

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

制定和使用核电厂二级 概率安全评定

特定安全导则

第 SSG-4 号



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准和相关出版物

国际原子能机构安全标准

根据《国际原子能机构规约》第三条的规定，国际原子能机构授权制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并规定适用这些标准。

国际原子能机构借以制定标准的出版物以国际原子能机构《安全标准丛书》的形式印发。该丛书涵盖核安全、辐射安全、运输安全和废物安全。该丛书出版物的分类是安全基本法则、安全要求和安全导则。

有关国际原子能机构安全标准计划的资料可访问以下国际原子能机构因特网网站：

www.iaea.org/zh/shu-ju-ku/an-quan-biao-zhun

该网站提供已出版安全标准和安全标准草案的英文文本。以阿拉伯文、中文、法文、俄文和西班牙文印发的安全标准文本；国际原子能机构安全术语以及正在制订中的安全标准状况报告也在该网站提供使用。欲求进一步的信息，请与国际原子能机构联系（Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria）。

敬请国际原子能机构安全标准的所有用户将使用这些安全标准的经验（例如作为国家监管、安全评审和培训班课程的依据）通知国际原子能机构，以确保这些安全标准继续满足用户需求。资料可以通过国际原子能机构因特网网站提供或按上述地址邮寄或通过电子邮件发至 Official.Mail@iaea.org。

相关出版物

国际原子能机构规定适用这些标准，并按照《国际原子能机构规约》第三条和第八条 C 款之规定，提供和促进有关和平核活动的信息交流并为此目的充任成员国的居间人。

核活动的安全报告以《安全报告》的形式印发，《安全报告》提供能够用以支持安全标准的实例和详细方法。

国际原子能机构其他安全相关出版物以《应急准备和响应》出版物、《放射学评定报告》、国际核安全组的《核安全组报告》、《技术报告》和《技术文件》的形式印发。国际原子能机构还印发放射性事故报告、培训手册和实用手册以及其他特别安全相关出版物。

安保相关出版物以国际原子能机构《核安保丛书》的形式印发。

国际原子能机构《核能丛书》由旨在鼓励和援助和平利用原子能的研究、发展和实际应用的资料性出版物组成。它包括关于核电、核燃料循环、放射性废物管理和退役领域技术状况和进展以及经验、良好实践和实例的报告和导则。

制定和使用核电厂二级概率安全评定

国际原子能机构成员国

阿富汗	格鲁吉亚	挪威
阿尔巴尼亚	德国	阿曼
阿尔及利亚	加纳	巴基斯坦
安哥拉	希腊	帕劳
安提瓜和巴布达	格林纳达	巴拿马
阿根廷	危地马拉	巴布亚新几内亚
亚美尼亚	几内亚	巴拉圭
澳大利亚	圭亚那	秘鲁
奥地利	海地	菲律宾
阿塞拜疆	教廷	波兰
巴哈马	洪都拉斯	葡萄牙
巴林	匈牙利	卡塔尔
孟加拉国	冰岛	摩尔多瓦共和国
巴巴多斯	印度	罗马尼亚
白罗斯	印度尼西亚	俄罗斯联邦
比利时	伊朗伊斯兰共和国	卢旺达
伯利兹	伊拉克	圣基茨和尼维斯
贝宁	爱尔兰	圣卢西亚
多民族玻利维亚国	以色列	圣文森特和格林纳丁斯
波斯尼亚和黑塞哥维那	意大利	萨摩亚
博茨瓦纳	牙买加	圣马力诺
巴西	日本	沙特阿拉伯
文莱达鲁萨兰国	约旦	塞内加尔
保加利亚	哈萨克斯坦	塞尔维亚
布基纳法索	肯尼亚	塞舌尔
布隆迪	大韩民国	塞拉利昂
佛得角	科威特	新加坡
柬埔寨	吉尔吉斯斯坦	斯洛伐克
喀麦隆	老挝人民民主共和国	斯洛文尼亚
加拿大	拉脱维亚	南非
中非共和国	黎巴嫩	西班牙
乍得	莱索托	斯里兰卡
智利	利比里亚	苏丹
中国	利比亚	瑞典
哥伦比亚	列支敦士登	瑞士
科摩罗	立陶宛	阿拉伯叙利亚共和国
刚果	卢森堡	塔吉克斯坦
哥斯达黎加	马达加斯加	泰国
科特迪瓦	马拉维	多哥
克罗地亚	马来西亚	汤加
古巴	马里	特立尼达和多巴哥
塞浦路斯	马耳他	突尼斯
捷克共和国	马绍尔群岛	土耳其
刚果民主共和国	毛里塔尼亚	土库曼斯坦
丹麦	毛里求斯	乌干达
吉布提	墨西哥	乌克兰
多米尼克	摩纳哥	阿拉伯联合酋长国
多米尼加共和国	蒙古	大不列颠及北爱尔兰联合王国
厄瓜多尔	黑山	坦桑尼亚联合共和国
埃及	摩洛哥	美利坚合众国
萨尔瓦多	莫桑比克	乌拉圭
厄立特里亚	缅甸	乌兹别克斯坦
爱沙尼亚	纳米比亚	瓦努阿图
科威特	尼泊尔	委内瑞拉玻利瓦尔共和国
埃塞俄比亚	荷兰王国	越南
斐济	新西兰	也门
芬兰	尼加拉瓜	赞比亚
法国	尼日尔	津巴布韦
加蓬	尼日利亚	
冈比亚	北马其顿	

国际原子能机构的《规约》于1956年10月23日经在纽约联合国总部举行的原子能机构《规约》会议核准，并于1957年7月29日生效。原子能机构总部设在维也纳，其主要目标是“加速和扩大原子能对全世界和平、健康及繁荣的贡献”。

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-4 号

制定和使用核电厂 二级概率安全评定

特定安全导则

国际原子能机构
2024 年·维也纳

版权说明

国际原子能机构的所有科学和技术出版物均受 1952 年（日内瓦）通过并于 1971 年（巴黎）修订的《世界版权公约》之条款的保护。自那时以来，世界知识产权组织（日内瓦）已将版权的范围扩大到包括电子形式和虚拟形式的知识产权。可以获得许可使用国际原子能机构印刷形式或电子形式出版物中所载全部或部分內容。请见 www.iaea.org/publications/rights-and-permissions 了解详情。垂询可致函：

Publishing Section

International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre

PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

网址：<https://www.iaea.org/zh/chu-ban-wu>

© 国际原子能机构，2024 年

国际原子能机构印刷

2024 年 9 月 · 奥地利

制定和使用核电厂二级概率安全评定

国际原子能机构，奥地利，2024 年 9 月

STI/PUB/1443

ISBN 978-92-0-533423-3（简装书：碱性纸）

978-92-0-533323-6（pdf 格式）

ISSN 1020-5853

前 言

国际原子能机构（原子能机构）《规约》授权原子能机构“制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危險的安全标准”。这些标准是原子能机构在其本身的工作中必须使用而且各国通过其对核安全和辐射安全的监管规定能够适用的标准。原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商进行这一工作。定期得到审查的一整套高质量标准是稳定和可持续的全球安全制度的一个关键要素，而原子能机构在这些标准的适用方面提供的援助亦是如此。

原子能机构于 1958 年开始实施安全标准计划。对质量、目的适宜性和持续改进的强调导致原子能机构标准在世界范围内得到了广泛使用。《安全标准丛书》现包括统一的《基本安全原则》。《基本安全原则》代表着国际上对于高水平防护和安全必须由哪些要素构成所形成的共识。在安全标准委员会的大力支持下，原子能机构正在努力促进全球对其标准的认可和使用。

标准只有在实践中加以适当应用才能有效。原子能机构的安全服务涵盖设计安全、选址安全、工程安全、运行安全、辐射安全、放射性物质的安全运输和放射性废物的安全管理以及政府组织、监管事项和组织中的安全文化。这些安全服务有助于成员国适用这些标准，并有助于共享宝贵经验和真知灼见。

监管安全是一项国家责任。目前，许多国家已经决定采用原子能机构的标准，以便在其国家规章中使用。对各种国际安全公约缔约国而言，原子能机构的标准提供了确保有效履行这些公约所规定之义务的一致和可靠的手段。世界各地的监管机构和营运者也适用这些标准，以加强核电生产领域的安全以及医学、工业、农业和研究领域核应用的安全。

安全本身不是目的，而是当前和今后实现保护所有国家的人民和环境的目标的一个先决条件。必须评定和控制与电离辐射相关的危險，同时杜绝不当限制核能对公平和可持续发展的贡献。世界各国政府、监管机构和营运者都必须确保有益、安全和合乎道德地利用核材料和辐射源。原子能机构的安全标准即旨在促进实现这一要求，因此，我鼓励所有成员国都采用这些标准。

国际原子能机构安全标准

背景

放射性是一种自然现象，因而天然辐射源的存在是环境的特征。辐射和放射性物质具有许多有益的用途，从发电到医学、工业和农业应用不一而足。必须就这些应用可能对工作人员、公众和环境造成的辐射危险进行评定，并在必要时加以控制。

因此，辐射的医学应用、核装置的运行、放射性物质的生产、运输和使用以及放射性废物的管理等活动都必须服从安全标准的约束。

对安全实施监管是国家的一项责任。然而，辐射危险有可能超越国界，因此，国际合作的目的就是通过交流经验和提高控制危险、预防事故、应对紧急情况和减缓任何有害后果的能力来促进和加强全球安全。

各国负有勤勉管理义务和谨慎行事责任，而且理应履行其各自的国家和国际承诺与义务。

国际安全标准为各国履行一般国际法原则规定的义务例如与环境保护有关的义务提供支持。国际安全标准还促进和确保对安全建立信心，并为国际商业与贸易提供便利。

全球核安全制度已经建立，并且正在不断地加以改进。对实施有约束力的国际文书和国家安全基础结构提供支撑的原子能机构安全标准是这一全球性制度的一座基石。原子能机构安全标准是缔约国根据这些国际公约评价各缔约国履约情况的一个有用工具。

原子能机构安全标准

原子能机构安全标准的地位源于原子能机构《规约》，其中授权原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商并在适当领域与之合作，以制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并对其适用作出规定。

为了确保保护人类和环境免受电离辐射的有害影响，原子能机构安全标准制定了基本安全原则、安全要求和安全措施，以控制对人类的辐射照射和放射性物质向环境的释放，限制可能导致核反应堆堆芯、核链式反应、辐射源或任何其他辐射源失控的事件发生的可能性，并在发生这类事件时减轻其后果。这些标准适用于引起辐射危险的设施和活动，其中包括核装置、辐射和辐射源利用、放射性物质运输和放射性废物管理。

安全措施和安保措施¹具有保护生命和健康以及保护环境的目的。安全措施和安保措施的制订和执行必须统筹兼顾，以便安保措施不损害安全，以及安全措施不损害安保。

原子能机构安全标准反映了有关保护人类和环境免受电离辐射有害影响的高水平安全在构成要素方面的国际共识。这些安全标准以原子能机构《安全标准丛书》的形式印发，该丛书分以下三类（见图1）。



图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

“安全基本法则”阐述防护和安全的基本安全目标和原则，以及为安全要求提供依据。

安全要求

一套统筹兼顾和协调一致的“安全要求”确定为确保现在和将来保护人类与环境所必须满足的各项要求。这些要求遵循“安全基本法则”提出的目标和原则。如果不能满足这些要求，则必须采取措施以达到或恢复所要求的安全水平。这些要求的格式和类型便于其用于以协调一致的方式制定国家监管框架。这些要求包括带编号的“总体”要求用“必须”来表述。许多要求并不针对某一特定方，暗示的是相关各方负责履行这些要求。

安全导则

“安全导则”就如何遵守安全要求提出建议和指导性意见，并表明需要采取建议的措施（或等效的可替代措施）的国际共识。“安全导则”介绍国际良好实践并且不断反映最佳实践，以帮助用户努力实现高水平安全。“安全导则”中的建议用“应当”来表述。

原子能机构安全标准的适用

原子能机构成员国中安全标准的使用者是监管机构和其他相关国家当局。共同发起组织及设计、建造和运行核设施的许多组织以及涉及利用辐射源和放射源的组织也使用原子能机构安全标准。

原子能机构安全标准在相关情况下适用于为和平目的利用的一切现有和新的设施和活动的整个寿期，并适用于为减轻现有辐射危险而采取的防护行动。各国可以将这些安全标准作为制订有关设施和活动的国家法规的参考。

原子能机构《规约》规定这些安全标准在原子能机构实施本身的工作方面对其有约束力，并且在实施由原子能机构援助的工作方面对国家也具有约束力。

原子能机构安全标准还是原子能机构安全评审服务的依据，原子能机构利用这些标准支持开展能力建设，包括编写教程和开设培训班。

国际公约中载有与原子能机构安全标准中所载相类似的要求，从而使其对缔约国有约束力。由国际公约、行业标准和详细的国家要求作为补充的原子能机构安全标准为保护人类和环境奠定了一致的基础。还会出现一些需要在国家一级加以评定的特殊安全问题。例如，有许多原子能机构安全标准特别是那些涉及规划或设计中的安全问题的标准意在主要适用于新设施和新活动。原子能机构安全标准中所规定的要求在一些按照早期标准建造的现有设施中可能没有得到充分满足。对这类设施如何适用安全标准应由各国自己作出决定。

原子能机构安全标准所依据的科学考虑因素为有关安全的决策提供了客观依据，但决策者还须做出明智的判断，并确定如何才能最好地权衡一项行动或活动所带来的好处与其所产生的相关辐射危险和任何其他不利影响。

原子能机构安全标准的制定过程

编写和审查安全标准的工作涉及原子能机构秘书处及分别负责应急准备和响应（应急准备和响应标准委员会）、核安全（核安全标准委员会）、辐射安全（辐射安全标准委员会）、放射性废物安全（废物安全标准委员会）和放射性物质安全运输（运输安全标准委员会）的五个安全标准分委员会以及一个负责监督原子能机构安全标准计划的安全标准委员会（安全标准委员会）（见图2）。

原子能机构所有成员国均可指定专家参加安全标准分委员会的工作，并可就标准草案提出意见。安全标准委员会的成员由总干事任命，并包括负责制订国家标准的政府高级官员。

已经为原子能机构安全标准的规划、制订、审查、修订和最终确立过程确定了一套管理系统。该系统阐明了原子能机构的任务；今后适用安全标准、政策和战略的思路以及相应的职责。

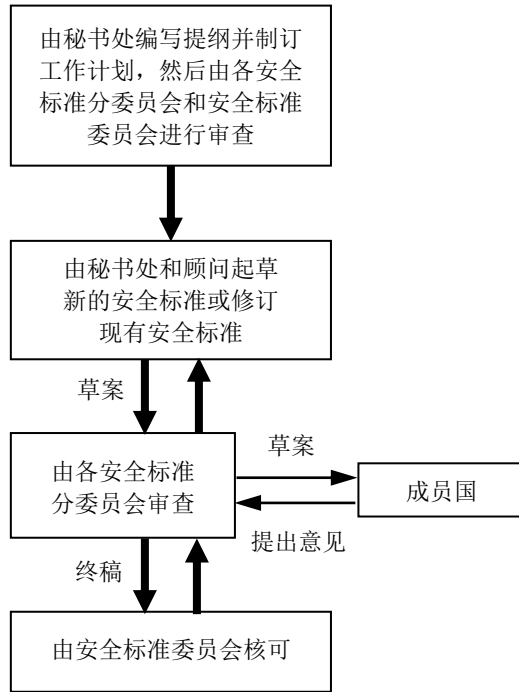


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

与其他国际组织的合作关系

在制定原子能机构安全标准的过程中考虑了联合国原子辐射效应科学委员会的结论和国际专家机构特别是国际放射防护委员会的建议。一些标准的制定是在联合国系统的其他机构或其他专门机构的合作下进行的，这些机构包括联合国粮食及农业组织、联合国环境规划署、国际劳工组织、经合组织核能机构、泛美卫生组织和世界卫生组织。

