核安全导则

核动力厂二级概率安全分析

（国家核安全局 2022 年 9 月 21 日批准发布）

国家核安全局

核动力厂二级概率安全分析

（2022 年 9 月 21 日国家核安全局批准发布）

本导则自 2022 年 9 月 21 日起实施

本导则由国家核安全局负责解释

本导则是指导性文件。在实际工作中可以采用不同于本导则的方法和方案，但必须证明所采用的方法和方案至少具有与本导则相同的安全水平。

目　录

1 引言

1.1 目的

1.1.1 本导则是对《核动力厂设计安全规定》（HAF102）有关条款的说明和细化，其目的是为核动力厂二级概率安全分析（PSA）工作的开展提供指导。

1.1.2 本导则是对核安全导则《核动力厂一级概率安全分析》的承接和发展。

1.1.3 附录 I 为参考性文件。

1.2 范围

1.2.1 本导则主要适用于为发电或其他供热应用（诸如集中供热或海水淡化）而设计的，采用水冷反应堆的陆上固定式核动力厂。其他类型的或采用革新技术的反应堆设计可参照本导则，但应经过细致的评价和判断。

1.2.2 本导则所提供的建议主要针对新建核动力厂，对运行核动力厂所开展的二级 PSA 工作也可参照执行，但需要考虑运行核动力厂 PSA 中可能存在的特定要求。

1.2.3 本导则所分析的范围限于核动力厂反应堆堆芯放射性物质的二级 PSA，不涉及核动力厂乏燃料水池、放射性废物等堆芯外放射源的二级 PSA。

1.2.4 本导则给出了核动力厂功率工况、低功率和停堆工况下开展二级 PSA 工作的指导建议。

1.2.5 本导则给出了以核动力厂反应堆堆芯全范围一级 PSA 为起点，直到生成释放类源项分析结果过程中开展二级 PSA 的基本技术要素及实施步骤，同时给出了二级 PSA 的应用建议。

2 二级 PSA 的总体考虑

2.1 二级 PSA 的目标

2.1.1 在核动力厂开展二级 PSA 项目之前，应首先明确开展二级 PSA 的目标。二级 PSA 目标不同，对其输入和分析重点的要求也有所不同，技术要素和实施步骤也会有所差异。因此在开展二级 PSA 时，应首先明确二级 PSA 所有的预期目标。这些目标包括但不限于:

（1）获取严重事故进程和安全壳性能的风险见解;

（2）识别核动力厂在严重事故下受到的挑战和应对严重事故的薄弱环节;

（3）检验核动力厂定量安全指标是否符合我国核安全监管机构制定的风险准则;

（4）确定安全壳主要失效模式和频率，评估相关的放射性释放频率和释放量;

（5）评价现象、系统和模型等各种假设不确定性对核动力厂安全的影响;

（6）确定是否已经对严重事故采取足够的措施，以降低事故的影响;

（7）为应急计划区测算和应急设施可居留性分析提供输入;

（8）为核动力厂制定严重事故应对策略和开发严重事故管理指南提供输入;

（9）为核动力厂确定降低风险的特定措施提供输入;

（10）为确定相关研究活动的优先次序提供输入;

（11）为三级PSA提供部分输入;

（12）为核动力厂的环境影响评价提供输入。

2.1.2 应根据二级 PSA 的目标建立模型。模型应尽可能反映现实情况，避免由于采用过于保守的假设，使结论与实际情况不符。

2.1.3 二级 PSA 结论在应用时应考虑不确定性的影响。

2.2 二级 PSA 的范围

2.2.1 二级PSA的范围由其特定的目标和PSA的开展计划确定。通常，实施二级 PSA 有两种情况。第一种情况是二级 PSA 作为全范围 PSA 的组成部分，与一级 PSA 一起开展。此时应在一级 PSA 中纳入二级 PSA 的要求，以保证在一级 PSA 中尽可能考虑所有对安全壳响应、严重事故缓解及源项分析重要的核动力厂相关特性。第二种情况是二级 PSA 在已有一级 PSA 的基础上开展，此时应通过二级 PSA 增加安全壳及其相关系统状态的分析。一级 PSA 和二级 PSA 间的接口应通过电厂损伤状态（PDS）的定义和量化来实现。二级 PSA 应充分考虑一级 PSA 模型的初始状态和边界条件及其与一级PSA之间的相关性。确定二级PSA

的范围时，还应考虑预期要开展的三级 PSA 输入需求，二级 PSA 的输出应尽可能满足三级 PSA 的输入需求。

2.2.2 当 PSA 的范围包括了内部或外部危险（如：火灾，地震等），但它们对于放射性包容和严重事故缓解功能的潜在影响以及它们可能引起的相关性失效（如：由于电缆着火所导致的安全壳隔离系统失效、由于地震所导致的安全壳结构损伤等）没有在一级 PSA 中包含时，应在二级 PSA 中予以考虑。

2.3 风险准则

2.3.1 如果 PSA 的目标是识别重要的风险贡献因素，或对不同设计方案和核动力厂配置进行比较，则不需要与核安全监管机构规定的风险准则进行比较。如果 PSA 的目的是为下列判断提供支撑，如：计算得到的风险结果是否可接受、核动力厂设计和运行的变更申请是否可接受以及是否有必要进行某项设计变更以小的风险换取较大的经济利益，则需要参考核安全监管机构制定的风险准则，从保证核动力厂满足规定的安全水平出发，指导设计单位、营运单位和核安全监管机构履行其各自应承担的职责。除了核安全监管机构规定的风险准则外，设计单位、营运单位也可以从管理的角度对核动力厂制定更高的安全目标和更严格的风险准则。

2.3.2 核动力厂设计的基本安全目标是建立并保持对放射性危害的有效防御，以保护人与环境免受放射性危害。风险准则是用于支持论证核动力厂基本安全目标的准则之一。

2.3.3 对核动力厂二级 PSA 规定的风险准则通常采用放射性物质大量释放频率（LRF）或早期大量释放频率（LERF）表征。我国对新建核动力厂提出的具体目标是：放射性物质 LRF 为每堆年不超过 10^{-6}。

2.4 二级 PSA 的维护和更新

应对二级 PSA 模型进行定期的维护和更新，以体现核动力厂设计和运行实践的变化以及经验和技术进步的反馈，确保其可以紧密地支持相关决策过程。更新应考虑严重事故管理指南中的变化，考虑为支持二级 PSA 模型进行的严重事故分析以及为更好地理解严重事故现象所获得的研究成果。

2.5 团队选择与组织

2.5.1 对二级 PSA 团队专业技术水平的要求会因开展二级 PSA 时核动力厂所处的阶段、二级 PSA 的范围和预期目标而有所差异，但应确保团队在如下技术领域具备足够的专业技术水平，并包含如下成员：

（1）核动力厂设计和运行：

核动力厂设计及运行专家、操纵员、安全壳相关系统的专家、应急专家、严重事故管理专家；

（2）严重事故现象：

严重事故现象、严重事故分析不确定性、安全壳性能、严重事故进程、安全壳荷载、放射性释放和严重事故分析计算程序方面的专家；

（3）结构设计:

结构设计、安全壳承压能力和失效模式方面的专家;

（4）PSA 技术:

事件树分析、故障树分析、人员可靠性分析、不确定性分析、统计分析、PSA 计算软件应用和一级 PSA 等方面的专家。

2.5.2 在二级 PSA 分析和形成见解的过程中，应确保不同技术领域的分析者应用的方法协调一致，沟通顺畅，各项任务开展平衡合理。同时，还应保持 PSA 不同技术领域之间技术上的独立性。

2.6 质量保证要求

2.6.1 PSA 质量保证应涵盖保证 PSA 达到要求的质量所需的相关工作，以及验证 PSA 达到要求的质量所需的相关工作。PSA 达到要求的质量意味着分析的最终结果是正确的、可用的，并且可以满足 PSA 实施目的和范围的要求。应对所有影响 PSA 质量的工作设置一套科学规范的工作方法，包括在适当情况下核查每项任务是否圆满完成，并针对未完成的任务采取必要的纠正措施。

