-L3-A 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-L3-A	应以能够支持场外后果分析的方式确定放射性释放的频率和物理特征。
支持性要求编码	要求
SR-L3-A1	确认场外后果分析所需的输入参数。输入参数可以包括但不限于： a) 释放量（可以特定核素组占初始堆芯存量比例来表示）及其化学形态； b) 从事故发生时刻开始计算的释放的时间（包括释放时刻和释放持续时间）； c) 释放开始前可用的报警时间（从宣布场区应急开始计算）； d) 释放能量； e) 释放高度； f) 释放的气溶胶尺寸。 当考虑多次释放时，应确认每段烟羽的上述参数。
SR-L3-A2	确定源项分析中各核素组在事故发生时的初始积存量，并应与SR-SA-B2保持一致。
SR-L3-A3	针对各RC，以离散的释放量及相应持续时间的形式来给出各核素组的源项，并应与HLR-ST-B保持一致。
SR-L3-A4	针对各RC，确定现实的、特定电厂的报警时间（如根据场区应急计划中应急行动水平宣布场外应急的时间）。
SR-L3-A5	针对各RC，确定代表性的释放能量，并应与HLR-ST-B保持一致。
SR-L3-A6	针对各RC，确定释放高度，并应与HLR-ST-B保持一致。
SR-L3-A7	针对各RC，根据HLR-ST-B中的计算结果确定唯一的具有代表性的气溶胶尺寸。
SR-L3-A8	确定各RC频率，并应与SR-CT-E1的要求保持一致。
SR-L3-A9	识别对于防护行动参数有潜在影响的始发事件。

表 37 高层次要求 HLR-L3-B 的支持性要求

高层次要求编码	要求
HLR-L3-B	对二级和三级 PSA 接口分析的过程应按与适用的支持性要求相一致的方式编制成文档。
支持性要求编码	要求
SR-L3-B1	应使用便于 PSA 应用、升级和同行评估的方式将放射性释放编制成文档。
SR-L3-B2	将 SR-L3-A1 中所识别各参数的技术依据编制成文档。
SR-L3-B3	将二级 PSA 分析中的特殊（与一级 PSA 不同）不确定性来源编制成文档。包括源项不确定性来源、源项分析和放射性释放相关的假设及所使用模型的局限性。

4 同行评估

4.1 概述

同行评估组应采用本节中关于所评估的二级 PSA 各技术要素的要求，确定每个二级 PSA 技术要素的分析方法及其实施情况是否满足本部分的技术要求。根据所获得的结果，可能要评估关于这些技术要素的其他附加材料。这些建议并不打算列出最低或全面的要求清单。而应由评估人员的判断来确定对每个二级 PSA 技术要素评估的具体范围和深度。

同行评估组应评估整个二级 PSA（包括模型和假设）的结果及每个二级 PSA 技术要素的结果，以确定它们对于给定的电厂设计和运行情况的合理性（如研究割集或序列组合的合理性）。对于本部分中所引用的内部事件一级 PSA 技术要素，如人员可靠性分析、系统分析，按照 NB/T20037.11 中的规定开展同行评估。

同行评估组应采用本部分技术要求中的高层次要求和综合的支持性要求，来评价某个二级 PSA 技术要素的完备性。

4.2 一级和二级 PSA 接口分析

应针对一级与二级之间信息（如电厂状态、相关性、时间）的传递进行评估。同行评估应关注以下方面：

- 电厂损伤状态（PDS）的定义；
- 用于考虑在一级 PSA 中所未考虑的系统失效的桥树；
- 作为最低要求，在考虑前序操纵员行为及相关性的基础上对堆芯损伤之后 HEP 的评估；
- 通过接口进行信息传递的其他方法。

4.3 安全壳性能分析

应针对安全壳承载能力相关的定义及计算进行评估。同行评估应关注以下方面：

- 二级 PSA 中考虑的影响安全壳承载能力的特定电厂相关数据与信息（包括相关假设）；
- 结构响应的工程计算；
- 安全壳完整性受到威胁的类型；
- 安全壳旁路；
- 安全壳隔离失效。