文本的解释

安全和核安保相关术语应理解为《国际原子能机构核安全和核安保术语》（见 <https://www.iaea.org/resources/publications/iaea-nuclear-safety-and-security-glossary>）中的术语。就“安全导则”而言，英文文本系权威性文本。

原子能机构《安全标准丛书》中每一标准的背景和范畴及其目的、范围和结构均在每一出版物第一章“导言”中加以说明。

在正文中没有适当位置的资料（例如对正文起辅助作用或独立于正文的资料；为支持正文中的陈述而列入的资料；或叙述计算方法、程序或限值和条件的资料）以附录或附件的形式列出。

如列有附录，该附录被视为安全标准的一个不可分割的组成部分。附录中所列资料具有与正文相同的地位，而且原子能机构承认其作者身份。正文中如列有附件和脚注，这些附件和脚注则被用来提供实例或补充资料或解释。附件和脚注不是正文不可分割的组成部分。原子能机构发表的附件资料并不一定以作者身份印发；列于其他作者名下的资料可以安全标准附件的形式列出。必要时将摘录和改编附件中所列外来资料，以使其更具通用性。

目 录

1. 导言	1
背景 (1.1-1.9).....	1
目的 (1.10-1.12).....	4
范围 (1.13-1.16).....	5
结构 (1.17).....	6
2. 概率安全评定项目管理和组织 (2.1).....	6
二级概率安全评定目标的定义 (2.2-2.7).....	7
二级概率安全评定的范围 (2.8-2.11).....	8
概率安全评定项目管理 (2.12-2.15).....	9
团队选择 (2.16-2.17).....	10
3. 识别对严重事故重要的设计方面并获取信息	11
识别对严重事故重要的设计方面 (3.1-3.3).....	11
严重事故分析重要信息的采集 (3.4-3.6).....	12
4. 与一级概率安全评定的接口：序列分组 (4.1-4.2)	15
满功率工况下概率安全评定内部始发事件的电厂损坏状态 (4.3-4.8).....	16
现有一级概率安全评定的电厂损坏状态 (4.9)	20
将二级概率安全评定的范围扩展到其他始发事件 (4.10).....	20
将二级概率安全评定的范围扩展到其他功率状态 (4.11-4.12).....	20
5. 事故进程和安全壳分析	21
严重事故下的安全壳性能分析 (5.1-5.10).....	21
严重事故进程分析 (5.11-5.15).....	23
事故进程事件树或安全壳事件树的开发和定量化 (5.16-5.31).....	26
不确定性的处理 (5.32-5.42).....	34
安全壳事件树定量分析结果的总结和解释 (5.43-5.47).....	36
6. 严重事故的源项 (6.1-6.2)	37
排放类别说明 (6.3-6.6).....	38
将安全壳事件树的终端状态分组到排放类别 (6.7-6.10).....	39
源项分析 (6.11-6.19).....	42
源项分析计算机规则的核实和验证 (6.20-6.21).....	45
源项分析的结果 (6.22-6.25).....	45
不确定性 (6.26-6.28).....	47

7. 分析文件：结果的表示和解释 (7.1-7.2)	48
目标文件 (7.3-7.8).....	48
文件的组织 (7.9-7.15).....	50
8. 率安全评定的使用和应用 (8.1)	51
概率安全评定应用范围和详细程度 (8.2-8.4).....	51
在电厂整个全寿期内使用概率安全评定 (8.5-8.6).....	52
风险告知方法 (8.7-8.8).....	53
与概率安全标准的比较 (8.9-8.13).....	53
概率安全评定用于设计评定 (8.14-8.20).....	54
严重事故管理 (8.21-8.23).....	56
应急计划 (8.24-8.26).....	57
场外后果 (8.27-8.28).....	57
研究的优先顺序 (8.29-8.30).....	57
其他概率安全评定应用 (8.31).....	58
参考文献	59
附件 I 典型二级概率安全评定计划示例	63
附件 II 严重事故模拟的计算机规则	64
附件 III 二级概率安全评定研究文件的大纲样本	73
参与起草和审订人员	77
国际原子能机构安全标准核可机构	79

1. 引言

背景

1.1. 无论现有和将来，安全基础即《基本安全原则》[1]都确立了保护工作人员、公众和环境远离电离辐射有害影响的原则。这些原则强调了对核设施带来的风险进行评定和管理的必要性。在参考文献[1]原则 5（第 3.22 段）相关防护最优化中特别指出：

“为了确定辐射风险是否处于合理可行尽量低的状态，所有辐射风险，无论是正常运行工况、异常工况还是事故工况，都必须采用分级方法，对核设施在整个寿期内，进行前瞻性或周期性的评定。”

1.2. 原子能机构编写并出版了若干“安全要求”出版物，以便为核电厂的风险评定提供更特定的指导。《设施和活动安全评定》（参考文献[2]第 4.13 段）强调需要进行全面的安全分析，并指出：

“安全评定必须包括安全分析，安全分析由一系列不同的定量分析报告组成，通过采用确定性和概率方法，对各种运行状态、预计运行事件和事故工况所构成的安全挑战进行估算和评定。”

在参考文献[2]要求 15（第 4.55 段）中陈述了相关确定性和概率方法：

“概率安全分析的目标是，对于源自设施或活动所有辐射风险，应确定其所有的重要影响因素，评定总体设计达到良好均衡的程度并符合已制订的概率安全标准的程度。”

1.3. 相关核电厂安全的“安全要求”出版物的设计部分指出（参考文献[3]第 5.69 段）：

“应该对电厂设计进行安全分析，在安全分析中应该同时采用确定性和概率的分析方法。在这些分析的基础上，必须建立和确认安全重要物项的设计基准。”

参考文献[3]第 5.73 段进一步强调指出：

“应该进行电厂的概率安全分析，以便：

- (1) 提供系统化分析以保证设计符合总体安全目标；
- (2) 证明已达到了平衡设计，保证没有任何物理特点或 PIE¹ 会对总体风险造成大得不成比例的贡献或者明显的不确定性，并且第一二级纵深防御能够承受核安全的主要任务；
- (3) 有信心阻止出现所有可能导致电厂严重异常行为状态（“陡边效应”）电厂参数的微小偏差；
- (4) 提供发生堆芯严重损坏状态概率的评定、需要短期场外响应的较大场外排放风险的评定，尤其是早期安全壳失效引起的场外排放和场外响应风险的评定；
- (5) 提供外部危害发生及其后果的概率评定，尤其是电厂场址特有的那些外部危害；
- (6) 对系统进行识别，确保系统的改进设计或运行程序变更能够降低严重事故发生的概率或缓解严重事故的后果；
- (7) 评定核电厂应急程序的适应性；且
- (8) 核实与概率目标（如果程序确定了话）相符合的情况。”

1.4. 因此，需要进行全面的概率安全评定（PSA），以评定并核实核电厂潜在的内部始发事件和内外外部危害对其安全造成的影响。本“安全导则”对一级概率安全评定[4]安全导则进行了补充，并针对哪些分析需要进行、哪些问题需要重点分析提出了建议，确保二级概率安全评定符合参考文献[2]安全评定要求。

1.5. 实践表明，概率安全评定可以提供确定性安全分析所不能包含的重要的安全视角。概率安全评定提供了一种从众多的始发事件中提取并识别事故序列的方法论，包括系统地 and 现实地确定事故频率和事故后果。实践中国际公认的三个级别的概率安全评定为：

- (1) 一级概率安全评定通过分析电厂的设计和运行情况，识别可能导致堆芯损坏的事件序列，并估算出现堆芯损坏的频率。在防止堆芯损坏的方面，一级概率安全评定可以提供安全相关系统和程序有效力度以及弱点的深刻分析；

¹ 始发事件

- (2) 二级概率安全评定应对一级概率安全评定中识别出的堆芯损坏序列的时程进展进行评价，包括对反应堆燃料严重损坏情况的定量评定。二级概率安全评定确定了燃料中放射性物质向环境排放的途径。二级概率安全评定还要估算放射性物质排放到环境中的频率、剂量和其他相关特征。二级概率安全评定的分析还要提供关于事故预防和缓解措施、放射性物质向环境排放的实物屏障（如安全壳）的相对重要度的深入分析；
- (3) 三级概率安全评定主要对发生放射性物质向环境排放事故后，由于土地或食品污染而引发的公共健康和其他社会后果进行评定。

概率安全评定还可根据始发事件的范围（电厂内部和/或外部）和所考虑电厂运行的模式进行分类。

1.6. 如果概率安全评定的目标是确定构成风险的全部因素，该风险导致了对公共健康和社会的威胁，那么概率安全评定应该考虑核电厂中其他潜在的放射源的放射性排放，包括辐照过的燃料和贮存中的放射性废物。本“安全导则”并没有对这一目标进行详细说明，而是将重点放在严重事故造成的放射性物质排放上。

1.7. 二级概率安全评定是一个结构化的过程，尽管完成二级概率安全评定的方法可能有所不同，但主要步骤如图 1 所示：

- (1) 一级概率安全评定提供了导致堆芯损坏的事故序列信息，从而也成为二级概率安全评定的起点。一级概率安全评定识别出的事故序列可能不包括安全壳系统的状态信息，而安全壳是用以缓解严重事故影响的；
- (2) 一级概率安全评定和二级概率安全评定之间的接口是导致堆芯损坏的事故序列，根据电厂工况的相似性，这些序列将被分组到不同的电厂损坏状态，而电厂的工况则决定了事故的进展。如果在一级概率安全评定中没有解决安全壳系统状态的问题，则需要通过所谓的一级概率安全评定和二级概率安全评定“树形桥”进行接口或者将安全壳系统状态的确定作为二级概率安全评定的起点来考虑这一问题；
- (3) 安全壳事件树分析²就是对事故进程进行建模的过程，主要用于识别对安全壳构成挑战和造成放射性物质环境排放的事故序列；
- (4) 源项分析用于确定每种排放类型排放到环境中放射性物质的量。

² “事故进程事件树”术语也被一些从业者用于二级概率安全评定这一部分。

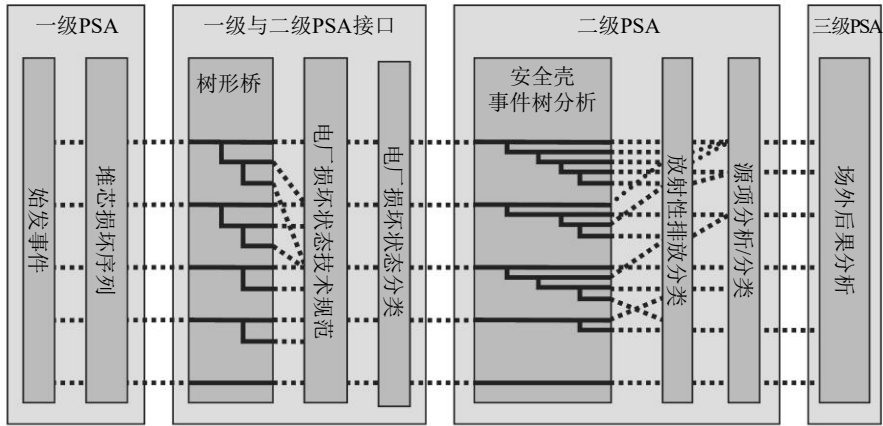


图 1. 典型的二级概率安全评定开发概述

1.8. 值得注意的是，完成概率安全评定的途径并不是唯一的，但相当依赖于二级概率安全评定方法的选择。出于实用性的考虑，二级概率安全评定过程可能需要进行一系列的任务分组，如图 1 所示：

- (a) 将堆芯损坏序列（扩展到包含安全壳状态）分组到电厂损坏状态，构成二级概率安全评定的起点；
- (b) 将类似的电厂损坏状态压缩为一组电厂损坏状态，并将其纳入到安全壳事件树分析中；
- (c) 将安全壳事件树分析中识别的严重事故序列分组为排放类别；
- (d) 将排放类别分组到压缩的源项类别中，并将其纳入到三级概率安全评定中。

1.9. 目前，全球几乎所有的核电厂都实施了一级概率安全评定，二级概率安全评定已经或正在世界上大多数核电厂实施，此外，一些国家的核电厂还实施了三级概率安全评定。

目的

1.10. 本“安全导则”的目的是为满足参考文献[2]要求，向执行或管理核电厂二级概率安全评定的项目提供建议；因此，本“安全导则”是一级概

率安全评定安全导则[4]补充。其中一个目标是促进概率安全评定标准框架、标准条款和标准文件的建立，以方便监管部门和外部同行对其结果的评审。

1.11. 本“安全导则”还提供了一种持续、可靠的手段，以确保有效履行《核安全公约》[5]第 14 条规定的义务。

1.12. 本“安全导则”提出的建议是基于国际公认的良好实践。然而，这并非倾向于等效的新方法或替代方法的使用，恰恰相反，只要能达到二级概率安全评定目标，任何方法都是鼓励使用的。分析方法的细节随着对严重事故现象理解的改进而发生变化。然而，在可预见的未来，本“安全导则”所概述的概率安全评定框架将继续适用。

范围

1.13. 本“安全导则”针对核电厂二级概率安全评定的应用提出了必要的技术特点，鉴于建模在相关参考文献中有详细的记载，所以重点是规则步骤和概率安全评定的基本要素，而不是建模方式的细节。本“安全导则”包括二级概率安全评定过程的所有步骤，包括确定作为三级概率安全评定输入所需的详细源项。

1.14. 如果起点是参考文献[4]全范围一级概率安全评定，则本“安全导则”就描述了需要履行的二级概率安全评定所有现象。如果二级概率安全评定的目标受到第 2.3—2.7 段所述限制，则本“安全导则”建议的相关部分就可以满足要求。如果一级概率安全评定的范围受到第 2.8—2.10 段所述限制，则需要执行本“安全导则”所阐述的额外分析工作。

1.15. 不同核电厂的设计使用不同的技术规定，以防止或限制严重事故后放射性物质的排放。为达到此目的，大多数设计都包含了一个非能动措施的安全壳结构。与严重事故相关的现象在很大程度上受反应堆堆芯设计和组成的影响。本“安全导则”的建议尽可能保持技术中立，但分析的各个步骤的数量和内容其实是假设了存在某种类型的安全壳结构。

1.16. 一级概率安全评定安全导则[4]描述了概率安全评定的执行、项目管理、记录和同行评审的一般方面，并对满足《设施和管理活动的管理系统》[6]安全要求管理系统的实施进行了阐述。所以，本“安全导则”不再提及。本“安全导则”仅涉及二级概率安全评定特有的部分。

结构

1.17. 本“安全导则”由八部分和三个附件组成。第2—7部分为二级概率安全评定的执行提供了建议，如图2所示，这些部分对应着了二级概率安全评定的主要过程步骤；第8部分提供了关于二级概率安全评定的使用和应用建议。附件I给出了二级概率安全评定执行的典型计划时间表的示例；附件II讨论了可用于模拟严重事故和概率安全评定研究的各种类型的计算机规则；附件III展示二级概率安全评定文件大纲样本。

2. 概率安全评定项目管理和组织

2.1. 为满足安全评定管理要求，本部分根据参考文献[2]要求22规定提供了相关建议。级概率安全评定安全导则[4]第3部分“一级概率安全评定安全导则”规定的“概率安全评定项目管理和组织”的特定内容也适用于二级概率安全评定，此处不再重复。本部分仅介绍对二级概率安全评定特别重要的方面。