2.6.2 PSA 的质量保证应作为 PSA 项目管理的一个组成部分。质量保证应涵盖对 PSA 各项相关活动的控制，包括组织、技术工作及文档等方面。针对 PSA 技术工作，质量保证旨在确保目标、范围、方法和假设之间的一致性以及方法应用和计算的准确性。质量保证还应包括对 PSA 文档的管理。

2.7 PSA 文档的规定

2.7.1 PSA 文档的首要目标是满足使用方的需求，并与 PSA

的特定应用相适应。PSA 可能的使用方包括:

（1）核动力厂营运单位（管理人员及运行人员）;

（2）设计单位和供货商;

（3）核安全监管机构及为其提供技术支持的人员或机构;

（4）其他政府机构;

（5）公众。

2.7.2 PSA 文档包括 PSA 的工作文件、计算模型的输入和输出、阶段性成果报告和最终报告等。PSA 文档应内容完整，结构合理、清晰，且易于理解、审查和升版。应采用可追溯的、有序的方式进行记录，即各部分应尽可能按照实际分析工作开展的顺序在最终文档中呈现。此外，还应为可能的扩展性分析提供方法说明，包括使用改进的模型、扩展 PSA 的范围以及其他应用等。清晰地描述在扩展与诠释 PSA 时所作的假设、例外和局限性对于 PSA 的使用方也非常重要。

2.7.3 应在报告（或参考文献）文档中给出用于复现研究结果的所有必要信息。所有的中间分析、计算、假设等信息应以文档记录、工作文件或计算机电子文件等形式予以保存，以保证将来可以对 PSA 分析的细节进行复现和更新。

2.7.4 PSA 研究工作最终应形成相应的 PSA 报告。报告应包括两个主要部分:

（1）主报告;

（2）主报告的附件。

2.7.5 主报告应采用清晰的、可追溯的方式阐述 PSA 工作的

开展情况及研究结论，包括核动力厂描述、研究目标、使用的方法和数据、所考虑的始发事件、核动力厂建模结果及结论等。主报告及其附件应能够:

（1）支持 PSA 的技术审评;

（2）有助于使用者理解 PSA 分析的关键细节;

（3）支持运用 PSA 模型和结论进行高效、多样化的应用;

（4）便于模型、数据和结果的更新，以支持核动力厂进行持续的安全管理。

2.7.6 主报告的附件应包含开展 PSA 工作所涉及的详细数据、工程计算的记录、详细模型等。附件的结构应尽可能直接对应主报告的相关章节。

3 二级 PSA 的核动力厂信息收集

3.1 筛选与严重事故相关的重要设计特征

3.1.1 二级 PSA 团队所有成员应在熟悉核动力厂的设计和运行的基础上，确定影响严重事故进程、安全壳响应和放射性物质在安全壳内迁移的核动力厂系统、构筑物、部件、运行规程和事故规程、应急运行规程等的相关信息。对已运行核动力厂，熟悉核动力厂还包括现场踏勘和与运行人员及工程师的访谈。对于在设计阶段暂时无法获取的信息，可以参考相似核动力厂的相关设计信息。

3.1.2 二级 PSA 团队应确定能够影响严重事故进程的核动力

厂特征，必要时应开展进一步研究。对严重事故进程和缓解有重要意义的关键核动力厂设计特征包括:

（1）反应堆压力容器外下部区域的特征。当堆芯熔融物重新定位到反应堆压力容器底部或从压力容器的底部流出时，这个区域的特征会影响到其扩散的范围和可冷却性。

（2）从反应堆压力容器下部区域到安全壳的流道特征。当轻水堆中的高压熔融物喷射时，对流道流动或者其他几何因素的限制会缩小下封头失效后堆芯碎片的分布范围。

（3）安全壳内的结构布置特征。高度分隔的结构会限制可燃气体在安全壳内的混合以及扩散程度。

（4）可能导致安全壳旁通的序列特征。

可能影响严重事故进程和缓解的核动力厂设计特征还包括表 1 的示例。

表 1 影响严重事故进程和缓解的核动力厂设计特征示例

一、影响严重事故进程的设计特征	注 释
反应堆	
反应堆堆型	压水堆
功率水平	稳态下总热功率
燃料类型/包壳类型	氧化物、混合氧化物/锆合金、不锈钢
堆芯	
燃料/包壳的质量	实际运行值
燃料组件几何形状	实际运行值
控制棒类型和数量	实际运行值
反应堆功率的空间分布	典型的轴向和径向功率峰值因子
衰变热	随时间变化的衰变热水平
放射性物质装量	堆芯内放射性物质总量
反应堆冷却剂系统	
反应堆冷却剂和慢化剂类型	轻水、重水
反应堆冷却剂/慢化剂体积	按照设计和制造的结果

安注箱容量和压力设定值	实际运行值
反应堆冷却剂系统降压装置	具体设定点
卸压能力	实际运行值
连接反应堆冷却剂系统的安全壳贯穿件的隔离	安全壳旁通的可能性
安全壳	
安全壳几何结构	内部空间的形状和分区
安全壳自由容积	考虑结构占位的建造值
安全壳设计压力/温度	极限承载力的现实评估值
安全壳材料组成	钢材、混凝土和其他
运行压力/温度	实际运行值
安全壳冷却剂能力和设定值	实际运行评估
混凝土成分	具体的化学成分
地坑、体积和位置	具体的几何形状
安全壳边界相邻部分	安全壳边界到反应堆压力容器和堆腔/基座的距离
安全壳通风规程和位置	通风管线位置和启动规程
对外部灾害的响应	地震，水淹导致的结构破坏
潜在的安全壳隔离失效	安全壳隔离的贯穿件布置和密封材料的可靠性
二、影响严重事故缓解的设计特征	注 释
氢气控制设备	惰化措施、点火器、非能动复合器和其他
熔融堆芯的冷却	冷却堆芯熔融物的核动力厂特定设计措施
安全壳过滤排放	过滤效率、启动时间、运行时长

3.1.3 除了核动力厂的设计特征外，还应考虑核动力厂相关运行规程和严重事故管理指南。

3.2 收集与严重事故有关的重要信息

3.2.1 PSA 团队应在全面理解影响严重事故行为和放射性物质释放的核动力厂设计特征的基础上，收集和整理开展核动力厂二级 PSA 所需要的特定数据。所需数据与 PSA 分析范围和计算工具相关，也受核动力厂严重事故进程分析特定模型的影响。

3.2.2 应从满足质量保证要求的信息来源中获取数据。获取

数据的信息来源应在 PSA 文档中记录。可用的信息来源主要包括:

（1）设计和核动力厂执照申请文件;

（2）施工图;

（3）核动力厂运行、维修或试验的特定程序;

（4）工程计算或分析报告;

（5）核动力厂踏勘记录;

（6）建造标准;

（7）厂家提供的技术资料;

（8）与核动力厂相关人员的访谈;

（9）场区移动设施的布置图;

（10）应急预案和应急执行程序的规定等。

3.2.3 二级 PSA 使用参考核动力厂的数据前，应进行设计特征对比，以确定与参考核动力厂是否真的“相似”及是否因此有相似的薄弱环节。使用参考核动力厂的数据得出二级 PSA 结论时，应给出对比的设计特征及可比性说明。可以对比的设计特征示例如表 2 所示。

表 2 核动力厂及安全壳设计特征对比示例

设计特征	可比性说明
反应堆功率与反应堆冷却剂系统容积比	事故进程时间、恢复动作时间
反应堆功率与安全壳体积比	安全壳负载比例
锆质量与安全壳自由体积比	燃烧的可能性和安全壳负载比例
压力容器下部到安全壳的路径	熔融物可能的分布和高压熔融物喷射
混凝土成分	堆芯熔融物—混凝土相互作用时，不可凝气体的生

	成和放射性物质的释放

4 与一级 PSA 的接口

4.1 概述

4.1.1 一级 PSA 确定了大量导致堆芯损坏的事故序列。二级 PSA 与一级 PSA 接口是将一级 PSA 的信息有效地传递到二级 PSA，从而减少二级 PSA 中评估事故序列事故进程、安全壳响应和放射性核素释放的工作量，并保留二级 PSA 分析所需的初始和边界条件。在一级 PSA 和二级 PSA 模型之间传递信息时，应识别需要考虑的相关性。这些相关性包括始发事件和支持系统的相关性、设备已发生失效引起的相关性失效、人员操作的相关性（包括可用时间及资源限制）、功能相关性（包括核动力厂状态降级）和共因失效的相关性等。应给出处理一级 PSA 和二级 PSA 模型之间相关性的明确方法，例如:

（1）在二级 PSA 中考虑;

（2）扩展一级 PSA;

（3）通过 PDS 进行信息传递;

（4）上述方法的综合。

4.1.2 一级和二级 PSA 接口的典型方式是将一级 PSA 可能导致堆芯损坏和放射性释放的事故序列（或者单个割集）按照特征属性归并得到 PDS。PDS 代表了一组具有相似事故进程的事故序列，它们对安全壳施加了相似的负荷，进而导致相似的事件进展

和放射性源项。PDS 的属性可以包括影响事故进程、安全壳响应或者放射性物质向环境释放等各种因素，这些因素为开展严重事故分析提供了初始和边界条件。

4.2 功率工况内部事件二级 PSA 的 PDS

4.2.1 当功率工况内部事件一级 PSA 没有描述 PDS 定义中关注的特征及属性，如安全壳系统或其他不直接影响堆芯损坏的系统状态时，应扩展一级 PSA。功率工况内部事件二级 PSA 的 PDS 需考虑的特征及其属性示例如表 3 所示。当核动力厂二次包容壳可能对源项有重要影响时，也应在 PDS 属性中考虑它们的状态。当 PSA 应用需要时，PDS 还应考虑其他相关属性。

表 3 PDS 特征和属性示例

特 征	属 性
始发事件	大破口失水事故； 小破口失水事故； 安全阀/泄压阀卡开导致的破口； 瞬态； 旁通类事故。
堆芯损坏时反应堆冷却剂系统的压力	高； 中； 低。
应急堆芯冷却和其他冷却系统的状态（堆芯损坏的时间）	早期丧失所有应急堆芯冷却； 应急堆芯冷却直接注入阶段成功，但是再循环阶段失效（随后堆芯损坏）； 堆芯损坏或反应堆压力容器损坏后，可提供应急堆芯冷却功能； 蒸汽发生器冷却是否可用。
安全壳设施状态	喷淋/安全壳冷却（如果有）： 始终保持运行状态； 需求失效； 直接喷淋阶段成功，但是未成功切换至再循环喷淋。

	氢气点火器/复合器（如果有）： 始终有效； 需求失效； 后期失效。
	通风/排放系统： 始终可用； 需求失效； 后期运行失效。
安全壳状态	完整且堆芯开始损坏时即隔离； 完整但堆芯开始损坏时未隔离； 结构失效或有较大泄漏（确定尺寸和泄漏位置）*。
二次包容壳（如，反应堆厂房或者包容构筑物）状态	完整且堆芯开始损坏时即隔离； 完整但堆芯开始损坏时未隔离； 结构失效或有较大泄漏*。

*包含了外部危险和内部危险引起的结构损伤。

4.2.2 应确保将一级 PSA 事故序列，特别是所有堆芯损坏序列都归入到相应的 PDS 中。

4.2.3 PDS 通常分为两大类：一类是安全壳具备包容和滞留能力，放射性物质从反应堆冷却剂系统释放到安全壳内；另一类是安全壳旁通或者失效，放射性物质直接释放到环境中。对于安全壳完整的 PDS，通常应进行安全壳事件树分析。对安全壳旁通或者失效，放射性物质直接释放到环境的 PDS，通常仅需要源项分析，必要时可开展安全壳事件树分析，评估降低源项的可能措施。

4.2.4 将事故序列归组到 PDS 时，应考虑一级 PSA 中系统和设备的失效对安全壳完整性或放射性物质释放的可能影响，包括如下几方面：

（1）始发事件的类型。它影响流体进入安全壳的流速、堆芯熔化和氢气生成的进程、放射性物质释放的时间进程等。

（2）堆芯冷却功能的失效模式。它影响堆芯熔化的时间进程。

（3）燃料损坏的程度。

（4）堆芯损坏开始时反应堆冷却剂系统压力以及反应堆压力容器下封头失效前可以改变压力容器内压力的安全/释放阀或其他部件的状态。堆芯损坏开始后反应堆压力容器内的压力会影响反应堆冷却剂系统超温超压的失效概率。反应堆压力容器下封头失效时，压力容器内的压力会影响堆芯熔融物到安全壳的蔓延和扩散模式。始发事件和卸压系统的功能可能影响安全壳压力。

4.2.5 将事故序列归组到 PDS 时，应考虑安全壳内设施的状态。安全壳内设施的状态影响安全壳冷却、放射性物质迁移、可燃气体的混合等。

4.2.6 应将选定的 PDS 减少到可处理的数量。第一种方法是合并具有相似属性的 PDS，选择其中代表性的序列进行包络分析。此时应确保给定的 PDS 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、裂变产物屏障的丧失进程、释放类的条件概率）；第二种方法是使用频率截断值筛除发生频率极低的 PDS。在引入频率截断值之前，要对导致早期放射性释放和大量放射性释放的 PDS 进行仔细筛选，以免疏漏。应考虑事故序列归并到 PDS 过程中引入的变化和不确定性，并考虑其对 PSA 具体目标的影响。

4.3 其他范围 PSA 的 PDS

4.3.1 低功率和停堆工况与功率工况下核动力厂状态的差异主要在于始发事件发生时，一回路水装量、一回路/二回路状态和安全壳状态不同。因此将二级 PSA 的范围由功率工况扩展到低功率和停堆工况时，不能直接使用功率工况二级 PSA 定义的 PDS，应补充低功率和停堆工况的特有属性。核动力厂低功率和停堆工况存在影响严重事故行为的重大变化或要对特定工况进行更精确的模拟时，需定义新的 PDS。低功率和停堆工况二级 PSA 中 PDS 的定义应考虑包括安全壳状态和冷却剂水位在内的更多属性，如一回路水装量低至半管运行、一回路开启（如：在开盖期间或换料期间）、安全壳未被隔离（如换料操作期间）等。

4.3.2 将二级 PSA 扩展到内部和外部危险时，需要考虑危险对严重事故缓解所需系统的影响，包括那些支持人员操作以及影响安全壳完整性的系统的影响。例如：地震可能导致安全壳失效。

5 严重事故下的安全壳性能分析

5.1 分析对象

安全壳性能分析是对核动力厂设计中承受严重事故放射性释放并滞留放射性物质的安全壳及相关系统进行性能分析。

5.2 分析目的

严重事故下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威胁其完整性的各种因素的能力，为评估安全壳失效

模式、失效位置、破口尺寸和极限压力/温度承载能力等提供工程基础数据。

5.3 分析方法

5.3.1 应收集安全壳结构设计和安全壳贯穿件的详细信息，并根据这些信息分析安全壳通过钢衬里或贯穿件泄漏的可能性，现实地评估安全壳性能极限。安全壳结构设计与安全壳贯穿件重要特征和信息示例如表 4 所示。

表 4 安全壳结构设计与安全壳贯穿件的重要特征和信息示例

特征	特征信息
安全壳种类	钢结构; 预应力混凝土; 钢筋混凝土。
安全壳贯穿件	设备舱门; 人员舱门; 管道贯穿件; 电气贯穿件; 大气净化管线; 排气管线。
其他	安全壳的几何形状; 安全壳的几何不连续性，例如：从圆柱形壳过渡至穹顶和底板; 双层/单层; 安全壳衬里锚固系统; 安全壳与周围其他构筑物的相互作用。

5.3.2 应识别安全壳失效机理，作为安全壳承载能力分析的输入。不能仅依据安全壳的设计准则来评估安全壳承载能力，设计时因为考虑了安全裕量，安全壳实际能够达到的极限承载力常常超过设计值。当安全壳设计没有考虑严重事故期间在安全壳内形成的恶劣环境条件时，通常需要建立新的安全壳失效模型。