4.4 严重事故进程分析

应针对选定的严重事故进程序列进行评估。同行评估应关注以下方面：

- a) 用于进行严重事故进程分析的计算机程序；
- b) 重要事故现象的处理；
- c) 反映电厂设计的特定电厂数据；
- d) 电厂模型结构（空间节点划分）；
- e) 结果的合理性。

4.5 安全壳事件树分析

应针对与给定堆芯损伤序列或PDS相应的安全壳事件树及二级PSA定量化结果进行评估。针对二级PSA定量化的同行评估应关注以下方面：

- a) 定量化所用计算机程序的适用性；
- b) 截断值及其处理；
- c) 关于恢复的分析；
- d) 模型的不对称性与敏感性分析；
- e) 模块产生机制（如果使用）；
- f) 逻辑标签（如果使用）；
- g) 逻辑环路的处理（如果使用）；
- h) 结果的汇总与解释；
- i) 安全壳事件树中考虑的用于实现安全稳定的安全壳终态的功能事件；
- j) 对于严重事故进程中重要时间阶段的直接识别，包括：
 - 1) 始发事件之后，堆芯损伤开始之前；
 - 2) 堆芯损伤开始之后，压力容器下封头失效之前；
 - 3) 压力容器失效之后短期；
 - 4) 长期的事故行为。
- k) 相关性的识别（包括现象之间的和一级和二级PSA之间的相关性）；
- l) 时序及信息流动一致性的确认；
- m) 事件概率赋值。

4.6 源项分析

应针对裂变产物向环境释放源项的分析进行评估。同行评估应关注以下方面：

- a) 源项归并过程；
- b) 裂变产物归组；
- c) 裂变产物释放及输运的计算。

4.7 结果评价

应当针对二级PSA的结果评价开展评估，确认评价结果中给出了有关风险主要贡献项及风险分析不确定性相关见解的充分信息。

4.8 二级和三级 PSA 接口分析

二级PSA分析的结果通常为一系列事故类别，包括事故类别的频率及相应的一组释放特性（时间、释放量、持续时间、组分）。针对二级和三级PSA接口分析的评估需要确认这些事故类别的定义是合适的，并且从三级PSA分析的角度来看，各事故类别相应的释放特性在其所包含的事故中具有代表性。评估的

目的是确保将二级PSA的结果用于厂外后果分析是合适的。如果无开展厂外后果分析的需要，本技术要素的评估可以进行相应的简化。

参 考 文 献

- [1] IAEA Safety Standard No. SSG-4:2010 Development and application of level 2 probabilistic safety assessment for nuclear power plants
 - [2] ASME/ANS RA-S-1.2:2014 Severe accident progression and radiological release (level 2) PRA standard for nuclear power plant application for light water reactors (LWR)
 - [3] ASME/ANS RA-Sa:2009 Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for level 1/large early release frequency probabilistic risk assessment for nuclear power plant applications
 - [4] NUREG-1150:1998 Severe accident risks: an assessment for five U.S. nuclear power plants
 - [5] NUREG/CR-6595(R1) :2004 Approach for estimating the frequencies of various containment failure modes and bypass events
 - [6] NUREG/CR-6920:2006 Risk-informed assessment of degraded containment vessels
 - [7] NUREG/CR-1570:1998 Risk Assessment of severe accident-induced steam generator tube rupture
 - [8] NEA/CSNI/R(2007)16 Recent developments in level2 PSA and severe accident management
 - [9] ASAMPSA2 Best-practices guidelines for L2 PSA development and applications, IRSN Report IRSN-PSN/RES/SAG 2013-0177(2013)
 - [10] NUREG-1465:1995 Accident source terms for light-water nuclear power plants
 - [11] NUREG/CR-7110:2012 State-of-the-art reactor consequence analysis project
 - [12] NUREG-2122:2013 Glossary of risk-related terms in support of risk-informed decisionmaking
 - [13] NB/T 20037.1—2016 应用于核电厂的一级概率安全评价 第1部分：总体要求
 - [14] HAF 102—2004 核动力厂设计安全规定
-

中 华 人 民 共 和 国
能 源 行 业 标 准
应用于核电厂的二级概率安全评价
第 2 部分：功率运行内部事件

NB/T 20445.2—2017

*

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

原子能出版社印刷

版权专有 不得翻印

*

2017 年 10 月第 1 版 2017 年 10 月第 1 次印刷

印数 1—50

定价 62.00 元