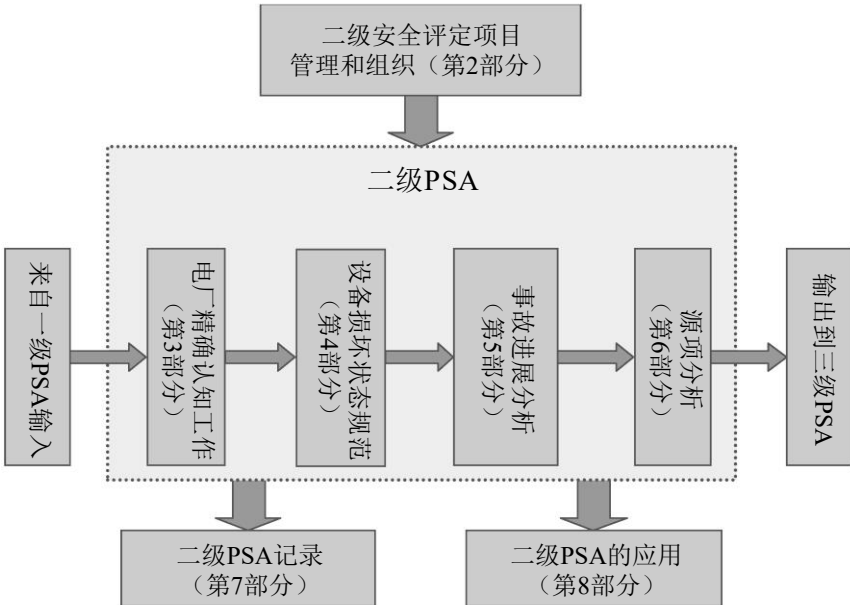


图2. 二级概率安全评定的主要执行步骤

二级概率安全评定目标的定义

2.2. 第 2.2—2.7 段提供了相关建议，以满足参考文献[2]安全评定要求 4。二级概率安全评定涵盖了事故后核反应堆可能发生的事件进展，该事件序列将导致反应堆堆芯严重损坏（严重事故）。分析的主要目的是确定是否已制定足够的技术措施来管理严重事故，并缓解此类事故的影响。这些技术措施可包括：

- (a) 专门为缓解严重事故影响而提供的系统，如熔融堆芯保留结构、氢气混合设备或氢气复合器、过滤的安全壳通风系统；
- (b) 安全壳结构的固有强度或封闭厂房内放射性物质的保留能力，以及其他用途的设备在事故管理中的使用；
- (c) 电厂运行人员进行严重事故管理的导则。

2.3. 如第 1 部分所述和图 1 所示，二级概率安全评定的执行是一个结构化的过程。二级概率安全评定的范围将由其特定的预期用途和执行三级概率安全评定的计划决定。虽然二级概率安全评定的基本框架和方法已完好确立，但二级概率安全评定的分析依然需要依托高水平的专业知识和技术资源。甚至，即使使用了高水平的资源，对安全壳和放射性源项的分析依然会受限于相关现象的显著不确定性。

2.4. 二级概率安全评定最终用途不同，其输入和部件侧重点的要求也不同。因此，在项目开始时，应充分列明二级概率安全评定的需求、确保概率安全评定的用户或接收者理解这些需求，并相信它们是可实现的。

2.5. 应当定义二级概率安全评定的总体目标，总体目标包括以下内容：

- (a) 深入了解严重事故的进程和安全壳的行为；
- (b) 识别严重事故对电厂的特定挑战和安全壳的薄弱环节；
- (c) 为特定监管问题的解决方案提供输入；
- (d) 为确定符合概率安全目标或标准（如果已定）提供输入。通常，这种概率安全目标或标准与显著排放的频率和显著早期排放频率相关；
- (e) 识别主要的安全壳失效模式及其频率，估算放射性核素排放的相关频率和量级；
- (f) 为制定场外应急计划的策略提供输入；

- (g) 评定各种不确定性的影响，包括与现象、系统和建模相关假设中的不确定性；
- (h) 为制定电厂特定事故管理导则和策略提供输入；
- (i) 为确定降低电厂风险特定方案的选择提供输入；
- (j) 为研究活动的优先顺序提供输入，以尽量减少重大不确定性的风险；
- (k) 向具有一致概率安全评定目标的三级概率安全评定提供输入；
- (l) 为电厂的环境评定提供输入。

上述每个目标都是二级概率安全评定不同组成部分中的重点，这些目标反映了二级概率安全评定的预期用途和应用规则，因此应该在项目启动时给予明确说明。

2.6. 概率安全评定模式尽可能是真实的。应对相关现象的关键不确定性的重要作用给予适当的关注。应注意避免概率安全评定通过具备系统性倾向输出（一般情况下，这种倾向是为了分析的保守性）的模式和假设，得出错误的概率安全评定结论的情况。

2.7. 值得注意的是，一级概率安全评定中的任何限值都将被转入到二级概率安全评定中。这一点需要在二级概率安全评定的预期用途和应用规则中加以考虑。

二级概率安全评定的范围

2.8. 为满足要求 1 关于分级方法的规定和要求 14 中关于二级概率安全评定[2]安全分析范围的规定，第 2.8—2.11 段给出了相关建议。在进行二级概率安全评定时，可能会遇到两种情况：第一种情况是，二级概率安全评定是全范围概率安全评定的一部分；第二种情况是，二级概率安全评定是在现有的一级概率安全评定基础上所做的扩展分析。如果二级概率安全评定作为全范围安全评定研究的一部分，则应将二级概率安全评定中的要求全部回馈到一级概率安全评定中，以便所有对安全壳反应分析和源项分析起重要作用的电厂特点参数，在一级概率安全评定中任何需要的地方得到使用。如果是一级概率安全评定完成后再进行的二级概率安全评定，可能还需要额外的系统分析做为补充。这两种情况下，在一级概率安全评定模式和二级概率安全评定的模式对接中，尤其在对电厂破坏状态的规范和定

量化过程中，要确保二级概率安全评定充分考虑了一级概率安全评定模式中的初始条件和边界条件，以及一级概率安全评定和二级概率安全评定之间的依赖关系。

2.9. 若以现有的一级概率安全评定为二级概率安全评定的起点，则其输出可能不会显性地涵盖需要在二级概率安全评定考虑的全部电厂特点参数。如此，若一级概率安全评定的目的是对堆芯损坏的频率进行量化，则安全壳和安全壳安全系统的状态就可能不会直接得到说明。所以，一级概率安全评定将被作为二级概率安全评定的一部分或作为一级概率安全评定和二级概率安全评定之间的接口模式中的一部分（例如，电厂损坏状态的规范和量化）。

2.10. 若概率安全评定的范围包括内部危害或外部危害（如火灾、地震），如果，在此之前的一级概率安全评定输出中没有考虑过这些危害对密封功能以及关联故障的潜在效应，则这些潜在效应应该作为二级概率安全评定的一部分加以考虑。此类关联故障的示例包括由电缆着火导致的安全壳隔离系统的故障、由地震导致的安全壳结构损坏等。

2.11. 最后，在确定二级概率安全评定范围时，如果后面还有三级概率安全评定，则二级概率安全评定的范围应考虑到三级概率安全评定的输入要求。二级概率安全评定的最终结果应该是对安全壳一系列挑战的描述、对可能的安全壳反应的描述、对排放到环境的后果及其相关频率的评定。该说明应包括排放物质的清单及其物理和化学特征、排放的时间、能量、持续时间和位置的信息。

概率安全评定项目管理

2.12. 为满足参考文献[2]关于二级概率安全评定准备工作之要求 5，第 2.12—2.17 段给出相关建议。参考文献[4]第 3.3—3.14 段给出了概率安全评定项目经理应作出的决定以及对各种任务的监督、协调和执行的信息。这些信息同样适用于二级概率安全评定，此处不再重复。二级概率安全评定项目的目标之一是，确保进行中的概率安全评定确实代表了电厂的现状，并尽可能地反映出真实的运行实践及其可能的延伸，还要兼顾到方法、模式和数据的最新发展。

2.13. 根据参考文献[6]设立的要求，在实施项目管理系统时应充分考虑到二级概率安全评定结果及其预期用途对安全的影响。由于二级概率安全评定涉及的现象复杂和不确定性、加之专家判断以及核实有限的计算工具的广泛应用，建立适当的技术评审系统是非常必要的（以满足参考文献[2]要求 21 中所提到的独立核实要求）。需特别注意的是，应通过过程控制和记录的方式来对专家判断的应用进行判断和管理。项目管理部门应作出规定，只要条件许可，应建立独立的评审规则或进行比较研究。对相关技术方面的分析、项目记录和配置控制的进行技术评审的特定需要见第 3—7 部分。

2.14. 进行二级概率安全评定需要分析人员之间的高度配合，需要它们具备全面的专业知识。项目组织应当进行工作安排，应确保分析团队的所有成员（包括项目经理和分析人员）之间有良好的交流和沟通。此外，整体管理的另一个目标是，随着分析过程和研究深度的推进，需要对不同技术领域的方法做出必要的修订，以确保各个分析之间前后一致并保持合理的平衡。在整个概率安全评定过程中，怎么强调分析人员之间保持良好的沟通也不为过。

2.15. 项目管理的目的应该是确保电厂管理层和运行人员正确理解那些从电厂薄弱环节和严重事故管理相关的分析中得出的深刻规律，以便营运组织通过监管机构或其他相关各方真正掌握二级概率安全评定。

团队选择

2.16. 在选择二级概率安全评定团队时，应确保该团队在以下知识领域具备充分的专业水平：(i) 电厂的设计和运行知识；(ii) 严重事故现象和安全壳失效知识；(iii) 概率安全评定技术知识。对团队分析人员专业知识深度的要求，会根据执行概率安全评定的电厂所处寿期的阶段、概率安全评定的范围和概率安全评定的预期应用的情况有所不同。但是，电厂工程师、电力保障人员、设计人员（若在设计阶段进行概率安全评定）、以及精通事故现象和其他二级概率安全评定训练有素的概率安全分析人员的广泛参与更为重要。

2.17. 对于运行中的核电厂，二级概率安全评定团队应由下列人员组成：

- (a) 运行人员和运行分析人员：精通或熟悉电厂的设计和运行、关键的安全壳系统、应急运行程序、严重事故管理导则；
- (b) 对事故现象非常熟悉的行家：精通或熟悉严重事故现象、安全壳性能、与严重事故相关的不确定性、主导事故进程的化学和物理过程、安全壳负载、放射性核素排放和用于分析严重事故的计算机规则；
- (c) 结构领域专家：精通或熟悉安全壳结构设计、承压能力和安全壳失效类型；
- (d) 其他概率安全评定专家：精通或熟悉事件树分析、故障树分析、人员可靠性分析、不确定性分析、统计方法、专家引用和判断的流程、概率安全评定计算机规则和一级概率安全评定。

3. 识别对严重事故重要的设计方面并获取信息

识别对严重事故重要的设计方面

3.1. 为满足二级概率安全评定在参考文献[2]要求 6—13，本部分提出如下建议。二级概率安全评定团队在开始分析之前，应该精确认知电厂的设计和运行，其目的是识别并标定那些可以影响严重事故进程，包括电厂的系统、结构、部件和运行规则、安全壳的响应以及放射性物质在安全壳内的迁移。可以影响严重事故进程和二级概率安全评定的设计特点有：风冷器、安全壳喷淋器和 / 或安全壳过滤排气系统以及抑压池。这轮操作还包括熟悉反应堆厂房、辅助厂房以及双层安全壳或其他相关的构筑物 and 厂房。对于现有电厂的精确认知应包括电厂的演练、运行班组和工程师的参与。电厂精确认知工作还应包括二级概率安全评定团队的所有成员。

3.2. 识别并表征出可以影响严重事故进程的特定电厂特点。需要识别的特征示例如下：

- (a) 压力容器下方的区域。当熔融堆芯材料出现在反应堆压力容器底部后，压力容器下方的区域对熔融物的行为很重要，因为该区域影响熔融堆芯材料的扩散范围和可冷却性；
- (b) 从反应堆压力容器下方区域到安全壳主空间的流动路径。堆芯熔融物流动受到的流动阻力以及堆芯熔融物流动路径上其他几何构型形成的

流动阻力，会减小压力容器下封头故障后堆芯碎屑的散布范围，这对于轻水堆事故下的高压熔融喷射尤为重要；

- (c) 高度隔舱化的安全壳结构。这种结构能限制可燃气体与安全壳内大气的混合并改变可燃气体在安全壳内大气中扩散分布；
- (d) 可能导致安全壳旁路序列的特点。

应确定这些和其他特定于电厂的设计特点，以便进一步调查。

3.3. 表 1 示例列出了对严重事故进程和严重事故缓解有重要影响的电厂关键设计特点。除此之外，还应考虑相关的运行规则和严重事故管理导则。

严重事故分析重要信息的采集

3.4. 二级概率安全评定中运行经验数据的使用应满足参考文献[2]要求 19 在第 3.4—3.6 段为此提出建议。当概率安全评定团队对电厂的设计和可能影响严重事故和放射性物质排放的技术特点有了总体了解后，应当组织采集电厂特定分析所需的定量数据。概率安全评定所需的数据部分取决于概率安全评定分析的范围和计算工具的本质特性。例如，采集的输入数据数量和类型很大可能取决于电厂用于计算事故进程的特定计算模式。如果在安全壳性能分析领域需要对电厂的安全壳性能进行专用模式的计算，则应当采集该电厂详细的安全壳结构的厂房和建造数据，以开发该电厂专用的安全壳性能计算模式。

3.5. 数据应该从有资质的源头中获取，例如：

- (a) 设计文件和/或电厂许可证申请文件；
- (b) 竣工图；
- (c) 电厂专门的运行、维护或调试规则；
- (d) 工程计算或分析报告中；
- (e) 电厂验收期间的观测数据；
- (f) 建造标准；
- (g) 供应商手册。

对数据来源的引用应作为概率安全评定记录管理的一部分记录下来。

表 1. 电厂以及安全壳关键设计特点示例

电厂或安全壳关键设计特点	备注
反应堆	
反应堆类型	沸水堆、压水堆、先进气冷堆等
功率水平	稳态是的满热功率
燃料混合类型/包壳类型	氧化物、混合氧化物/锆合金、不锈钢
堆芯	
燃料质量和包壳质量	实际运行值
燃料组件的几何构型	实际运行值
控制棒的种类和质量	实际运行值
反应堆功率的空间分布	典型的轴向和径向峰值因子
衰变热	总衰变热是时间的函数
放射性物质总量	堆芯所有放射性核素的总和
反应堆冷却剂系统	
反应堆冷却剂和慢化剂类型	水、重水、二氧化碳、氦气等
反应堆冷却剂系统冷却剂/慢化剂体积	按照设计和制作
蓄压箱容量和压力设定值	实际运行值
反应堆冷却剂系统释压设备和释压规则	设定触发点和规则
压力排放的容量	实际运行值
与反应堆冷却剂系统相连的安全壳贯穿件的隔离	潜在的安全壳旁路
安全壳 ^a	
安全壳几何构型	内部体积的形状和分隔
安全壳自由容积	竣工时，考虑构筑物的移位
安全壳设计压力和设计温度	概率安全评定需要对最大容量进行现实评定

表 1. 电厂以及安全壳关键设计特点示例（续）

电厂或安全壳关键设计特点	备注
安全壳建造材料	钢、混凝土和其他
运行温度和压力	真实运行值
氢气控制机理	惰性控制、点火、非能动气体复合等等
抑压池体积	水和空气的体积
安全壳冷却容量和定值点	实际运行值
混凝土分类合计	特定列明化学成分
堆腔设计，开槽或基座	分散结构或不分散结构
堆腔或基座的淹没潜力	淹没或干涸
地坑、过滤器和布置	外形设计、材料的确定（涂漆、管道隔离等）地坑过滤器的潜在堵塞
安全壳边界的接近路径	从压力容、堆腔或基座到安全壳边界的距离
安全壳通风流程和布置	通风线的布置和启动规则
外部危害的响应	由于地震或洪水造成的结构破坏
安全壳潜在的隔离失效	安全壳隔离密封材料的可靠性和贯穿件布置
熔融堆芯的冷却潜在能力	具有对散裂熔融堆芯冷却技术特点的第三代核电站