5.3.3 安全壳性能分析所进行的核动力厂特定计算应基于验

证过的结构模型，并有相应的数据和合理的失效准则。安全壳性能分析应考虑安全壳的不同负荷类型。

5.3.4 当内部压力负荷是安全壳失效的潜在主要决定因素时，还应考虑温度对安全壳结构性能的影响。温度可能影响安全壳结构材料的强度特性，同时引起贯穿件密封材料的退化。

5.3.5 当严重事故进程分析表明熔蚀程度可能影响反应堆压力容器支撑结构、安全壳墙壁或楼板时，则应分析堆芯碎片是否会引起安全壳部分或全部熔穿。此时需确定和分析安全壳的可能熔穿位置（如贯穿件、地坑汲水管线等）。

5.3.6 安全壳性能评估通常采用“阈值法”和“破前漏法”。“阈值法”定义了一个带有不确定性的压力阈值，安全壳一旦达到这个压力阈值就会失效并产生大的破裂，从而可能导致安全壳内气体大量、快速地释放到环境。“破前漏法”假设安全壳在大破裂前会发生泄漏，随着压力逐步增加，安全壳达到极限承载压力时，会存在发生更大失效的可能性。当安全壳内气体的质量和能量增加速率小于或等于向外泄漏的速率时，则预计安全壳压力不会逐步增加，安全壳不会发生大规模失效。

5.3.7 安全壳结构性能的评估应包括评估与其相关的安全壳极限承载压力/温度的不确定性。应考虑材料特性和建模的不确定性。可通过专家的分析判断来建立泄漏、破裂等安全壳可信失效模式下的失效压力/温度分布。

5.3.8 安全壳性能评估可应用相似安全壳的评估结果，但应

说明采用该结果的合理性。

6 严重事故进程和现象分析

6.1 严重事故进程分析

6.1.1 开展特定的严重事故进程分析是评价核动力厂严重事故行为的首选方法。应对核动力厂堆芯损坏频率（CDF）有明显贡献的 PDS 进行事故进程分析。对发生频率低、但是可能导致早期放射性释放或大量放射性释放的 PDS，如安全壳旁通或安全壳早期失效也要进行事故进程分析。对频率高和后果严重的 PDS 进行详细的事故进程分析，可以为其他没有详细分析的 PDS 事故序列发展提供评估信息。

6.1.2 核动力厂特定的严重事故进程分析可以用相似核动力厂的严重事故现象和安全壳响应研究成果进行补充。应用相似核动力厂的参考结果进行比例分析或适用性分析能够给特定核动力厂的严重事故进程分析提供更多有用的输入。严重事故进程分析本身的不确定性可能超越核动力厂设计差异所带来的严重事故进程差异。可以通过对关键设计属性开展相应的比例分析来包络核动力厂小的设计特征差异。

6.1.3 严重事故进程分析应使用经过验证的严重事故计算分析程序。程序类型和计算分析数量应基于二级 PSA 的目标确定，确定时应考虑：

（1）选定的程序能够分析事故过程中发生的绝大部分事件

序列和现象;

（2）选定的程序能够正确地考虑不同物理化学进程之间的相互影响;

（3）选定的程序满足验证、对比分析和文档记录的要求;

（4）选定的程序所需计算时间和资源合理;

（5）选定程序的技术局限性和不足是明确的。

附录I给出了对严重事故分析程序的说明。

6.1.4 应明确选定程序各种建模选项对分析结果的影响。应对模拟严重事故进程有潜在影响的不确定性因素（示例如表 5）进行敏感性分析。

表 5 典型压水堆核动力厂严重事故进程的不确定性因素示例

不确定性因素	可能影响的相关现象
反应堆压力容器内产生氢气	堆芯流道阻塞; 包壳氧化; 包壳肿胀; 再淹没与补水; 堆芯升温熔化; 熔融燃料迁移再定位。
反应堆冷却剂自然循环	反应堆冷却剂系统回路形成循环流动; 反应堆冷却剂系统压力边界的升温和蠕变破裂; 主泵轴封降级或失效。
反应堆压力容器内燃料—冷却剂的相互作用	可能导致反应堆压力容器中的燃料损坏; 重返临界; 爆炸导致反应堆压力容器失效; 放射性物质释放。
反应堆压力容器失效机理	下封头贯穿件的熔穿和冷却; 下封头局部失效; 整体蠕变失效。
熔融物高压喷射/安全壳直接加热	捕集向安全壳喷射的碎片; 锆氧化过程放热并产生氢气; 碎片迁移到堆腔外;

	氢气燃烧; 放射性物质释放。
反应堆压力容器外燃料—冷却剂相互作用	熔融物破碎和淬火; 安全壳缓慢升压; 蒸汽爆炸对安全壳产生动态荷载; 放射性物质释放。
堆芯—混凝土相互作用	熔融物碎片侵蚀安全壳结构; 生成不可凝气体; 熔融物碎片可能与安全壳压力边界接触; 放射性物质释放。
氢气燃烧	气空间的混合或分层; 蒸汽惰化; 点火传播与爆燃火焰; 火焰从爆燃变成爆炸; 局部氢爆; 向构筑物的传热; 隔间结构对燃烧压力波的响应导致门或防爆隔板打开、水池消失等。

6.1.5 应评估模型中用于事故进程定量化的重要计算变量，如压力和温度峰值、可燃气体产量、主要事件的发生时间等，并形成文档记录。应在 PSA 文档中给出这些变量在重要时间节点的评估结果并进行分析。

6.1.6 应考虑可能对分析人员严重事故进程预判能力有影响的因素，如所用计算程序的完整性、精确性和有效性及使用的反应堆试验数据等。

6.1.7 应考虑严重事故管理措施的影响，包括有利影响和潜在不利影响。应考虑包含在核动力厂相关规程或严重事故管理指南中的人员响应。

6.2 严重事故现象分析

6.2.1 应选取合适的模型、计算程序和数据开展严重事故现象分析，并考虑所有相关严重事故现象的概率。

6.2.2 应说明严重事故现象评估过程中所用的经验数据或参考核动力厂数据的相关性和适用性。

6.2.3 作为严重事故进程分析的一部分，严重事故现象分析也应考虑严重事故管理措施的影响，包括有利影响和潜在不利影响。

6.2.4 应考虑并评估严重事故现象可能产生的环境条件对二级PSA模型中的设备和系统可用性的影响。影响因素包括温度、压力、湿度、放射性以及能量释放等。

6.3 严重事故现象分支概率确定

6.3.1 应进行严重事故现象概率评价，给出严重事故现象分支概率或支持性模型，以确定堆芯损坏后严重事故现象导致安全壳失效的概率。

6.3.2 量化严重事故现象分支概率应有分析和数据的支持，并合理考虑其不确定性。概率值的确定可依据以下分析及数据:

（1）严重事故现象的确定论分析成果;

（2）相关试验的测量或观测;

（3）相似核动力厂研究结果的分析和见解;

（4）专家意见和专家判断;

（5）严重事故现象的风险评价结果。

6.3.3 可将主导严重事故现象分解成子问题进行研究以确定分支概率。子问题研究可以分别用于安全壳事件树题头事件（顶事件）概率的评估或作为其中一部分连接到安全壳事件树题头事件（顶事件）中。子问题概率值在安全壳事件树定量化中的应用原则应与题头事件（顶事件）保持一致。

6.3.4 对二级 PSA 重要的严重事故序列中的严重事故现象分支概率，应使用现实的方式进行分析；其他严重事故现象的分支概率可使用通用或保守的概率值，但要比较通用概率值与实际核动力厂的差异，评估其适用性。

6.3.5 应选择恰当的分析方法，如专家判断、参数分析等确定严重事故现象建模不确定性的概率值。

7 安全壳事件树分析

7.1 概述

7.1.1 安全壳事件树分析是一种系统评估核动力厂应对严重事故能力的结构化方法。二级 PSA 通过建立安全壳事件树，对堆芯损坏后的严重事故进程和现象、严重事故缓解系统响应以及人员操作进行评价，定性识别和定量评价可能导致早期放射性释放或大量放射性释放的事故情景及发生可能性。安全壳事件树在二级 PSA 的应用过程如图 1 所示。