^a 此处列出的特定信息可能会在某些没有保压安全壳的场区发生变化（例如，对于具有提供密封功能结构的电厂，需要包括标称泄漏率）。

表 2. 电厂和安全壳设计特点的比较

参数和设计特点	意义或可比性
反应堆功率与反应堆冷却剂系统的体积之比	事故进程的时间，采取恢复行动的时间
反应堆功率与安全壳体积之比	安全壳的承载能力范围
锆质量与安全壳自由体积之比	潜在的燃烧能力、安全壳的承载能力
压力容器下方的通道	潜在的堆芯熔融物分散能力和高压熔堆下熔融物的喷射能力
混凝土分类总量	堆芯熔融物与混凝土相互作用过程中不凝气体的产生和放射性物质的排放

3.6. 若试图参照其他电厂的数据执行二级概率安全评定，则应当将本电厂的特定数据与所参考电厂的数据进行比较。这种比较对于判断两家电厂是否因为电厂的“相似”而导致了两家电厂薄弱环节的相似具有重大价值。表 2 列出了便于与其他电厂进行比较的电厂和安全壳的设计特点以及如何应用的方法。从这些特征的比较中得出的结论是需要非常谨慎对待的。

4. 与一级概率安全评定的接口：序列分组

4.1. 本部分就二级概率安全评定与一级概率安全评定之间的接口提出建议。重点分析为二级概率安全评定提供必要输入的一级概率安全评定的结果和信息。如果二级概率安全评定是整体概率安全评定项目（指整体概率安全评定包含一级概率安全评定和二级概率安全评定）的一部分，那就没有必要专门设定这两个级别概率安全评定之间的接口了。

4.2. 一级概率安全评定识别了大量导致堆芯损坏的事故序列。在评定事故进程、安全壳反应和放射性核素排放时，特别是满功率工况下，二级概率安全评定要对每一个事故序列进行单一处理是不切实际的，也是没有必要的。应将事故序列组合成电厂损坏状态，即在给定的电厂损坏状态下的所有事故都可以以同样的方式处理，以达到二级概率安全评定的目的。必

要时，应根据二级概率安全评定的特定需求调整一级概率安全评定的事故序列模式。事故序列应该分组到不同的电厂损坏状态中去，这种分组方式应该是这样的效果：每个电厂损坏状态代表了多个事故序列的组合，这些事故序列具有相似的事故时程，对安全壳可以产生相似的负载，所以导致了相似的事件发展进程，相似的放射性源项。对于那些影响事故时间序列、安全壳反应、放射性物质向环境排放的事故进程属性也应进行识别。电厂损坏状态的属性应为进行严重事故分析提供边界条件。

满功率工况下概率安全评定内部始发事件的电厂损坏状态

4.3. 核电厂损坏状态通常分为两大类：一类是放射性物质从反应堆冷却剂系统排放到安全壳，而安全壳是完好的；另一类是安全壳旁路或安全壳失效。因此，电厂损坏状态应该详细说明安全壳的状态（如，安全壳是完整且隔离有效、安全壳完整但隔离失效、安全壳失效或旁路）。对安全壳旁路的电厂损坏状态，应当详细说明旁路的类型和旁路的大小（导致安全壳旁路的事故，如发生在接口系统的冷却剂丧失事故，蒸汽发生器传热管破裂事故）。如果反应堆厂房或双层安全壳对源项起主导作用，那么它的状态主要应通过电厂的损坏状态来确定。对于安全壳完整的电厂损坏状态，应该进行安全壳事件树分析。尽管安全壳事件树分析可论证减少源项的电厂技术特点（如过滤排放或者非过滤排放），但，对于安全壳损坏的电厂损坏状态只进行源项分析。

4.4. 下面的小节给出了定义两类电厂损坏状态时需要考虑的相关属性的示例。表 3 给出了这些属性的示例。

表 3. 电厂损坏状态的属性示例

始发事件	<p>大的失水事故 小的失水事故 安全阀或安全阀卡在打开位置 瞬变 旁路事件（接口系统冷却剂丧失事故或蒸汽发生器传热管破裂事故）</p>
堆芯损坏时反应堆冷却剂系统的压力	<p>高（排放阀受到挑战） 中（低压安注的压头以上） 低（含减压方法）</p>
应急冷却系统和其他冷却系统的状态（堆芯损坏的时间）	<p>所有注入的启动故障（没有注入、早期损坏） 冷却剂注入启动成功，但再循环冷却故障（后期堆芯损坏） 堆芯损坏或反应堆压力容器破裂后的应急堆芯冷却功能 蒸汽发生器冷却的可用性</p>
安全壳专设工程安全系统的状态	<p>喷淋（若有）： — 一直在运行 — 需要投入运行时故障 — 初始投入运行，但切换到再循环冷却时故障</p> <p>抑制池（若有）： — 一直有效 — 一直无效（水池排空或早期旁路） — 晚期旁路</p> <p>风冷器（若有）： — 一直运行 — 需要投入时故障 — 晚期故障</p> <p>通风系统： — 一直运行 — 需要投入时故障 — 晚期故障</p>

表 3. 电厂损坏状态的属性示例（续）

安全壳状态	堆芯损坏开始时，完整且隔离有效。 堆芯损坏开始时，完好但隔离失效。 结构破坏或泄漏增强（显示泄漏的大小和位置） ^a
双层安全壳的状况（反应堆厂房或安全壳厂房）	在堆芯损坏开始时，完整且隔离有效 在堆芯损坏开始时，完整且隔离失效 结构破坏或泄漏增强 ^a

^a 这包含任何可能导致安全壳损坏的外部事件。

非因安全壳旁路引起的电厂损坏状态

4.5. 在说明非因安全壳旁路引起的电厂损坏状态时，应考虑一级概率安全评定中确定的设备和系统的故障，这些故障既可能影响安全壳的功能也可能影响放射性物质的排放。应考虑方面包括：

- (a) 始发事件的类型。始发事件的类型可影响流体向安全壳的排放率、堆芯熔化和氢气产生的进程以及放射性物质排放的时间；
- (b) 堆芯冷却功能故障的模式，这些模式影响堆芯熔化的时间；
- (c) 燃料损坏程度；
- (d) 堆芯损坏开始时反应堆一回路压力，安全阀或排放阀以及其他能在反应堆压力容器下封头故障之前，改变反应堆压力容器压力的部件及其状态。压力容器在其下封头故障之前的压力是一关键因素，因为它可能影响到堆芯碎片向安全壳排放的方式。如果下封头故障后发生高压熔融喷射和安全壳直接加热，那么堆芯碎片向安全壳排放的方式会对安全壳的完整性构成挑战。堆芯损坏后反应堆压力容器的压力也会影响因温度和压力导致反应堆冷却剂系统故障的可能性（例如管道和蒸汽发生器传热管的蠕变破裂、对处于开启位置的安全阀或排放阀造成的热粘合）。始发事件和任何减压系统的功能将会影响压力的变化趋势。

4.6. 安全壳专设工程安全系统的状态³对于确定安全壳的响应非常重要，这些安全特点在电厂损坏状态的事故序列分组时要加以考虑的，因为这些特点可能影响安全壳的冷却、放射性物质的去除、可燃气体的混合等等。其他电厂损坏状态的属性可能对概率安全评定某些部分的运用有重要影响。例如，如果概率安全评定被用于帮助确定事故管理措施，那么就应当考虑电力供应状况的信息，因为在后续的一些行动中可能需要这些信息。如何考虑这些特性的细节可能取决于连接一级概率安全评定和二级概率安全评定所采用的方法，尽管这些细节的处理与采用的方法无关。

安全壳旁路的电厂损坏状态

4.7. 对于安全壳旁路的电厂损坏状态，主要考虑识别与排放途径上放射性物质浓度稀释相关的属性或识别影响排放时间的属性。这应当包括始发事件的类型、应急堆芯冷却系统的状态（包括故障时间）、泄漏通道是否在一段时间后隔离、或泄漏通道是否穿过水下（例如蒸汽发生器存水或被淹没的厂房）。对于进入辅助厂房或同等厂房的泄漏，应该考虑的重要属性有紧急排气过滤系统、供暖、通风和空调系统的状态以及泄漏是否被淹没。

电厂损坏状态的最终选择

4.8. 如果把影响二级概率安全评定的所有因素和参数都考虑进来，将会导致潜在的电厂损坏状态的数量过多，因此，必须把电厂损坏状态的数量减少到可控范围以内。减少数量的方法有两种：其一是，合并相似的电厂损坏状态并进行边界分析，选择一个具有代表性的序列来描述电厂的损坏状态，以实现二级概率安全评定的目的；其二是，使用频率截止法筛选出不重要的电厂损坏状态。在电厂损坏状态水平下、引入频率截止标准之前的筛选是需要谨慎进行的。尤其在处理有大量的和早期的放射性核素向环境排放的电厂损坏状态时，筛选应更为谨慎。在任何情况下，筛选过程都应考虑事故序列分组到电厂损坏状态给二级概率安全评定带来的变化和不确定性的程度，并考虑这种变化和不确定性的程度是如何影响概率安全评定的特定目标的。

³ 表3中列出的属性适用于具有维持压力功能安全壳的电厂，而用于具有密封功能结构的安全壳电厂时要进行适当调整。

现有一级概率安全评定的电厂损坏状态

4.9. 若二级概率安全评定是现有一级概率安全评定的延伸，而该一级概率安全评定并没打算执行二级或三级概率安全评定，则二级概率安全评定所需考虑的，与电厂损坏状态规范要求相关的特定方面不太可能在该一级概率安全评定中进行安排。例如，该一级概率安全评定可能没有说明安全壳系统的状态或其他对堆芯损坏的判定有直接影响的系统状态（即它们不会对阻止堆芯损坏的成功标准造成影响）。在这种情况下，应当把电厂损坏状态规范中的缺失部分（参见表 3）考虑进来从而实现扩展一级概率安全评定的目的。将这些缺失的系统合并到概率安全评定中的方法之一是，开发连接一级概率安全评定系统模式的树形桥（如图 1 所示），从而使得概率安全评定依靠树形桥准确抓住了一二级概率安全评定之间重要的依托关系（支持系统、操纵员行为等）。

将二级概率安全评定的范围扩展到其他始发事件

4.10. 为了将二级概率安全评定的范围扩大到内部和外部危害，应该考虑内部和外部危害对缓解严重事故所需系统（包括支持运行人员行动的系统）的影响，以及对安全壳完整性的影响。在某些情况下，这可能导致产生一组新的电厂损坏状态清单，例如，地震可能导致安全壳失效的情况。系统分析人员应考虑需要在现有的电厂损坏状态中引入新的电厂损坏状态、以及新的电厂损坏状态与已有的电厂损坏状态融合的可能性，例如，一些安全壳失效可以吸收到安全壳隔离失效中去。

将二级概率安全评定的范围扩展到其他功率状态

4.11. 当始发事件发生时，二级概率安全评定在运行模式和功率水平方面的不同主要来自于回路水装量以及回路状态和安全壳状态的差异。为满功率规定的电厂损坏状态应谨慎用于低功率和停堆模式。因为在低功率和停堆模式下，安全壳可能是打开的或者内部气氛是非惰性的，因而不大可能直接使用二级概率安全评定所规定的满功率下的电厂损坏状态。一般情况下，低功率和停堆状态相关的独特工况，还是需要通过有别于满功率运行的附加属性加以识别。

4.12. 若存在对电厂在严重事故中的行为产生重大影响的显著差异，或者能更精确表达指定状态的其他原因，则应当为低功率和停堆状态增设新的电厂损坏状态。例如压水堆在一回路水总量较低时中间环路的运行、一回路打开的情况（例如在上封头拆卸或换料期间），或安全壳没有隔离的情况（例如在某些换料运行期间）。因此，在低功率和停堆时状态下，概率安全评定的电厂损坏状态清单应该考虑包括安全壳状态和冷却剂水位在内的额外属性。

5. 事故进程和安全壳分析⁴

严重事故下的安全壳性能分析

5.1. 本部分假定存在某种类型的非能动结构，能够承受反应堆堆芯严重损毁后产生的某些工况，并能保留住大部分的放射性物质。在许多电厂的设计中，这种非能动结构最常见的形式是安全壳密封厂房及其相关的安全壳系统。若不存在这种结构，则以下所述的分析就完全不适用了。

5.2. 安全壳厂房性能评定的主要目的是为严重事故工况下安全壳泄漏或失效的模式（机制）和标准开发出一个真实的特性描述。因为安全因子的考虑，安全壳设计标准通常不能充分以测量严重事故下安全壳的容量。安全壳极限压力容量的实际值有时会超过设计值 2 到 4 倍。此外，安全壳设计限值可能没有考虑到严重事故期间安全壳内部可能形成的恶劣环境条件，这通常需要考虑全新的故障模式。

5.3. 为了对安全壳的性能限值进行真实的评定，应当收集关于安全壳和安全壳贯穿件结构设计的详细信息（见表 4）。在收集分析信息时，应特别考虑钢衬里或贯穿件泄漏的可能性。

⁴ 本部分介绍了二级概率安全评定的几个关键部分。本部分中的顺序并不表示它们的相对重要性顺序或它们在概率安全评定项目中执行的顺序。

表 4. 安全壳和安全壳贯穿件结构设计的重要特征示例

安全壳类型	钢 混凝土： — 预应力混凝土 — 后张预应力混凝土 — 钢筋混凝土
安全壳贯穿件	设备闸门 人员闸门 管道贯穿件 电气贯穿件 大气清扫管线 通风管线
其他方面	安全壳几何构型（球形、圆柱形、直线形） 几何构型不连续部位（圆柱壳体向顶盖或向地基过渡段） 钢衬里锚固系统 与周围其他结构的交叉部分

5.4. 二级概率安全评定在这一步的目标是开展对电厂安全壳限值强度的特定评价。这项工作可通过对电厂特定结构的计算来实现。然而，根据二级概率安全评定研究的范围，也可以利用相似电厂安全壳设计已有的计算成果。这种情况下，概率安全评定文件应该对参考电厂设计的相似性和现有结构反应分析的适用性进行论证，为已有计算成果的利用提供充分的正当性。

5.5. 概率安全评定研究中使用了两种基本方法来描述安全壳失效，即“阈值”模式和“先漏后破”模式。阈值模式定义了一个具有某些不确定因素的阈值压力，在此阈值压力下，安全壳将被认定为已经失效，安全壳出现大的破口并且安全壳内大气开始向周围环境大量和迅速排放。在先漏后破模式中，总是假定安全壳在发生重大破裂之前会产生泄漏。一般情况下，泄漏在低于限值压力时就发生了，并随着压力的增加而增加，到达限值压力时，安全壳才发生显著失效。此外，如果向安全壳大气中增加质量和能量的速率小于或等于安全壳的泄漏速率，安全壳的增压就不会发生，安全壳显著失效就能得以避免。

5.6. 若需要进行电厂特定计算，安全壳性能分析应基于一个由数据和合理失效标准支撑的、核实过的结构模式。在分析中，应考虑安全壳承受的不同类型的负载，例如静压负载、压力陡增速率、局部热负载和局部动压负载。这些支持性分析为安全壳失效的模式、位置、尺寸和限值压力和/或温度稳定性提供了工程基础。

5.7. 当内部压力负载成为潜在安全壳失效的主要决定因素时，二级概率安全评定也应考虑温度对安全壳结构性能的潜在影响。安全壳的温度会影响结构材料的强度特性，并导致贯穿件密封材料性能退化。

5.8. 在确定安全壳的结构性能时，还应评定与承受限值压力和/或限值温度所需的、与结构稳定性相关的不确定性。作为结构承载力评定的一部分，这种不确定性可以通过不确定性量化和传播技术来确定。或者，也可在简单分析后，利用专家判断建立各种可信失效模式（泄漏和破裂）下的失效压力和/或温度的分布。在不确定性评定和建立不确定性蔓延模式时，应考虑材料特性参数的不确定性和模式的不确定性（如用于定义“失效”的标准本身的不确定性）。

5.9. 由于长期暴露在熔融的堆芯之下，并长期被堆芯的碎片进行冲击，应检查这些效应引起的混凝土结构大面积的侵蚀后果（熔融堆芯—混凝土相互作用）。如果严重事故进程的计算表明很有可能发生此类侵蚀，则熔融堆芯碎片对反应堆压力容器支撑结构（例如混凝土底座）、安全壳壁或地板的全部或部分贯穿的效应需要进行评审。

5.10. 安全壳熔穿的潜在位置（例如贯穿件、排污管线）应当进行识别和分析。

严重事故进程分析

5.11. 电厂事故进程的特定分析是评定严重事故行为的首选方法。作为最低要求，应对核电厂堆芯损坏频率有显著贡献的每个电厂损坏状态进行计算。此外，还可以针对那些发生频率很小但可能导致放射性物质大量或早期排放到环境中的电厂损坏状况进行计算。这样，电厂损坏状态通常分为直接的安全壳旁路和主安全壳和/或双层安全壳的早期失效。如果对发生频率高且后果严重的电厂损坏状态进行了详细计算，通常会生成足够广泛的信息，以评定没有详细说明的其他电厂损坏状态的响应。此外，文献中报

告的类似电厂和安全壳的严重事故现象和安全壳反应的一般研究，也可以用于补充电厂特定计算的范围，使得计算涵盖更广泛的条件集。

5.12. 一个不太严格和不太合适的、但有时又是必要的方法，是采纳或改编一个或多个设计类似参考电厂的分析结果。该方法只能在极其谨慎的情况下使用。在此情况下，与严重事故进程相关的不确定性可能超过电厂特定设计方面的差异。通过对参考电厂分析中关键设计属性的适当比例的调整，电厂设计特点的微小差异是能够容纳的。该方法最适用于对参考电厂的关键现象进行专门的分析，希望从参考分析中获得深入的理解，以补充电厂的特定计算。例如，对某一电厂针对某种事故现象的某种分析，在同用的严重事故模拟的计算机规则中没有进行过详细的建模，在这种情况下，缩放或调整参考电厂的分析成果就能为电厂的特定评价提供额外有用的输入。

5.13. 应使用一个或多个模拟严重事故的计算机规则（见附件 II）对严重事故的进程进行分析。选择用于详细分析的计算机规则和计算数量取决于概率安全评定的目标。做出这些决定时应考虑的问题包括：

- (a) 规则应能模拟事故进程中可能出现的绝大多数事件和现象；
- (b) 计算机规则中应该正确处理各种物理化学过程之间的相互作用；
- (c) 核实和基准工作以及相关文件的范围的应符合要求；
- (d) 计算时间和资源需求应合理。

分析人员应该清楚技术上的限制和所选规则的弱点。严重事故分析应当覆盖所有电厂成功达到稳定状态或者安全壳失效状态的事故序列，其中，在达到稳定状态时，重要的安全系统应已正确运行，满足处理电厂损坏状态所需的所有安全功能已经执行。

5.14. 应进行敏感性分析，以了解一个规则中选择不同模式选项是如何影响计算结果的。表 5 列出了在严重事故进程的建模中可能产生影响的不确定性领域。

5.15. 必须评定和记录计算中的关键变量（如峰值压力和温度、产生的可燃气体质量、重大事件发生的时间），以用于第 5.16—5.31 段所描述的事故进程量化模式（安全壳事件树）。为进行详细研究，关键变量通常在重要的时间点进行分类并记录为时间相关图。显示的结果应在概率安全评定文件中进行明确的讨论。

表 5. 严重事故进程中的不确定性领域示例

严重事故事件类型	相关现象
压力容器中氢气的产生	堆芯内流动堵塞的形成 燃料包壳的鼓胀 水的回收和添加 熔融燃料的迁移
压力容器内的自然循环	反应堆冷却剂系统中循环流动 反应堆冷却剂系统压力边界的升温和蠕变破裂 (热管段喷嘴、稳压器波动管、蒸汽发生器传热管) 反应堆冷却剂泵密封退化故障的竞争机理
压力容器内燃料与冷却剂之间的相互作用 (高能和非高能)	终止压力容器内燃料损坏的可能性 再临界 反应堆压力容器爆炸故障 放射性物质的排放
反应堆压力容器故障机理	头部贯穿件的熔穿和冷却 反应堆压力容器下封头局部故障 反应堆压力容器整体(蠕变)故障
高压熔喷和安全壳直接加热	在安全壳结构上堆熔碎片捕集 锆氧化的释热和产氢 空腔和/或基座的堆熔碎片运输 氢气燃烧 放射性物质的排放
压力容器外的燃料与冷却剂的相互作用(高能和非高能)	堆熔碎片破碎和淬火(冷却) 安全壳压力准静态增加(蒸汽上升) 蒸汽爆炸对安全壳产生的动负载 放射性物质的排放

表 5-2. 严重事故发生过程中的不确定现象示例（续）

严重事故事件类型	相关现象
堆芯与混凝土的相互作用	堆熔碎片对安全壳结构的侵蚀 不可凝结气体的产生 堆熔碎片的横向扩散和与安全壳压力边界接触的可能性 放射性物质的排放
氢气燃烧	大气中的混合和/或分层 蒸汽惰化 燃烧和爆燃火焰的蔓延 火焰加速与爆燃向爆炸的过渡 燃烧和爆炸 结构的热损失 密封结构对燃烧压力波的响应 (打开的门或防爆板、水池位移等)

事故进程事件树或安全壳事件树的开发和量化

5.16. 在二级概率安全评定中，事件树用于描述堆芯损坏开始后的事件序列和严重事故现象，这些事件和现象对放射性物质排放的纵深后续屏障构成了挑战。事件树为系统评定电厂应对严重事故的能力提供了一种结构化的方法。如图 1 所示，这种事件树被称为事故进程事件树或安全壳事件树。在大多数二级概率安全评定中使用术语“安全壳事件树”，而“事故进程事件树”涉及更高级别的建模使用频率较低。所以，本“安全导则”全文使用“安全壳事件树”术语。

安全壳事件树结构和节点问题

5.17. 安全壳事件树的顶事件或节点通常应该表述为一个控制事故时间顺序的事件和物理过程，或者是电厂对超设计基准事故的响应，或者是放射性物质排放屏障的相关挑战以及放射性物质向环境排放的最终量。安全壳事件树的节点事件还应当指向与严重事故管理相关的问题和行动(见第 5.19

段和第 5.20 段)。安全壳事件树的节点事件与电厂的类型密切相关,即一种类型的反应堆和/或安全壳系统中对严重事故行为有重要影响的问题,可能对其他类型的反应堆或安全壳系统并不重要。

5.18. 此类事件的列表和过程可能相当广泛,因此,安全壳事件树可以变成相当大且复杂的逻辑模式。当然,相对简单的逻辑模式也是可以满足某些应用的。举例来说,若二级概率安全评定的目标仅仅是为了确定显著早期排放的频率而无需定量评价严重事故源项的范围,则可以开发较小的安全壳事件树结构,把合理时间框架内具有重大后果的严重事故序列作为关注重点。在任何情况下,模式的整体结构应该由独立的评审人员进行跟踪,并由概率安全评定团队进行管理。因此,在安全壳事件树结构中,应实现建模细节和实际尺寸之间的合理平衡。

5.19. 为满足二级概率安全评定的目标,安全壳事件树结构应该有正确的时间顺序,应适当考虑事件和/或现象之间的相互依赖性,并应反映适当的细节水平。就时间进度而言,将安全壳事件树按时间顺序排列为若干阶段是既有用又常见的事件,其中阶段之间的转换代表了控制事故进程事件的重要变化,例如:

- (a) 阶段 1: 由始发事件引起的电厂损坏状态的电厂即时响应,从压力容器内堆芯损坏早期开始;
- (b) 阶段 2: 堆芯损坏期后期至反应堆压力容器故障;
- (c) 阶段 3: 电厂的长期响应。

5.20. 阶段 3 有时被进一步细分为三个子阶段:(i) 阶段 3a—接近反应堆压力容器故障的时间(重点说明因反应堆压力容器故障而发生的挑战,例如安全壳直接加热);(ii) 阶段 3b—反应堆压力容器故障后的几个小时内(重点说明压力容器穿透后的堆芯即时熔化的行为,例如熔穿的压力容器趋于稳定,或堆芯—混凝土相互作用的开始);(iii) 阶段 3c—长期阶段,从反应堆压力容器故障后的几个小时开始(重点说明压力容器熔穿行为引起的挑战,例如由于堆芯—混凝土相互作用,或燃烧现象导致不可凝气体的产生和增压,或因持续蒸汽的生成而导致的增压)。表 6 给出了一个具有典型大型干式安全壳的压水堆,在安全壳事件树方面的典型结构和节点问题的示例。

严重事故管理和设备状态的事故恢复或行动

5.21. 严重事故管理行动应该在二级概率安全评定中反映。通常，在概率安全评定中关注的人为行动都包含在电厂规则和严重事故管理导则中。如果有条件对这些行动的预测有充分的把握，那么就可以在一级概率安全评定模式的事故序列事件树中展现出这些在堆芯损坏发生后需要立即采取的手动操作。在这种情况下，此类手动操作的状态（成功或失败）必须通过电厂损坏状态的相关属性直接反映出来，或者通过影响电厂损坏状态定义的其他属性状态间接地反映出来。应当将一级概率安全评定模式中未呈现的相关严重事故管理措施合并到安全壳事件树中。一般情况下，此类措施应是严重事故序列后期的预计运行，例如，重新加注蒸汽发生器，以减少通过损坏蒸汽发生器传热管向环境的排放以及由高温引起一回路边界破裂后，重新启动低压安注。换句话说，二级概率安全评定的结果可以、也应该用于识别或改进第 8 部分中所述的严重事故管理措施。

5.22. 重要的是，必须保证对一级概率安全评定的事故序列模式中操纵员的操作和二级概率安全评定安全壳事件树中操纵员操作之间的潜在依赖性进行评定，并酌情加以考虑。手动操作的概率处理应与一级概率安全评定一致。还应当正确考虑与系统可用性相关的依赖性。

表 6. 压水堆安全壳事件树节点问题示例

热门事件问题	先前的依赖关系	问题类型
阶段 1 始发事件到早期阶段的压力容器堆芯损坏		
1 安全壳是否隔离?	无	基于电厂损坏状态
2 交流电源可用时, 电厂损坏状态的比例是多少?	无	基于电厂损坏状态
3 在很早时间范围内, 喷淋的机械状态是什么?	无	基于电厂损坏状态
4 在很早时间范围内, 风机的机械状态如何?	无	基于电厂损坏状态
5 在很早时间范围内, 反应堆冷却剂系统是否手动降压?	2	基于应急运行程
6 在很早时间范围内, 是否发生温度引起的“热管段”故障	5	事故进程
7 在很早时间范围内, 蒸汽发生器管道是否发生由温度导致的破裂?	5、6	事故进程
8 交流电源是否在很早的时间内恢复或保持	2	基于电厂损坏状态
9 喷淋是否在很早的时间内启动?	3、6、8	事故进程
10 氢气燃烧是在很早的时间内发生的吗?	4、5、6、8、9	事故进程
11 安全壳在很早的时间内就失效了吗?	1、10	事故进程

表 6. 压水堆安全壳事件树节点问题示例（续）

	热门事件问题	先前的依赖关系	问题类型
12	安全壳隔离是否很早就恢复了？	1、8	基于电厂损坏状态
13	过滤通风系统是否很早就启动了？ 阶段 2: 损坏进行的后期， 包括压力容器的破裂	1、10、11	事故进程
14	堆芯损坏是否在压力容器中被阻止，防止反应堆压力容器破裂？	5、6、7、8	事故进程
15	高能燃料—冷却剂相互作用是否发生并破坏反应堆压力容器和安全壳？	5、6、7、14	事故进程
16	反应堆压力容器破裂的模式和堆芯碎片喷射的过程是什么？	5、6、7、14、15	事故进程
17	反应堆压力容器是否发生“晃动”并破坏安全壳？	16	事故进程
18	反应堆压力容器破裂时，容器下方区域是否被淹没或干燥？	无	电厂损坏状态和设计
19	反应堆压力容器破裂后，容器下方燃料—冷却剂相互作用的模式是什么？	16、18	事故进程
20	反应堆压力容器破裂后是否发生氢气燃烧？	4、8、9、10、14、16	事故进程
21	安全壳是否在反应堆压力容器破裂时失效？	1、11、13、15、16、19、20	事故进程
22	过滤排气系统是否在反应堆压力容器破裂时启动？	1、11、13、15、16、19、20、21	事故进程

表 6. 压水堆安全壳事件树节点问题示例（续）

	热门事件问题	先前的依赖关系	问题类型
	第 3 阶段：电厂的长期响应		
23	交流电源是否在晚些时候恢复或修复？	8	基于电厂损坏状态
24	喷淋系统是否在晚些时候启动或保持工作？	23、9	电厂损坏状态/事故进展
25	风冷器是否在晚些时候启动或保持运行？	4、8	基于电厂损坏状态
26	后期通风和喷淋系统的状态如何？	24、25	摘要型问题
27	堆芯碎片是否处于容器外可冷却状态？	16、18、19、15、17	事故进展
28	氢气燃烧是否在晚些时候发生？	10、20、26	事故进展
29	安全壳是否在晚些时候发生故障？	1、10、11、13、15、21、26、20、28、19	事故进展
30	过滤器通风系统是否在晚些时候启动？	1、10、11、13、15、19、20、21、26、28、27	事故进展
31	是否保持安全壳底板的完整性？	11、12、21、22、27、29、31	事故进展
32	安全壳失效模式？	11、21、29	事故进展

5.23. 还应评定并酌情加以考虑严重事故造成的环境条件对二级概率安全评定模式中关注的部件和系统生存能力的影响。环境影响可以包括温度、压力、湿度和辐射条件，以及来自高能事件产生的影响（例如短期温度和压力峰值、爆炸或蒸汽爆炸产生的脉冲式负载）。

5.24. 严重事故管理措施的潜在逆向影响也应该视为事件树逻辑的一部分。例如，向退化的堆芯注水虽然可以阻止严重事故的进展，但是，也有可能引起发生高能燃料—冷却剂相互作用，导致燃料破碎，增加蒸汽、氢气和放射性物质的额外排放。

安全壳事件树的定量化过程

5.25. 安全壳事件树分支的条件概率分配应得到记录分析和数据支持，以提供每个节点上的结果不确定性的正当表述。应考虑分析人员对严重事故发展预测产生影响的因素，包括计算机规则的完整性、真实性和可核实性、以及现有的实验数据对全尺寸反应堆的适用性等等。处理这类不确定性的示例方法见参考文献[7—10]。

5.26. 有时，可以根据主要现象将问题分解为若干子问题，再为每个分支制定适当的概率，这一基本原理的使用更具有可追踪性[11、12]。此类评定可以单独进行，并在安全壳事件树节点问题中使用的结果支持文件中报告出来，或以分解事件树的形式作为安全壳事件树不可分割的一部分，与安全壳事件树中的标题相链接。评定安全壳事件树定量化的集成程度主要取决于用于二级概率安全评定定量分析软件的功能。关联事件树、故障树（参考文献[13]）、用户定义函数和其他方法已用于安全壳事件树的开发和定量分析中。