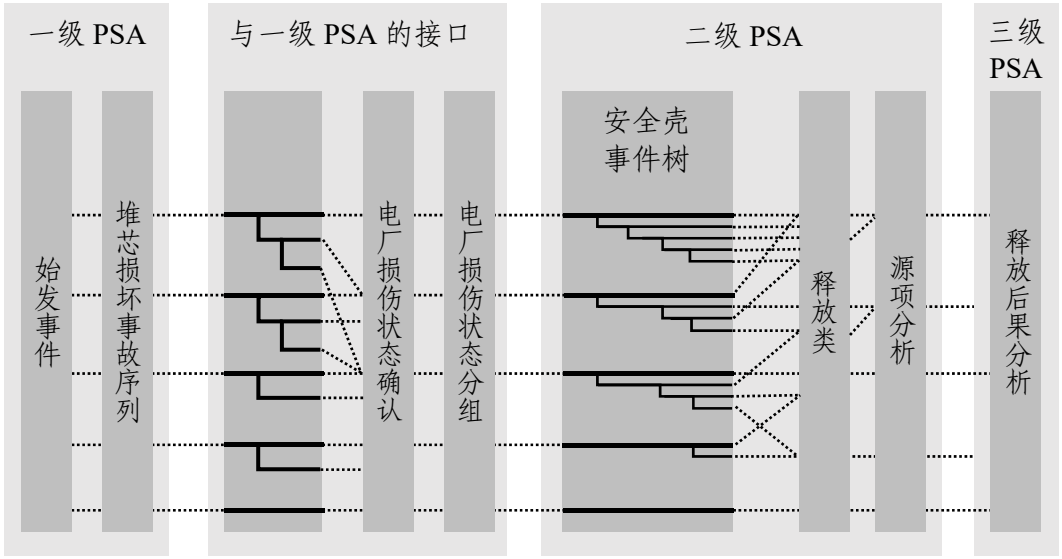

图 1 安全壳事件树的应用过程

7.1.2 安全壳事件树分析的目的是建立一个能够系统量化事故序列的逻辑框架。该逻辑框架至少应满足以下要求:

（1）将一级PSA的信息以清晰的方式,充分传递至二级PSA;

（2）对可能影响事故进程的严重事故现象、缓解系统响应和人员操作都进行了必要的描述与评价: 恰当地模化了严重事故现象; 提供了严重事故缓解系统及其支持系统的成功准则; 提供了人员操作的时间窗口、人员操作的可达性要求以及其他恢复动作的分析;

（3）在模型中恰当地反映了相关性;

（4）事件序列终态的定义包括了释放时间、安全壳失效模式、放射性核素的释放方式以及释放量等特征;

（5）能够量化事故序列频率。

7.2 安全壳事件树的题头事件（顶事件）

7.2.1 安全壳事件树的题头事件（顶事件）应表明对事故进

程、严重事故响应、放射性物质屏障的挑战和放射性物质释放到环境的缓解起决定作用的事件和物理过程，包括严重事故现象、严重事故缓解系统响应、严重事故相关管理措施和人员响应行动等。安全壳事件树题头事件(顶事件)与核动力厂设计密切相关，对某类反应堆/安全壳系统重要的严重事故响应对于其他类型来说可能并不重要。

7.2.2 安全壳事件树建模的详细程度和规模应与二级 PSA 目标相匹配。当二级 PSA 的目标仅仅是确定放射性物质 LERF，而不需要评估全范围严重事故源项时，可以开发结构较小的安全壳事件树，此时主要关注适当时间范围内后果严重的事故序列。

7.2.3 安全壳事件树应正确描述时序，合理考虑事件、现象之间的相互影响。处理时序问题的一种方法是以事故进程中的主导因素发生重要改变为依据，将安全壳事件树划分成多个连续时间段，如：阶段 1 为反应堆压力容器内堆芯损坏的早期，需要核动力厂立即响应；阶段 2 为反应堆压力容器内堆芯损坏的后期到反应堆压力容器失效；阶段 3 为核动力厂长期响应阶段。阶段 3 有时进一步细分为三个子阶段：

（1）阶段 3a，反应堆压力容器失效时刻。考虑由于反应堆压力容器失效而带来的挑战，如安全壳直接加热。

（2）阶段 3b，反应堆压力容器失效后的几小时内。考虑堆芯熔融物在压力容器外的即刻行为，如：堆芯熔融物在压力容器外的稳定或者开始与混凝土发生反应。

（3）阶段 3c，反应堆压力容器失效几小时之后。考虑熔融物堆外行为带来的挑战，如熔融物与混凝土相互作用产生不可凝气体引起的压力上升，燃烧现象或蒸汽的不断生成导致的压力上升。

7.3 安全壳事件树分支概率确定

7.3.1 需对安全壳事件树题头事件（顶事件）进行评估分析，以确定安全壳事件树分支概率。

7.3.2 安全壳事件树分支概率包括严重事故现象的分支概率、严重事故缓解系统和设备可靠性的分支概率以及严重事故缓解中人员可靠性的分支概率，其中严重事故现象分支概率计算参见 6.3 节，其他概率的确定如本节所述。

7.3.3 应进行系统评价，确定堆芯损坏后严重事故缓解系统的可靠性，给出二级 PSA 模型中系统、设备可靠性的分支概率和支持性模型。需关注低功率停堆工况或外部事件二级 PSA 中系统、设备可靠性的特殊处理，比如停堆工况安全壳打开的概率，地震、火灾、水淹等危险对系统、设备可靠性的影响等。系统评价应合理考虑并评估严重事故导致的环境条件对二级 PSA 模型中系统和设备的可用性影响。对于时间窗口比较长的事故序列，可考虑系统或设备的恢复操作，比如恢复电源。应合理模化一级和二级 PSA 模型中系统和设备的相关性。系统或设备在一级和二级 PSA 模型中都用到时，任务时间可能不同。

7.3.4 应进行人员可靠性分析，以确定堆芯损坏后严重事故

缓解操作的可靠性，给出二级 PSA 模型中人员可靠性的分支概率和支持性模型。一级 PSA 模型中没有体现的严重事故管理操作对严重事故进程和严重事故现象的影响应在安全壳事件树中考虑。应评估二级 PSA 中人员操作与一级 PSA 事故序列中人员操作可能存在的相关性。人因失误概率处理方法应与一级 PSA 相协调，应考虑严重事故进程带来的影响和严重事故响应过程中影响人员可靠性的其他因素，如组织、程序等。对于时间窗口比较长的事故序列，可考虑人员操作的恢复。

7.3.5 安全壳事件树定量化可以使用连接事件树、故障树、用户自定义的函数或其他方法。所使用的二级 PSA 软件应满足将安全壳事件树分支概率整合到安全壳事件树中，进行定量化分析的需求。

7.3.6 应对安全壳事件树模型及其分支概率的确定进行管理和审评，确保整个模型构建和定量化过程是可追溯的。

8 严重事故源项

8.1 源项分析的范围

8.1.1 应针对安全壳事件树的事件序列终态进行源项分析，从而确定从核动力厂释放到环境中的放射性物质的种类和量。源项分析的范围取决于二级 PSA 的目标和预期应用。在开始二级 PSA 研究时就应根据其目标和预期应用，定义安全壳事件树事件序列终态的相关属性。当二级 PSA 要应用于三级 PSA 时，应对

CDF 有贡献的所有事故序列进行源项分析，给出其与 CDF 相关的释放特性。当二级 PSA 仅需给出 LERF 时，则可针对选定的事故序列进行源项分析。

8.1.2 二级 PSA 源项分析的内容通常包括:

（1）根据放射性释放的特征定义释放类;

（2）将安全壳事件树的事件序列终态归并成释放类;

（3）对每个释放类进行源项分析。

8.2 释放类的定义及属性

8.2.1 安全壳事件树事件序列终态通常用释放类表示。将安全壳事件树事件序列的终态进行分组，将具有相同或相似环境释放属性的事件序列终态归并为一组，定义为释放类。然后对每个释放类进行源项分析，以减少需要开展源项分析的事故序列数量。

8.2.2 安全壳事件树的事件序列代表了堆芯损坏后的一系列事件组合，其中很多事件的特征对放射性物质从安全壳的释放有显著影响，这些事件特征包括:

（1）反应堆冷却剂系统的失效模式;

（2）安全壳失效的模式和时间;

（3）熔融堆芯材料的冷却机理;

（4）放射性物质的滞留机理;

（5）放射性物质的去除机理。

8.2.3 释放类定义需要明确与放射性物质迁移和安全壳失效机理相关的一系列属性，这些属性也与放射性物质释放到环境的

特性相关。

8.3 释放类的归并

8.3.1 应采用系统化方法将安全壳事件树的事件序列终态归并成所定义的释放类。安全壳事件树定量化软件会影响安全壳事件树事件序列终态的归并过程，软件中包含的安全壳事件树事件序列终态（割集）的后处理过程或安全壳事件树模型中的相关属性可以用于释放类的归并。

8.3.2 归并成释放类时应考虑影响放射性物质释放的各种因素。归并依据的属性应体现二级 PSA 结果的特性，必要时还需考虑扩展到三级 PSA 的需求。根据归并的不同属性，可将归并过程分为多个阶段进行。如，首先依据主导放射性释放的规模和时间因素进行归并，然后再依据影响放射性物质在大气中的弥散和影响场外人员健康评估的重要属性进行归并。

8.3.3 归并后同一释放类中的安全壳事件树事件序列终态应有相似的放射性释放特性和场外后果，从而使该释放类的源项分析能够代表该类中所有终态的特性。

8.3.4 释放类的归并是一个迭代的过程，可根据源项计算结果、分析目的做适当的调整。定义的释放类数量过多时，应进一步归并成数量适中的组，以便于源项分析。

8.4 源项分析

8.4.1 源项分析应识别和考虑核动力厂设计特征和严重事故现象对源项大小和释放特性的影响。核动力厂的设计特征对安全

壳事件树所有事件序列终态的源项大小和释放特性的影响是一致的，如：燃料和控制棒组件的配置以及材料组成、堆芯功率密度分布、燃耗和混凝土成分等。严重事故现象对源项大小和释放特性的影响会因事故序列不同而发生变化。此外，随事故序列变化的因素也会对源项分析产生影响，如：

（1）堆芯损坏和反应堆压力容器破裂时的反应堆冷却剂系统压力；

（2）冷却水的可用性（压力容器内和外）；

（3）压力容器外堆芯碎片的厚度和成分；

（4）安全壳相关系统的状态；

（5）安全壳破口的尺寸；

（6）安全壳失效的位置和导致放射性物质向环境迁移的路径。

8.4.2 源项分析应模拟影响放射性物质在安全壳和相连厂房中迁移和释放的所有过程，包括：

（1）放射性物质在压力容器内从燃料的释放；

（2）放射性物质在反应堆冷却剂系统中的滞留；

（3）放射性物质在压力容器外的释放；

（4）放射性物质在安全壳和相连厂房中的滞留。

8.4.3 源项分析应评估各类放射性核素在反应堆冷却剂系统回路和安全壳内的空间分布以及到环境中的释放量。

8.4.4 源项评估应尽可能借助理论研究、试验研究、专家判

断或不确定性分析等方式确定放射性核素组离开堆芯区域后以各种可能化学形态存在的份额。

8.4.5 应在每个释放类中选择具有代表性的事故序列开展源项分析，确保源项分析能准确地表征释放类所包含的所有安全壳事件序列终态。代表性事故序列应根据序列的频率和后果对释放类的贡献来确定。当评价的释放类含有潜在不确定机理（如，蒸汽爆炸，安全壳直接加热），缺少可用的可信模型时，可采用简化分析、专家判断、参照其他相似 PSA 结果等方法进行评估。

8.4.6 当释放类的源项分析对核动力厂的某个设计特征或者放射性物质的某个迁移机理特别敏感时，应使用更详细的模型程序进行补充分析。

8.4.7 在新建核动力厂的初步设计阶段或二级 PSA 开展的初期阶段或需要快速获取结果时，可使用参考核动力厂的源项分析结果得到初步的或包络的源项估计结果。

8.4.8 当使用参考核动力厂的源项分析结果进行源项估计时，应满足以下条件:

（1）所分析核动力厂与拟参考核动力厂在设计上足够相似;

（2）所分析核动力厂的事故序列与拟参考核动力厂中开展源项分析的事故序列足够相似;

（3）拟参考的源项结果基于当时最成熟的严重事故建模水平。

8.4.9 源项分析程序应能够模拟严重事故现象的综合行为，

包括：反应堆热工水力响应、堆芯升温、燃料损伤和燃料材料的再定位、安全壳响应、放射性物质从燃料中的释放以及放射性气溶胶和蒸汽在反应堆冷却剂系统和安全壳中的迁移等。

8.4.10 源项的大小可以用一个或多个放射性核素组占初始堆芯装量份额的形式来表示。通常根据物理化学属性的相似性和迁移过程中与其他元素和物质发生化学反应的相似性，将反应堆燃料中生成的放射性物质和放射性同位素归成放射性核素组。归组后，应在源项分析中给出使用的放射性核素组及结构组成。

8.5 源项分析结果及其不确定性

8.5.1 源项分析应给出放射性核素释放的定量结果及其敏感性或不确定性分析结果。应给出放射性核素组的释放量及其频率。

8.5.2 释放类的频率是该类中所有安全壳事件树事件序列终态频率之和。当释放类频率与所定义的风险准则进行比较时，应建立其与风险准则的对应关系。

8.5.3 应考虑不确定性对源项分析结果的影响。应识别出源项定量结果的不确定性，或通过已完成及正在进行的研究项目降低不确定性。源项分析的不确定性主要涉及：

（1）堆芯损坏过程和安全壳行为中的不确定性（如表 5 所示）；

（2）燃料裸露或烧毁对放射性物质从燃料中释放的速率的影响；

（3）挥发和半挥发核素的化学组成；

（4）燃料、中子吸收体和结构材料在堆芯降级过程中的化学相互作用;

（5）放射性物质和气溶胶在反应堆冷却剂系统回路表面的沉积速率;

（6）安全壳旁通事故序列中放射性物质在管道和其他设备上的沉积;

（7）堆芯熔融物与混凝土相互作用过程中放射性物质和气溶胶的释放;

（8）堆芯熔融物与混凝土相互作用中的化学反应过程;

（9）氢气燃烧或火焰前沿与气载放射性物质的相互作用;

（10）气溶胶与水蒸气被洗涤的效率;

（11）水池中所俘获放射性物质的水化学特性;

（12）表层放射性物质的再气化和再悬浮;

（13）放射性气溶胶的化学分解。

8.5.4 应对源项分析模型及其定量化结果的确定进行管理和审查，确保整个模型构建和定量化过程是可追溯的。

9 二级 PSA 结果和评价

9.1 二级 PSA 的结果

9.1.1 应给出安全壳事件树定量化结果。

9.1.2 应给出安全壳事件树事件序列终态及其重要贡献项的分析结果，包括但不限于:

（1）应确定每种释放类的频率和不确定性。应确定总释放频率的主要贡献者，并列表给出每个释放类对总释放频率的贡献。

（2）应识别重要释放类的贡献项（如始发事件、支配性事故序列、严重事故现象、安全壳失效模式等）及相对贡献份额、放射性物质向环境的释放及相关频率、释放物质的总量及其相关信息（如物理和化学特性、释放时间、能量、时长和位置等）。

（3）应确定和说明安全壳早期失效的主要贡献项。应确定和说明不同 PDS 的安全壳早期失效条件概率不同的原因。

（4）应按照分析的具体要求对不确定性进行描述和处理，给出处理二级 PSA 不确定性的具体方法和定量评价结果。

（5）应按照分析的具体要求对敏感性进行描述和处理，给出基于分析结果的重要风险见解。

9.1.3 应识别分析中可能影响二级 PSA 结果应用的局限性，包括但不限于:

（1）识别二级 PSA 分析中所考虑的一级 PSA CDF 的比例，识别在二级 PSA 分析中所考虑 CDF 的比例低于 100%的原因(如有）;

（2）识别分析的详细程度对二级 PSA 应用局限性的可能影响;