5.27. 无论采用何种方法确定事件概率值，其过程都应具有可跟踪性，以便其他人能够遵循和理解技术原理，这一原则应始终用于安全壳事件树所有事件或问题的描述中。几个现存和相关的信息来源可用于支持概率分配，例如：

- (a) 使用已建立计算机规则模拟严重事故或基本原理并进行确定性分析；
- (b) 相关的实验测量或观察；
- (c) 对类似电厂研究的分析和发现；
- (d) 独立专家参与的专家启发。

5.28. 有几种方法和工具可以将这些信息转换为每个概率的数值。本“安全导则”简要介绍两种简单的工具：阈值法和积分法。参考文献[14]历来是许多二级概率安全评定的关键信息源。然而，自参考文献[14]研究以来，严重事故现象的认识状态有了很大进步，它反映当前的二级概率安全评定研究认知状态，从而降低了参考文献[14]作为现代二级概率安全评定研究的参考价值。参考文献[15、16]汇编了近年来相关的严重事故现象。许多领域的认知都在发展之中，例如：

- (a) 压力容器内蒸汽爆炸（安全壳 α 故障模式），例如参考文献[11]；
- (b) 安全壳直接加热，例如参考文献[17]；
- (c) 反应堆压力容器下封头故障，例如参考文献[18、19]；
- (d) 火焰加速以及从爆燃到爆炸的过渡，例如参考文献[20]。

阈值法

5.29. 当预计事故工况接近既定限值或标准时，阈值法可用于估算发生的事件的概率。所以，故障概率是物理参数与故障阈值“接近程度”的函数。因此，数值的赋值表明分析人员对相关现象确定性预测的严格性、适用性和完整性是有信心的。

积分法

5.30. 在积分法中，对相关参数（压力、温度等）与故障阈值（故障压力、故障温度等）的接近程度进行比较时，采用了更高的数学严谨性。相关参数和故障阈值都被视为不确定参数。在确定性分析和专家判断的基础上，得到代表不确定参数概率分布的概率密度函数，两种概率分布的重叠和/或干扰决定了对（主观概率）故障的“置信度”。在此情况下，所得概率值的一致性取决于分布参数分配的一致性（中值、中值偏差、分布类型和限值的选择）。

5.31. 阈值法和积分法可以单独或组合的方式应用于概率安全评定。在任何情况下，为了确保在二级概率安全评定评价中的各种事件和现象以一致的方式得出概率，应制定一套规则并将其纳入概率安全评定文件中。这些规则应包括用于分配特定概率估计的基本原理。

不确定性的处理

5.32. 第 5.32—5.42 段提供了关于满足参考文献[2]要求 17, 二级概率安全评定的不确定性和敏感性分析的建议。二级概率安全评定分析中产生的不确定性是由下列几个因素引起的:

- (1) 不完全性导致的不确定性。二级概率安全评定的总体目标是评价可能导致放射性核素排放的假想方案(事件序列), 主要是一级概率安全评定中模拟的假想方案。但无法保证此过程永远是完全的, 也无法保证所有可能的假想方案都已被识别并得到正确评价。这种潜在的不完全性导致了分析结果和结论的不确定性, 且难以评价和定量分析。明确地解决这类不确定性是不可能的。然而, 广泛的同行评审可以减少这类不确定性。
- (2) 聚合导致的细节丢失。由于实际原因, 将一级概率安全评定的事故序列的割集或分组为电厂损坏状态, 以输入到二级概率安全评定中, 也会由于某些建模细节的丢失而引入不确定性。此外, “分块”(或分组)事故序列的过程引入了不确定性, 因为分析人员用来对“相似”事故序列进行分组的属性可能是不完整的。这些不确定性因素难以定量分析或不可能定量分析, 但随着计算资源的增加使得概率安全评定捕获细节的水平不断提高, 这些不确定因素将随着时间而逐渐减少。
- (3) 建模中的不确定性。这是由于缺乏对支持二级概率安全评定各个分析任务中使用的方法、模式、假设和近似值是否恰当的完整知识造成的。作为二级概率安全评定不确定性处理的一部分, 模式不确定性已经得到了正式的解决(见第 5.33—5.40 段)。
- (4) 参数的不确定性。这是由于二级概率安全评定定量分析的基本参数值的不确定性造成的, 例如设备故障率和始发事件序列。这种类型的不确定性通常通过不确定度分析来解决, 方法是指定所有参数的不确定度分布并分析其传播。

上述 (1) 和 (3) 项通常被称为认知不确定性(即由于缺乏知识而产生的不确定性); 在二级概率安全评定某些事件中, 也可能存在偶然(随机性)的不确定性。

5.33. 由于二级概率安全评定分析人员在安全壳事件树中使用概率来反映对模式参数或事件结果的特定选择其实是表明正确选择的信心, 因此二级

概率安全评定在某种意义上直接涉及不确定性的处理，所以不确定性的处理是分析中最重要的部分之一。

5.34. 二级概率安全评定分析人员应确定分析中不确定性的主要来源，并应定量描述这些不确定性对基准（点估计）结果的影响。通常使用两种方法来完成，即：(i) 敏感性分析；和 (ii) 不确定性分析。

5.35. 如果敏感性分析被用来衡量选择不同的模式、假设或输入参数值给计算结果带来变化的范围（也是对某一时刻，对某一特定问题或相关问题的某一特定组合的不确定性的评价），那么，不确定性分析则要检验一系列的可选模式和参数值，并给每个模式和参数值赋予一个概率，以生成结果的分布。在结果分布范围内，基准结果只不过是代表了一个可能的结果。完全分布中的每个结果都有一个（主观）概率，这个概率可表示对该结果的置信度。可以计算出结果的累积概率水平（例如，第 5、第 50 和第 95 百分位分别表示 5%、50%和 95%的概率，而“真实”的结果低于每个概率分别表示的水平）。二级概率安全评定不确定性的定量分析和传播过程通常可分为 4 个主要步骤，见第 5.36—5.42 段。

(1) 不确定性分析范围的说明

5.36. 二级概率安全评定的不确定性来源很多，定量地解决所有的不确定性是不切实际的。对严重事故现象有限的几个方面不确定性研究的经验表明，某些来源的不确定性影响比其他来源的不确定性影响更大，也更占主导地位。因此，从整体上来说，通过选择不确定性的主要来源并对其进行详细分析，可以评价出二级概率安全评定结果中的总不确定性。参考文献 [10]提供了关于严重事故和二级概率安全评定不确定性评定的信息。

5.37. 敏感性分析是指导不确定性主要来源选择的有效工具。表 5 列出了与严重事故进程相关的不确定性示例区域。

(2) 不确定性问题的表征和/或评价

5.38. 在明确了分析范围后，第二步是识别不确定参数的取值范围。不确定参数可接受的取值范围内的每个值都与概率相关，从而可以创建概率密度函数或概率分布。这种密度函数或概率分布通常在安全壳事件树的分支点概率评定中确定。另外一些可用概率分布来表征或评价的其他参数，例如，源项计算参数，未在安全壳事件树中明确说明。

5.39. 各参数概率分布中反映的判断应该得到数据、分析和参考文献的支撑。此外，不确定参数的概率分布应作为概率安全评定研究的一部分进行同行评审。

(3) 不确定性的传播

5.40. 可以使用不同方法来完成分析过程中的不确定性传播，这取决于不确定性分析的目标。可用的传播技术的包括：

(i) 使用离散概率分布；和 (ii) 基于简单（蒙特卡罗）随机抽样的直接模拟法或分层（拉丁超立方体）抽样规则法，这是目前使用的主要方法。其他细节可以在参考文献[7、14、21—25]找到。

(4) 结果的显示和解释

5.41. 应仔细评价不确定性分析的结果，以使二级概率安全评定的结论更具说服力。现代概率安全评定包含了不确定性定量评定和不确定性的传播，其结果采用柱状图、概率密度函数、累积分布函数和表格格式显示计算出的各个不确定性的量，以及概率分布的平均值和中位数的估算值[7、14]。回归分析技术也可用于评定特定的不确定项在概率安全评定中的重要度。自变量与不确定项或现象之间的相关系数可以为深入了解它们在概率安全评定中的重要度提供帮助。

5.42. 若敏感性分析被用作全面不确定性分析的替代物，则应制定度量指标，以表明替代模式或参数值对二级概率安全评定结果的影响。

安全壳事件树定量分析结果的总结和解释

5.43. 应总结和讨论从安全壳事件树的定量分析中得出的结果和结论。结果通常以所谓的安全壳性能矩阵（“C 矩阵”）的制表形式列出，这是一种比较安全壳事件树各种结果相对可能性的简明方法。C 矩阵确定了条件概率 $C(m, n)$ ，即在给定电厂损坏状态 m 下实现了排放类别 n 。不确定性分析将导致不同的 C 矩阵元素值的集合⁵。

⁵ 根据安全壳事件树中事件的性质，该集每个备选 C 矩阵实际可能包含元素的值为 1 或 0，并且基准 C 矩阵包含元素的值是整个备选矩阵集上 C 矩阵值的加权平均值。

5.44. 应当识别和解释导致早期安全壳失效的主要因素（包括安全壳旁路事件和安全壳隔离失效事件）。应当探索和解释各种电厂损坏状态中早期安全壳失效的条件概率变化的根本原因。

5.45. 通过将一级概率安全评定的结果（各种电厂损坏状态发生的频率和它们相关不确定性）与各种故障模式和/或排放模式及其安全壳事件树定量分析产生的不确定性条件概率相结合，可以确定与每个排放类别相关的频率和不确定性。

5.46. 还应该列出每个排放类别对总排放频率的贡献，以便于确定影响总排放频率的主要因素。

5.47. 通常，对于每个选定的排放类别，应选择一个代表性事故序列，该事故序列的源项是根据其他概率安全评定中获得的结果来估算的。或者利用电厂特定计算来估算严重事故的源项⁶，如第6部分和附件II所述，通过调用适应的计算机规则来完成。代表性事故序列的选择取决于其排放频率和其后果在排放类别内所占的主导性地位。或者，也可以对特定或全部排放类别有贡献的单一或全部事故系列进行源项估算。有时也可采用折中的方法，对每个排放类别中的主导性事故序列和备用性事故序列进行计算。此外，对于由潜在不确定机制（例如蒸汽爆炸、安全壳直接加热）导致的排放类别，由于这些机制还没有可靠的计算模式可供使用，所以这些排放类别的规则计算还需通过简单分析和专家判断进行补充和加强。

6. 严重事故的源项

6.1. 二级概率安全评定的下一步是计算与安全壳事件树的终端状态相关的源项。源项决定了从电厂排放到环境中放射性物质的量。还可以根据概率安全评定的范围定义几个排放的附加特性（见表7）。由于安全壳事件树有大量的终端状态，因此从实用出发，需要将终端状态分组到排放类别中，然后对排放类别进行源项分析。使用附件II所述的某个“整体”计算机规则就可以达到目的。因此，这一部分的过程包括：

⁶ 一些二级概率安全评定在使用MAAP[26]或MELCOR[27]等代码进行计算的基础上开发了参数源项模式，这种方法使源项参数中的不确定性能够与不确定性评定和不确定性传播的集成过程相结合。

- (a) 指明排放类别；
- (b) 将安全壳事件树的终端状态分组到不同的排放类别；
- (c) 对不同的排放类别进行源项分析；
- (d) 将不同的排放类别分组到不同的源项类别中，以供三级概率安全评定使用。

6.2. 源项分析的范围取决于概率安全评定的目标和预期应用。若源项用于三级概率安全评定，则对环境的源项特征需求更加广泛。为了进行场外后果分析，必须对影响堆芯损坏总频率的事故序列[28]及其所有排放的放射性物质进行全面描述（即对整个堆芯放射性物质总量进行定量跟踪）。另一方面，在某些二级概率安全评定中，可能只需描述导致显著早期排放的事故频率[15、29]。对于许多二级概率安全评定，取一个中间地带的目标，即只需表征与堆芯损坏总频率相关的放射性物质排放，而且其排放仅限于选定种类的放射性物质。碘和铯通常成为总放射源项的首选指标。虽然有许多方法规定放射源项的属性，但在二级概率安全评定的起始阶段规定这些属性尤为重要。

排放类别说明

6.3. 安全壳事件树有大量的终端状态，每个终端状态代表了堆芯损坏之后发生的一系列事件。其中许多事件对放射性物质向安全壳外的排放有重大影响。此类事件的特点包括：

- (a) 反应堆冷却剂系统的故障模式；
- (b) 安全壳失效的模式和时间；
- (c) 熔融堆芯材料的冷却机理；
- (d) 放射性物质的滞留机理。

6.4. 然而，安全壳事件树的许多终端状态在已经发生的现象和放射性物质排放到环境的结果方面是相同或相似的。相似的终端状态应该分组或合并在一起，以减少需要进行确定性源项分析的不同事故序列的数量。

6.5. 应该规定一组属性，这些属性与放射性物质的可能运输机理和安全壳的失效机理相关，并可用于排放类别的描述。表 7 给出了用于确定轻水堆排放类别的典型属性。放射性物质向环境排放是这些属性的函数。

6.6. 这些属性应该用于确定二级概率安全评定中源项分析的排放类别集合。如果这个过程生成了大量的排放类别，那么就应该将这些类别进一步分组到一个可管理的集合中，以便在源项分析中使用。

将安全壳事件树的终端状态分组到排放类别

6.7. 接下来，应该将安全壳事件树的终端状态分组到指定的排放类别中去。由于涉及到数千个常用安全壳事件树终端状态，并要将这些状态分组到少量的（通常是数十个）排放类别，因此分组过程必须系统化。因为分组过程中需要高效地处理大量的信息，所以分组工作通常使用计算机工具来完成。这项工作的特定方法取决于安全壳事件树定量分析的软件，但也可能包括安全壳事件树（割集）终端状态的后处理过程、或者包括安全壳事件树模式中的属性以及这些属性在分组过程中的使用。

表 7. 安全壳事件树终端状态的典型规范

排放属性	变量	二级概率安全评定的典型规范
排放开始时严重事故的时间架构	在堆芯损坏开始时刻（如安全壳旁路） 早期（压力容器内堆芯损坏期间） 中期（以反应堆压力容器故障为起点） 晚期（反应堆压力容器故障后几个小时为起点）	
堆芯损坏期间反应堆压力容器的压力	高（接近正常值） 低（卸压）	
安全壳泄漏模式或机理	设计基准事故的泄漏 超设计基准事故的泄漏 安全壳灾难性破裂 接口系统处的失冷事故 蒸汽发生器传热管破裂 安全壳隔离阀打开 地基渗透	
能动放射性物质捕集的工程特点	喷淋 风扇冷却器 过滤通风 其他	
非能动放射性物质捕集的工程特点	双层安全壳 反应堆厂房 抑压池 上覆水池 冰床 “曲折”排放路径 水下排放路径	

表 7. 安全壳事件树终端状态的典型规范（续）

排放属性	变量	连接到 3 概率安全评定的其他规范
严重事故发生后经过的时间	短（例如，一般情况下压水堆小于 2 小时） 中（例如，一般情况下压水堆为 2—10 小时） 长（例如，一般情况下压水堆大于 10 小时）	
排放位置	地面 高出地面的位置	
释放能量	低（厂外大气最小浮力） 高（高浮力）	
排放率	快速地“喷发”排放 缓慢地连续排放 多股羽流排放	