（3）识别分析中的建模假设和未考虑的过程、现象、人员操作所导致的局限性。

9.1.4 应描述和评价不确定性分析的结果，完善二级 PSA 结

论。

9.1.5 对于目前不能在二级 PSA 定量化中明确考虑的不确定性，应针对影响二级 PSA 结果不确定性的主要因素进行敏感性分析。

9.1.6 二级 PSA 分析过程和结果应形成文档报告，以便于审查、应用、升级和同行评估的方式进行二级 PSA 结果的展示；文档应说明二级 PSA 分析的具体内容，所使用的方法、PSA 处理过程以及通过逻辑演绎得出的定量化结果、风险见解和结论，同时也要便于支持性资料的查阅。二级 PSA 中所采纳的专家判断也应进行文档记录。

9.2 不确定性、重要度和敏感性分析

9.2.1 不确定性分析

9.2.1.1 应确定二级 PSA 不确定性的主要来源，并评价不确定性对评价结果的影响。二级 PSA 分析中不确定性的来源主要包括:

（1）分析不完备导致的不确定性。二级PSA的主要目标是评估能够导致放射性物质释放的所有可能情景，这些情景大部分来自一级PSA的结果。然而，无论是一级PSA还是二级PSA都无法保证此过程的绝对完整以及已识别出所有可能的放射性物质释放情景，并进行了合理的评估。同时，一级PSA事故序列或割集归组为PDS作为二级PSA的输入时，会因为丢失一些模型细节而引入不确定性。释放类归并时，也会因为所使用的属性不完整

而引入不确定性。通常可通过增加计算量、减少归组、开展广泛的同行评估等方式降低分析不完备给分析结果和结论带来的不确定性。

（2）建模过程的不确定性。二级PSA支持性分析中对所用方法、模型及假设和近似处理的适当性缺乏全面的认识会导致建模过程的不确定性。通常可通过敏感性分析来评估建模过程的不确定性。

（3）参数的不确定性。参数的不确定性来源于二级PSA定量化过程中基本参数取值的不确定性。通常可通过定义所有参数的不确定性分布并考虑分析过程中的传播来处理参数的不确定性。

9.2.1.2 应首先定义二级 PSA 不确定性分析范围，并选择支配性不确定性来源进行详细处理，以估计二级 PSA 结果的总体不确定性。

9.2.1.3 应确定不确定性分析范围内的不确定性参数值及其参数分布。参数的概率密度函数应有可信的数据、分析和相关考虑的支持。没有在不确定性分析范围内的参数可用平均值来描述或评估。

9.2.1.4 二级 PSA 应根据不确定性分析目标，采用适当的方法分析不确定性的传播。可用的分析技术包括:

（1）使用离散概率分布;

（2）基于简单（蒙特卡洛）随机抽样或分层（拉丁超立方）

抽样的直接模拟方法。

9.2.2 重要度分析

应对始发事件频率、设备可靠性参数、人因失误概率、严重事故现象相关的概率等进行重要度分析，以诠释 PSA 的结果。不同的重要度可提供不同的信息，在二级 PSA 中使用的重要度通常包括:

（1）Fussell-Vesely（FV）重要度;

（2）Risk Reduce Worth（RRW）重要度;

（3）Risk Achievement Worth（RAW）重要度。

9.2.3 敏感性分析

9.2.3.1 应开展敏感性分析以确定二级 PSA 结果对所作假设和所用数据的敏感性。

9.2.3.2 敏感性分析应针对可能对二级 PSA 结果有显著影响的不确定性假设和数据进行。敏感性分析可通过使用替代假设或使用可反映不确定性水平的一系列数值重新进行量化分析。

9.2.3.3 分析人员应提供“对二级 PSA 结果有显著影响”这一术语的定义。该定义可以采用绝对或相对形式的定量准则、定性准则（例如：引入新的事故序列）或定量和定性准则的结合。

9.2.3.4 敏感性分析可以每次只针对一个假设或一个参数展开，也可以就相关假设组合的敏感性进行分析。敏感性分析的结果可说明 PSA 结论的置信度水平。

9.3 二级 PSA 结果的评价

9.3.1 应依据二级 PSA 结果的含义及其潜在用途建立适当的技术评估体系，必要时，应预先建立独立评价和对比研究的程序或规定。

9.3.2 二级 PSA 结果评价的目的是:

（1）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;

（2）确保二级 PSA 分析结果与相似核动力厂的分析及当前对严重事故现象的认知水平相一致;

（3）识别能够合理解释分析结果的因素;

（4）追溯二级 PSA 所有相关内容，以便于解释分析结果;

（5）涉及三级 PSA 方面的应用时，确保二级 PSA 结果与三级 PSA 的应用要求一致。

10 二级 PSA 的应用

10.1 概述

10.1.1 二级 PSA 的结果可单独应用，也可以与一级 PSA、三级 PSA 的结果联合使用。《核动力厂一级概率安全分析》中关于“PSA 的应用”的要求同样适用于二级 PSA，二级 PSA 与一级 PSA 结果的联合应用相较于单独应用一级 PSA 结果可以得到更多的见解。二级 PSA 在设计方面的应用主要包括论证核动力厂设计是否满足已规定的风险准则、论证核动力厂与严重事故

缓解相关设计是否平衡，以及为纵深防御第 4、5 层次的设置提供输入等。

10.1.2 二级 PSA 的范围和详细程度应与其应用目标相匹配。为适用于更多潜在用途，二级 PSA 应尽可能建立在全范围一级 PSA 基础上。当二级 PSA 基于范围或详细程度有限的一级 PSA 时，则应在二级 PSA 应用时考虑这些局限性。

10.1.3 所应用的二级 PSA 模型应体现核动力厂的设计现状和严重事故分析的最新研究成果。

10.2 论证核动力厂设计是否满足规定的风险准则

10.2.1 二级 PSA 的结果应与规定的风险准则相比较。确定核动力厂的设计是否满足风险准则时，应确保二级 PSA 定量结果与其所比较的风险准则具有相同的含义。

10.2.2 论证满足规定的风险准则时，应考虑二级 PSA 敏感性分析和不确定性分析的结果。用敏感性分析和不确定性分析表明二级 PSA 结果满足风险准则的可信度以及超出目标的可能性。

10.3 论证核动力厂与严重事故缓解相关的设计是否平衡

10.3.1 二级 PSA 可用于评估堆芯损坏后采取的严重事故缓解措施是否适当。

10.3.2 二级 PSA 可用于识别出严重事故现象之间的相关性，并在开发严重事故管理指南时，用于识别或改进严重事故管理措施。

10.3.3 二级 PSA 可用于评价和确定严重事故管理指南中严

重事故管理措施的有效性。二级 PSA 用于严重事故管理指南的过程应采用迭代、更新的方式，以促进严重事故管理指南的优化。

10.3.4 二级 PSA 可用于识别核动力厂严重事故预防与缓解措施中的薄弱环节，为是否需要改进设计提供输入。包括:

（1）应用二级 PSA 给出的放射性物质早期释放或大量释放序列识别导致安全壳早期或晚期失效的支配性现象;

（2）应用二级 PSA 给出的各释放类频率和源项识别一回路和安全壳的主要失效模式;

（3）应用二级 PSA 给出的每个释放类割集和系统、设备或其他基本事件的重要度分析结果识别对每个释放类有重要影响的结构、系统和设备。

10.3.5 二级 PSA 可用于评价严重事故预防与缓解措施、薄弱环节改进措施的有效性。二级 PSA 所考虑的改进措施包括纳入到核动力厂设计或设计改进中的额外保护系统或设施。改进措施应能够有效降低最高风险贡献项占整体风险的份额。

10.3.6 二级 PSA 可用于为严重事故管理有关的设计或设计变更提供方案比选依据。二级 PSA 可从降低风险的角度比较设计选项所带来的收益。方案比选依据应包括对设计选项正反两方面的认识和影响。

10.3.7 二级 PSA 可用于支持核动力厂设计扩展工况的划分与评价。

10.4 为纵深防御第 4、5 层次的设置提供输入

10.4.1 二级 PSA 可用于确定核动力厂的纵深防御设计是否足够充分。

10.4.2 二级 PSA 可用于在核动力厂应急计划区测算和应急设施可居留性分析中选取后果较为严重的严重事故序列和大多数严重事故序列，从而为确定具有代表性的严重事故源项分析提供输入。

10.5 其他应用

10.5.1 二级 PSA 可为开展严重事故现象的相关研究活动及确定其优先次序提供依据，以优先关注风险最重要的领域。

10.5.2 二级 PSA 可用于向三级 PSA 扩展。此时，二级 PSA 应能够向三级 PSA 提供不同释放类的发生频率和源项分析结果。需要输入三级 PSA 的源项特征一般包括放射性物质的组成、释放起始时间和持续时间、释放量、释放高度等。

10.5.3 二级 PSA 可用于支持“实际消除”早期放射性释放或大量放射性释放的论证。

10.5.4 二级 PSA 可用于开展严重事故预防和缓解措施利益代价分析，在确保安全性的前提下提高核动力厂的经济性。

10.5.5 二级 PSA 并不仅局限于上述应用领域，还会随着工业实践和技术发展而不断拓展。

附录 I 严重事故计算分析程序

I.1 程序的类型

根据程序的模拟能力和用途，可将严重事故计算分析程序分为两类:

（1）机理程序。机理程序的模型主要基于基本原理，用于计算严重事故进程中的主导现象，涉及从燃料损坏行为到放射性物质释放和迁移，再到氢气混合和燃烧过程等广泛的专业学科。在严重事故研究中通常使用这类程序来设计和分析严重事故试验。程序一旦被合适的试验工况所验证，就可作为一体化分析程序的比较基准。机理程序分析的详细程度一般都会超过大多数二级 PSA 所必需的要求程度。

（2）一体化分析程序。一体化分析程序通常采用简化的现象模型，或简化模型和综合模型相结合来相对快速地模拟整个核动力厂对假想的严重事故从始发事件到放射性物质释放到环境的响应过程。通过将一体化分析程序结果与试验数据以及机理程序的并行计算结果进行对比可以确定简化程度。简化的程度应正确地反映严重事故进程中主导现象的主要特性。一体化分析程序是二级PSA常用的程序，可用于评估核动力厂在不同事故序列下的响应，或者通过对同一个事故序列进行多次计算以支持不确定性分析。一体化分析程序可模拟的现象和过程包括:

1）反应堆冷却剂系统、安全壳结构或封闭厂房的热工水力过程;

2）堆芯冷却的降级、燃料升温、包壳氧化、燃料降级（燃料几何变形）及堆芯材料的熔化和再分布;

3）堆芯材料的再分布引起的反应堆压力容器下封头升温、反应堆压力容器下封头的热工和机械荷载及失效;

4）堆芯材料从反应堆压力容器到堆腔的迁移;

5）熔融堆芯碎片和安全壳底板上的混凝土间的热—化学相互作用以及引发的气溶胶生成;

6）压力容器内外的氢气生成、传输和燃烧;

7）放射性物质（气溶胶和蒸汽）释放、迁移和沉积;

8）放射性气溶胶在反应堆安全壳厂房中的行为，如气溶胶颗粒在水池中的水洗、在气空间的凝聚和重力沉降等;

9）专设安全设施对热工水力和放射性核素行为的影响。

I.2 程序的验证

程序的验证是增强应用信心的关键。严重事故中发生的极端情况和真实的物理尺度难以通过实验实现，因此严重事故计算分析程序要通过合理验证是很困难的。通常，验证过程包含众多模拟仿真的验证矩阵，通过改变用户提供的参数值来验证程序，直到对实验数据的合理符合。

I.3 程序的使用

I.3.1严重事故计算分析程序应便于二级PSA分析人员使用。为了能够将程序的使用与二级PSA的工作框架有效地配合，分析

者必须对以下内容具有充分的认识和理解:

（1）程序中描述的现象及其模化方法和局限性;

（2）输入变量的含义;

（3）输出变量的含义。

I.3.2 程序使用者应全面了解程序的优点和局限性,不应在其设计工况和适用条件的范围以外使用程序。

I.3.3 典型压水堆核动力厂二级 PSA 中应用的一体化分析程序应能够处理图 I-1 所示的大部分或者全部现象。

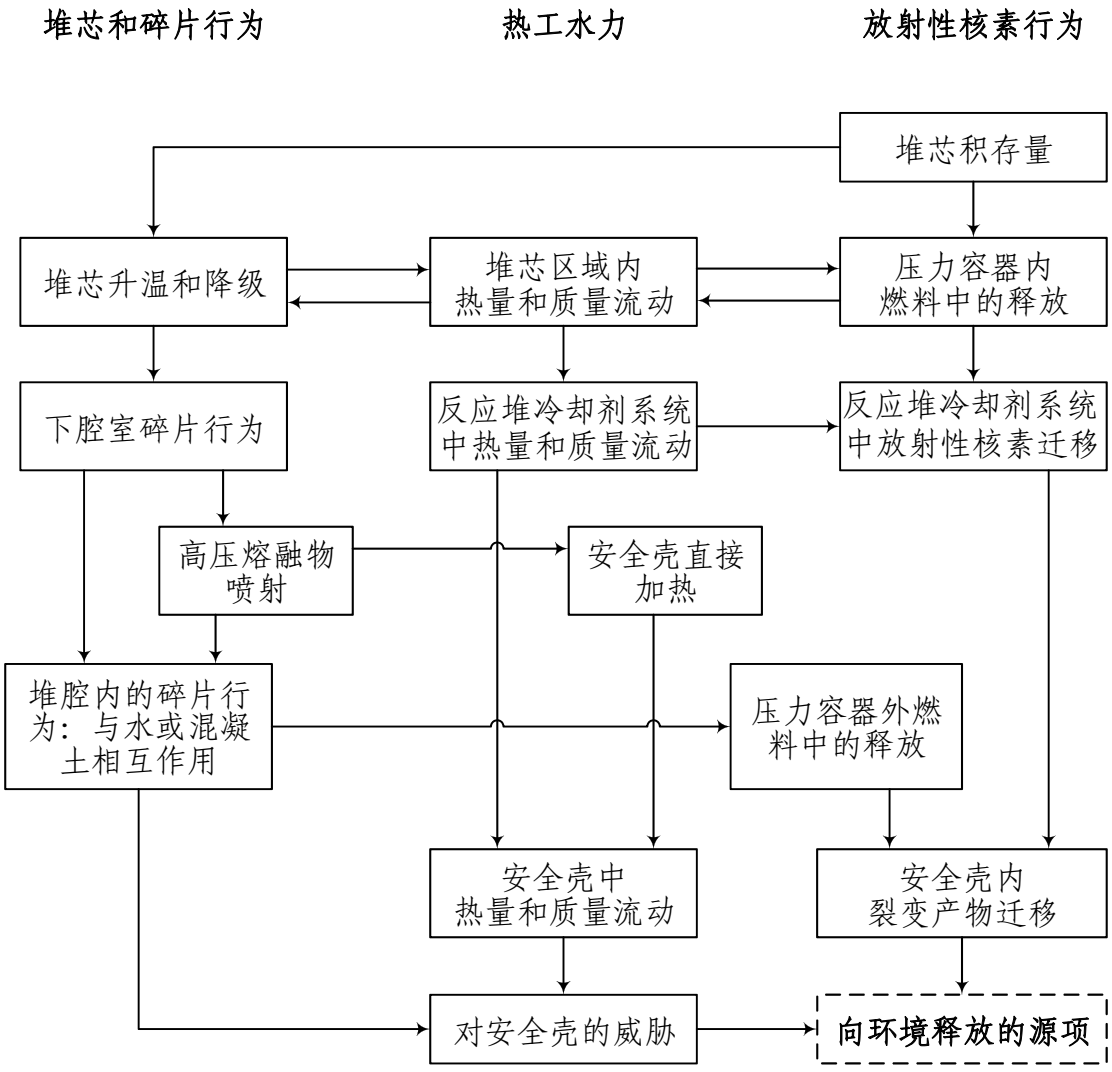

图 I-1 典型压水堆核动力厂二级 PSA 的一体化分析程序涉及的严重事故现象