6.8. 应当根据放射性物质排放的各种影响因素对安全壳事件树的终端状态进行分组。过去，安全壳事件树终端状态的分组是通过两个甚至三个阶段过程来分别进行的。例如，第一阶段是根据控制排放大小和时间的因素对终端状态进行分组。随后是第二阶段，也可能有第三阶段，根据对放射性物质在场外大气中的扩散和/或对场外人员健康效应有着重要影响的属性进行终端状态的分组。后阶段对于扩展到三级概率安全评定的研究有重要作用，但也有助于概率安全评定结果的解释，尽管这些结果可能仅限于二级概率安全评定。

6.9. 在一个特定的分组内，安全壳事件树的各个终端状态具有相似的放射性排放特征和场外后果，所以，对该组的源项分析也就表征了组内所有终态的集合，从而减少了源项分析的次数。

6.10. 应当通过对组内所有安全壳事件树终端状态频率的求和，来计算排放类别的频率。

源项分析

6.11. 已证明许多电厂设计特点和事故现象会影响严重事故源项的大小和特征。这包括固化的电厂设计特点，如燃料配置、控制组件和材料组成、堆芯功率密度和分布、燃料和混凝土组成。这些电厂设计特点，对于安全壳事件树的所有终端状态而言，都是相同的。此外，还有许多随事故序列的变化而变化的因素，包括：

- (a) 堆芯损坏期间和反应堆压力容器破裂时的反应堆冷却剂系统的压力；
- (b) 冷却水的可用性（压力容器内的和压力容器外的）；
- (c) 压力容器熔穿后堆芯碎片的深度和组成；
- (d) 安全壳安全设备（抑压池、喷淋器、冷凝器等）的运行；
- (e) 安全壳破口大小（即泄漏率）；
- (f) 安全壳失效的位置和由此产生的向环境运输的途径。

6.12. 一种选择是执行电厂特有的源项分析，以确定每个排放类别源项的大小和属性。源项分析应使用能够模拟严重事故现象综合行为的计算机规则来完成，即该规则能同时计算反应堆的热工水力响应、堆芯加热、燃料损坏和燃料材料的重定位、安全壳反应、燃料中放射性物质的排放、放射性气溶胶和蒸汽通过反应堆冷却剂系统和安全壳的运输。

6.13. 在源项分析中，应对影响安全壳内和相邻厂房的放射性物质排放和运输的所有过程进行建模，包括：

- (a) 堆内阶段燃料中放射性物质的排放；
- (b) 反应堆冷却剂系统内放射性物质的滞留；
- (c) 熔穿阶段放射性物质的排放；
- (d) 安全壳和相邻厂房内放射性物质的滞留。

6.14. 在进行源项和电厂模式计算时，除了估算向环境排放的总量以外，应估算不同种类的放射性核素在反应堆冷却回路和安全壳内的空间分布。

6.15. 在每个排放类别组中，应该对足够数量的事故序列进行分析，以确保对该组源项的描述是准确的。在实践中，若排放类别包含非常相似的事故序列，并且驱动排放的现象具有相对较低的不确定性，则开展相对较少

的事故序列源项分析是可以接受的。然而，如果排放是由能量现象（如安全壳直接加热）驱动的，或者排放涉及的现象的不确定性水平相对较高，则需要对多个事故序列进行源项分析，以确保该类别排放的源项特征的描述是良好的。最近的一些二级概率安全评定，由于使用了当前的某个严重事故软件和功能强大的计算机，所以，它对每个排放类别，至少选择了一个代表性事故序列进行了源项分析。

6.16. 若特定排放类别的源项分析对电厂设计的独特特性或放射性材料的特殊运输机制特别敏感，则使用整体规则的源项分析应该由具有更详细模式的规则进行补充分析。然而，在某些情况下，进行电厂特有源项分析是难以实现的，例如，在新电厂的早期设计阶段和进行二级概率安全评定的早期阶段需要快速结果时。参数模式可用于获得源项的初步估算或边界估算[30]。

6.17. 另一种选择是使用另一个电厂的源项分析，其中与严重事故进程相关的参考电厂的设计和特征与正在分析的电厂非常相似，并且可以获得确定性分析的结果。必须注意，当参考研究被用作电厂特定计算的替代物时，为了使参考电厂分析可用于二级概率安全评定，应满足三个条件：

- (1) 应当建立一个技术基准，以支持正在研究的电厂与拟议参考电厂充分相似的论点。应识别和比较影响放射性物质运输及其在反应堆压力容器、相关冷却剂系统管道和安全壳结构内滞留的设计特点。
- (2) 应确保参考电厂分析中建模的事故序列与所研究电厂的二级概率安全评定的事故序列充分相似。反应堆安全系统或安全壳系统运行的差异，可能使参考电厂的计算对特定电厂损坏状态的适用性故障⁷。
- (3) 参考电厂的计算应采用电厂对严重事故现象响应的当代模式。应谨慎使用参考电厂若干年前的结果。近年来，对严重事故进程模拟的知识状态和复杂程度有了显著的变化，从而降低了公开文献（即科学和技术出版物）中某些结果的价值。

⁷ 例如，在公开文献中可以找到许多关于多个反应堆设计的“全厂断电”事故序列的计算。然而，根据电厂特定系统配置，全厂断电也分为不同工况。在某些工况下，有些电厂可能有足够的直流电源供厂内小部分部件（例如排放阀）或系统（例如汽动泵）运行，而其他电厂可能没有这样的电源。在将文献中的计算结果应用于所研究的电厂之前，应该仔细考虑这样的差异。

6.18. 在使用整体计算机规则进行严重事故分析时，必须认识到这些规则是针对多组放射性元素或化合物的，而不是针对单一放射性同位素的[31、32]。所以有必要将反应堆燃料中产生的数百种放射性同位素和铯系元素简化为合理数量的放射性元素分组，这些放射性元素分组才可以通过整体严重事故计算机规则进行跟踪。不同的计算机规则采用了不同的分组结构。大多数分组结构是基于放射性元素的物理和化学性质的相似性。分组结构还考虑到元素与其他放射性元素和非放射性物质化学反应亲和力的相似性，这些在反应堆冷却剂回路和安全壳内运输中是可能遇到的，例如蒸汽、氢气、结构材料。表 8 为放射性物质排放分析中使用的典型的分组结构。因此，放射源项通常用一组或多组放射性核素所占初始堆芯核素总量的比例来表示。

6.19. 表 8 所列的放射性核素组运输到环境的效率，很大程度上取决于它们离开堆芯区域后的化学形态。可能会发生许多化学反应，导致这些元素形态发生变化并形成具有广泛物理性质的化合物[30]。例如，众所周知，碘与铯发生反应形成挥发性的碘化铯（CsI）。然而，这并不是碘沿着排放路径运输的唯一形式。表 8 所列的物质可能以多种化学形态运输。将堆芯活化物质的总量按照可能的化学形态划分开来是一个不确定的参数，应该在放射性源项的评定中加以考虑。

表 8. 放射性元素的典型分组结构

分组	组内元素	组内代表性元素
惰性气体	氦, 氩	氩
卤素	碘, 溴	碘
碱金属	铯, 铷	铯
碱土族	钡, 锶	钡
硫族元素	碲, 铋, 硒, 砷	碲
难熔金属	钨, 钼, 铅, 铪, 铪	钨
镧系元素	镧, 铈, 铷, 铈, 钆, 铈, 钆	镧
铯系元素	铯 (实际属于镧系), 铯, 铯, 铯 ^a	铯

^a 在某些模式中，钼和铯表示为单独的分组

源项分析计算机规则的核实和验证

6.20. 第 6.20 段和第 6.21 段提供了满足参考文献[2]关于二级概率安全评定计算机程序使用要求 18 的建议。用于源项分析的宏观整体规则应该得到核实和验证，这样才能对规则产生的结果有信心。然而，需要认识到，严重事故分析规则的核实和验证的水平，远低于用于支持概率安全评定的其他规则，如用于支持一级概率安全评定安全系统验收标准的热工水力规则。这是因为，一般来说严重事故实验结果对实际反应堆工况的适用性是有限的，因为所做的试验不太可能反映发生在严重事故中的极端工况以及反应堆冷却剂系统和一回路的真实几何构型。

6.21. 规则用户应该具有使用规则的经验、熟悉规则模拟的现象以及现象和模式的交互方式、熟悉输入和输出数据的含义以及规则的局限性。

源项分析的结果

6.22. 应当清晰地呈现和记录源项分析的总体结果，应当清楚地表示出源项类别的频率和特征。一种呈现结果的方法是以类似于第 5 部分中描述的 C 矩阵的形式，以表格方式列出每个排放类别的频率（或对堆芯损坏总频率的贡献）。表 9 显示了这种展示源项分析结果方法的格式。

6.23. 如第 8 部分所述，应使用排放类别的源项和频率来确定大型排放的频率或大型早期排放频率，以便于与已设置好的安全标准的数值进行比较。（需要在二级概率安全评定项目中对术语“显著”和“早期”下好定义，如第 8 部分所述，这可以通过多种方式实现。）

表 9. 放射源术语示例摘要

排放类别	频率 (a ⁻¹)	属性					堆芯存量占环境总量的比例 ^a			
		开始排放的时间	容器故障时的 RCS ^b 压力	安全壳泄露模式	经辅助厂房的排放	能动衰减机制	氙	碘	铯	其他
1	i.iE-i	早期	低	STGR ^c	是	否	0.95	0.11	0.08	x.xE-x
2	j.jE-j	中期	高	破裂	否	否	0.99	0.14	0.11	y.yE-y
:	:									
X	k.kE-k	中期	低	一般泄露	是	喷淋	0.84	0.04	0.02	i.iE-i
:	:									
Y	m.mE-m	后期	低	破裂	否	喷淋	0.89	0.002	0.001	j.jE-j
:	:									
N										

^a 这些都是示例值

^b RCS: 反应堆冷却剂系统

^c SGTR: 蒸汽发生器传热管断裂

6.24. 展示源项分析结果的另一种格式是使用互补的累积分布函数。该函数基于大于 X 的排放频率，其中 X 的变化范围从最小到最大计算排放量不等。（这需要在二级概率安全评定项目中定义“排放量”术语，例如，可以将其理解为主要同位素或一组相关同位素的活度）。在解释二级概率安全评定及其应用时，应该同时考虑排放频率和排放量。

6.25. 应总结和讨论从放射性核素排放的定量评价中获得的结论。还应展示和讨论定量的敏感性分析或不确定性分析的结果。特别是，对于每个放射性物质组，对于给定排放量应提供超过其大小的频率。结果应清楚地显示每个互补累积分布函数（平均值、中位数、95%等）的统计显著性。

不确定性

6.26. 第 6.26—6.28 段对满足参考文献[2]关于二级概率安全评定的不确定性和敏感性分析的要求 17 提出了进一步的建议。除了模拟严重事故现象的不确定性外，控制放射性物质从燃料中排放、在反应堆内表面沉积和滞留以及安全壳安全系统清洗过程的许多化学和物理过程仍然不太清楚。表 10 列出了源项评定中不确定性的主要来源。

6.27. 已经完成和正在进行的研究项目在减少严重事故源项的不确定性方面取得了重大进展（例如参考文献[32]）。与堆芯损坏和堆芯重定位相关的物理过程的不确定性，导致了从燃料中排放放射性物质的不确定性。在设计基准事故工况之外，安全壳反应的不确定性，导致了放射性物质向环境运输路径上的驱动力的不确定性。第 5 部分给出了与这些区域相关的不确定性示例。

6.28. 在二级概率安全评定概率定量分析中通常不直接考虑上述不确定性。然而，源项定量分析中的不确定性应通过对影响二级概率安全评定结果的主要不确定性来源进行敏感性研究来解决。

表 10. 引起源项不确定性的问题

-
- 堆芯损坏过程和安全壳行为的不确定性（见表 7）
 - 燃料燃耗对燃料中放射性物质排放速度的影响
 - 挥发性和半挥发性物质的化学形式
 - 堆芯退化过程中与燃料、中子吸收体、结构材料的相互化学作用
 - 反应堆冷却剂回路表面放射性物质和气溶胶的沉积速度
 - 在安全壳旁路的事事故序列中放射性物质在管道和其他部件中的沉积
 - 熔融堆芯—混凝土相互作用过程中放射性物质和气溶胶的排放
 - 熔融堆芯—混凝土相互作用的化学过程
 - 氢燃烧或火焰前沿的自由基与空气中放射性物质之间的相互作用
 - 抑压池、冰床或泡沫塔中气溶胶和蒸汽的洗涤效率
 - 在水池中捕获的放射性物质的水化学
 - 表面放射性物质的再蒸发和再悬浮
 - 放射性物质气溶胶的化学分解
-

7. 分析文件：结果的表示和解释

7.1. 二级概率安全评定中所用理论和分析的详细内容应汇集成报告，报告中要说明二级概率安全评定使用的方法、过程以及以逻辑形式得出的观点和结论。报告的编写方式应便于评审活动，包括同行评审，并为详细的支持材料提供结构化的进入途径。

7.2. 参考文献[4]对概率安全评定文件的要求、目标、组织、准备和汇编提供了全面和通用的指导。本导则同样适用于二级概率安全评定。本部分就满足要求二级概率安全评定文件[2]要求 20 提供了特定建议。

目标文件

7.3. 二级概率安全评定的文件应提供足够的信息，以满足研究目标，并支持二级概率安全评定用户的需求。它还应根据电厂配置的变化或严重事故分析技术的进步，促进其后续的改进、更新和维护。二级概率安全评定的用户可能包括：

- (a) 核电厂的营运组织（管理和运行人员）；
- (b) 设计人员和反应堆供应商；
- (c) 评审者；
- (d) 监管当局和为其提供技术支持的人员或组织；
- (e) 其他政府机构；
- (f) 公众。

7.4. 文件应具有良好的结构，清晰、简洁，并可供读者和评审者（包括同行评审者）仔细评审。此外，二级概率安全评定文件应易于升级，以维持实时概率安全评定的概念，并满足参考文献[2]要求 24 和要求 12 关于维护二级概率安全评定以及在电厂全寿期内执行二级概率安全评定的建议要求。因此，还需要考虑相关概率安全评定的范围能够易于扩大，并能用于其他的应用中。基本假设、排除、限值和特点是二级概率安全评定文件的组成部分，应明确说明。

7.5. 结论应该是明确的，不仅应该反映主要的一般结论，而且应该强调从现象、模式和数据库相关的不确定性及其贡献分析中得出的结论。分析和方法中的基本假设、不确定性和保守性对二级概率安全评定结果的影响，应该通过敏感性研究的结果予以证明。

7.6. 如果已经应用筛选标准去除了进一步分析中发生频率较低的事故序列，例如，从一级概率安全评定的输出中去除或从电厂损坏状态的定义中去除，那么应该对被去除部分贡献的估算进行评价，并在最终的二级概率安全评定结果中呈现出这部分评定。

7.7. 二级概率安全评定报告应该清楚地记录二级概率安全评定的重要发现，包括：

- (a) 电厂的特定设计或确定的运行薄弱环节；
- (b) 缓解严重事故的关键操作措施；
- (c) 各种工程安全系统的潜在益处；
- (d) 电厂，尤其是安全壳的运行或硬件可能改进的区域。

7.8. 在此阶段，如果已经设置了二级概率安全评定概率安全标准，则可将概率安全评定的结果与这些标准进行比较。成员国之间可用的概率安全

标准（和/或目标）差异很大，但二级概率安全评定最常见的形式都包括了显著早期排放频率的标准（和/或目标）以及各种程度的最大容许排放频率。虽然显著早期排放频率的阈值代表了某个特定点不可接受排放的评价频率，但不同级别排放的最大容许频率将这个概念扩展到可能排放的全部范围。

文件的组织

7.9. 文件的某些部分主要是在营运组织内部使用的，而文件的其他部分可在更广泛的外部使用。一些用户，例如公众，可能主要使用概率安全评定的摘要，而其他用户可能使用完整的概率安全评定文件，包括计算机模式。与内部支持文件相比，外部使用文件的信息的内容和数量应该由概率安全评定团队确定，并由二级概率安全评定的项目管理层评审。

7.10. 二级概率安全评定文件应该包含重建概率安全评定研究所需的所有详细信息。在可能的范围内，所有中间分析、概率评定和支持计算的基本原理都应作为附件或内部报告记录在案。未列入供外部使用的正式文件，即所有工作文件以及计算机规则的输入和输出，应该以可追踪的格式保存。

7.11. 一级概率安全评定安全导则[4]关于文件编写的建议也适用于二级概率安全评定。二级概率安全评定文件应该分为三个主要部分，即：

- (a) 总结报告；
- (b) 主报告；
- (c) 主报告的附件。

7.12. 总结报告的结构应该可以对概率安全评定的动机、目标、范围、假设、结果和结论以及对电厂设计、运行和维护的潜在影响给出一个总体的概述。总结报告通常是面向一大批反应堆安全领域的专家，目的是能够进行高水平的评审。总结报告的其他方面的描述见参考文献[4]。

7.13. 总结报告中还应提供一份主报告的概要，以引导审阅人员了解包含额外细节和支持分析的章节。总结报告应由对整个概率安全评定研究有极好整体把握的人来编写。它应在整个文件完成、各任务负责人和/或分析人员对其评审正确和一致后，方可着手准备总结报告。

7.14. 主报告应清楚地、可追溯地介绍完整的概率安全评定研究，包括对可能影响结果的所有假设、基本原理和电厂特定方面予以清晰的陈述。⁸

7.15. 附件 III 提供了二级概率安全评定文件的大纲样本。

8. 率安全评定的使用和应用

8.1. 本部分提供了满足参考文献[2]关于使用二级概率安全评定的安全评定要求 23 的建议。概率安全评定已应用于许多国家核电厂的设计和运行，用以补充传统安全评定方法所获得的结果。许多概率安全评定的应用使用一级概率安全评定的结果（参考文献[4]），并且通常也需要使用二级概率安全评定结果。以下列表列举了一些成功应用二级概率安全评定的示例。应该注意的是，二级概率安全评定的这些应用并非在每个成员国中都得到了应用：

- (a) 将二级概率安全评定的结果与概率标准进行比较，以确定电厂的整体安全水平是否达标；
- (b) 评价电厂的设计，以确定缓解严重事故方面潜在的薄弱环节；
- (c) 制定堆芯损坏后可使用的严重事故管理导则；
- (d) 使用源项为应急计划提供输入；
- (e) 使用源项和频率来确定场外后果（三级概率安全评定）；
- (f) 与严重事故问题相关研究的优先次序；
- (g) 一系列与一级概率安全评定结果相结合的其他概率安全评定的应用。

概率安全评定应用范围和详细程度

8.2. 二级概率安全评定的范围和详细程度应与其预期的用途或应用相一致，示例如下。例如，如果某概率安全评定意图对显著排放频率或显著早期排放频率进行评价、并对安全壳潜在失效模式提出特定看法，那么该概率安全评定的范围和详细程度将不同于希望为应急计划或三级概率安全评定提供输入的二级概率安全评定的范围和详细程度。在计算显著排放频率

⁸ 主要报告是为专业概率安全评定分析人员和同行评审人员使用的。主报告和所有附录应包括充分的资料，以充分支持二级概率安全评定的结论。

或显著早期排放频率时，需要确定事故序列及其频率，其中排放将被归类为“显著”。但是，为了应急计划或为了三级概率安全评定，需要更准确地确定源项和频率。此外，若拟在风险监控中使用二级概率安全评定模式，则概率安全评定的详细程度要求更高。

8.3. 为了适合更广泛的用途和应用，二级概率安全评定应当基于参考文献[4]所描述的全范围一级的概率安全评定。这就要求一级概率安全评定：
(a) 包括一整套内部始发事件、内部危害以及外部自然灾害和人为危害；
(b) 说明电厂所有运行模式，包括启动和功率运行、低功率运行、停堆和换料期间的所有模式。这样才能保证从概率安全评定中得来的结论，即与事故序列、结构、系统和部件、人因错误、共因故障等风险重要性相关的深刻认知，源自于电厂的综合集成模式。若二级概率安全评定是基于范围或细节更有限的一级概率安全评定，则在应用时需要考虑这些限制。

8.4. 为满足参考文献[2]要求 24 关于维护安全评定，同时考虑到电厂设计和运行实践的变化以及经验反馈和技术进步，这些因素可能使得应用中概率安全评定的有效性受到损坏，所以，应该能动维护和定期升级任何应用中的二级概率安全评定。对于二级概率安全评定，此升级需要考虑严重事故管理规定和导则的变化、为支持二级概率安全评定模式而进行的严重事故分析的更新，以及为更好地理解严重事故期间发生现象而进行研究的结果的更新。

在电厂整个全寿期内使用概率安全评定

8.5. 在核电厂整个寿期内，应使用二级概率安全评定为设计评定提供输入。应在新电厂的设计过程中使用二级概率安全评定，以确定是否将缓解严重事故的适当特点纳入电厂的设计中，并应在电厂整个建造和运行阶段对概率安全评定进行更新。

8.6. 二级概率安全评定还应用于为制定严重事故管理导则提供输入，该导则应在电厂投入运行时可用。

风险告知方法

8.7. 应用风险告知方法的目的是，在以综合方式考虑概率风险结论及其相关因素时，确保安全问题的决策采取了平衡的方法[33]。

8.8. 在下文二级概率安全评定的任何应用中，应将来自概率安全评定的结论作为风险告知决策过程的一部分，在决定预防和缓解核电厂严重事故相关问题时，该决策过程应考虑到以下所有相关的因素：

- (a) 与正在处理的概率安全评定应用相关的所有强制性要求（通常包括任何需要遵守的法律或法规）；
- (b) 确定性安全分析的结论；
- (c) 其他任何可用的结论或信息（可能包括成本效益分析、电厂剩余寿期、检查结果、运行经验、工作人员对电厂硬件设施进行必要更改时可能产生的剂量、环境保护问题等）。

与概率安全标准的比较

8.9. 二级概率安全评定的总体结果应与概率安全标准进行比较（如果已经规定了这些标准的话），其目的应该是确定是否达到风险标准或目标，或是否需要提供预防或缓解事故的附加功能。

8.10. 该比较应考虑已进行的敏感性分析的结果和二级概率安全评定固有的不确定性。敏感性分析和不确定性分析应用来表明满足标准或目标的置信度以及超出标准或目标的可能性。

8.11. 为二级概率安全评定定义的典型数值安全标准与显著排放频率或显著早期排放频率相关。“显著排放”是指从核电厂排放出放射性物质而需要实施场外应急响应。这类排放可通过多种方式定义，包括以下方式：

- (a) 使用最重要排放核素的绝对排放量（以贝克勒尔（Bq）为单位）；
- (b) 使用堆芯存量的份额；
- (c) 使用场外受辐照最多人员的指定剂量；
- (d) 使用由排放导致的“不可接受的后果”。

8.12. 1999 年，国际核安全咨询组（INSAG）[34]提出了需要短期场外响应的显著场外放射性物质排放的概率标准，给出了以下目标。⁹ 一些国家也设定了类似的数值，这些数值通常被定义为标准或目标。

8.13. 此外，对于未来的核电厂，国际核安全咨询组[34]没有定义概率标准，而是建议目标应该是“……实际消除可能导致显著早期放射性排放的事故序列，在设计过程中考虑可能导致安全壳后期失效的严重事故，并对其进行现实假设和最佳估算分析，使其后果被必要的防护措施限定在一定的时间和一定的区域之内。”

概率安全评定用于设计评定

8.14. 应使用二级概率安全评定对电厂的设计进行安全评定，其目的是深入了解严重事故的进程、确定电厂特定的薄弱环节、为预防或缓解严重事故而考虑是否需要做出设计上的改进并提供输入，如安装氢气复合器或过滤排气系统。

识别电厂薄弱环节

8.15. 如参考文献[4]所述，二级概率安全评定在设计评价中的应用与一级概率安全评定非常相似。用于开发二级概率安全评定模式并对其进行定量分析的计算机规则，除了计算显著排放频率或显著早期排放频率的总值外，还提供了一系列其他信息，包括：

- (a) 每种排放类别的频率；
- (b) 导致每个排放类别的可能故障组合（割集）；
- (c) 概率安全评定模式中包含的系统、部件和其他基本事件的重要功能。（这将取决于用于开发二级概率安全评定的计算机规则，但可能包括割集重要度、风险实现价值、风险降低价值、Birnbaum 重要度等）。

⁹ 现有核电厂需要短期场外响应的显著场外排放的标准是 1×10^{-5} / (堆年)。参考文献[34]未规定未来电厂的显著场外放射性排放的数值，但规定了以下定性目标：“这些未来核电厂的另一个目标是实际消除可能导致显著早期放射性排放的事故序列，在设计过程中考虑可能导致安全壳后期失效的严重事故，并对其进行现实假设和最佳估算分析，使其后果被必要的防护措施限定在一定的时间和一定的区域之内。”

8.16. 二级概率安全评定所提供信息，应该用于识别预防和缓解严重事故所提供功能上的弱点。这些信息可以包括：

- (a) 一回路和安全壳的重大故障模式；
- (b) 导致（早期或晚期）安全壳失效的主要现象；
- (c) 对显著排放频率或显著早期排放频率具有最高重要度的结构、系统和部件。

应考虑为预防或缓解严重事故所提供功能上的改进，以减少最高重要度的风险对总风险的贡献。

8.17. 为缓解严重事故后果所考虑的改进，应包括提供附加的防护系统和功能。这就可能涉及到将这些附加的防护系统和功能纳入新的设计中，或将其更新到现有的电厂中。

8.18. 二级概率安全评定的结果应作为一种资源，用于确定是否为纵深防御作出了充分的准备，例如，概率安全评定可以为确定严重事故管理措施和导则是否完全解决了参考文献[3]所定义的第四级纵深防御提供依据。

设计选项的比较

8.19. 在考虑对严重事故管理措施进行设计改进时，通常有一系列选项，二级概率安全评定可用于为这些选项的比较提供输入。

8.20. 应使用二级概率安全评定来比较这些附加的系统和功能在降低风险方面的益处。比较的方式取决于所考虑的修改的复杂程度，其范围可能包括从修订的概率安全评定模式的生成，到考虑更简单变化的割集的后处理，甚至到进行与设计相关的敏感性研究。在做比较时，需要认识到设计变更可能会影响安全壳事件树中建模的整个事件序列，甚至会改变安全壳事件树的某些节点的评定基础。设计变更也可能影响一级概率安全评定，在评定设计变更时，需要认识并考虑到相互竞争的影响。例如，对喷淋系统的改造可能有利于蒸汽压力控制，但在某些时间范围内可能造成可燃条件，或者甚至引起对安全壳负压的担忧。

严重事故管理

8.21. 二级概率安全评定可以作为对缓解堆芯损坏后严重事故的影响所采取的现有措施和行动进行评定的基础。缓解措施和行动的目的应当是通过防止事故导致的反应堆压力容器故障或安全壳失效、控制放射性物质的运输和排放以尽量缓解场外后果，从而阻止严重事故的发展或缓解其后果。压水堆可采取的缓解措施如下：

- (a) 打开稳压器排放阀，以降低一回路压力，从而避免熔融堆芯材料在高压下从反应堆压力容器中喷出；
- (b) 在熔化的堆芯从一回路中排出后，通过任何可能的方式向安全壳内注水，以提供冷却机制。

8.22. 二级概率安全评定的结果可应用于确定在严重事故管理导则或规则中所描述的严重事故管理措施的有效性，无论这些措施是使用二级概率安全评定还是通过任何其他方法指定的。

8.23. 在开发二级概率安全评定时，应当认识到在严重事故过程中发生的现象是高度不确定的，而且往往是相互关联的。因此，意图缓解某一特定影响的事故管理措施可能会导致另一种现象的发生。压水堆这方面的示例包括：

- (a) 一回路降压可防止高压熔体喷出，但又会增加安全壳内蒸汽爆炸的可能性；
- (b) 将水引入安全壳可能会为从反应堆压力容器中排出的堆芯熔融材料提供冷却介质，但又会增加压力容器外蒸汽爆炸的可能性；
- (c) 安全壳喷淋系统的运行可提供一种从安全壳大气中排出热量和放射性物质的方法，但喷淋使蒸汽冷凝又会增加安全壳空气的可燃性。

严重事故期间可能发生的各种现象之间的这些相互依赖关系应使用二级概率安全评定加以识别，并应在制定严重事故管理导则时加以考虑。应以迭代的方式更新二级概率安全评定和更新严重事故管理导则，以促进严重事故管理导则的逐步优化。

应急计划

8.24. 二级概率安全评定中产生的源项和频率，以及以距离为函数的场外剂量的计算，应作为制定场外应急计划的输入。在此过程中可以定义和使用一个或多个参考事故。

8.25. 用于应急计划的二级概率安全评定的一个重要要求是，应根据排放放射性物质的量和附加属性准确地规定源项。

8.26. 二级概率安全评定中得出的源项和频率可用作输入，以确定应急计划区的范围和先前信息的分布区域（以满足参考文献[2]关于安全评定使用的要求 23）。

场外后果

8.27. 二级概率安全评定得出的源项和频率可作为确定核电厂放射性物质排放可能导致场外后果的起点。这种场外后果包括对公众健康的影响，还包括土地、水和食物的污染、疏散、永久搬迁等在内的一系列后果。

8.28. 二级概率安全评定中得出的源项和频率应作为解决核电厂严重事故可能产生的场外后果的三级概率安全评定的起点。用于此目的的二级概率安全评定的范围应包括放射性物质的运输及其从核电厂中排放的详细模式。

研究的优先顺序

8.29. 二级概率安全评定模拟了严重事故后发生的复杂且高度相关的现象。虽然已经对这些现象进行了大量的研究，但在某些领域仍然缺乏认知，导致了二级概率安全评定的预测具有显著水平的不确定性。

8.30. 二级概率安全评定应用于确定研究活动的优先顺序。此类研究活动应侧重于具有最高风险重要性的不确定性领域。

其他概率安全评定应用

8.31. 二级概率安全评定应与一级概率安全评定结果结合用于多种应用中，如参考文献[4]对一级概率安全评定所述。结合使用一级概率安全评定和二级概率安全评定，将为仅从一级概率安全评定中获得的结果提供额外的结论，因为结构、系统和部件的相对重要性对于二级概率安全评定结果（例如显著排放频率或显著早期排放频率）通常不同于一级概率安全评定结果（例如堆芯损坏频率）。

参 考 文 献

- [1] 欧洲原子能联营、联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际劳工组织、国际海事组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、联合国环境规划署、世界卫生组织，《基本安全原则》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SF-1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [2] 国际原子能机构《设施和活动安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 4 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。
- [3] 国际原子能机构《核电厂安全：设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-R-1 号，国际原子能机构，维也纳（2000 年）。
- [4] 国际原子能机构《制定和实施核电厂一级概率安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）。
- [5] 国际原子能机构《核安全公约》，《法律丛书》第 16 号，国际原子能机构，维也纳（1994 年）。
- [6] 国际原子能机构《设施和活动管理系统》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-R-3 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [7] KHATIB-RAHBAR, M., 等，“对严重事故发展过程中的不确定性进行量化的概率方法”，《核工程科学》第 102 期（1989 年）第 219 页。
- [8] BUDNITZ, R.J., 等，“概率地震危害分析的建议—不确定性和专家使用导则”，第 NUREG/CR-6372 号报告，加利福尼亚州劳伦斯·利弗莫尔国家实验室（1997 年）。
- [9] MEYER, M.A., BOOKER, J.M., “捕获和分析专家的判断：实用导则”，第 NUREG/CR-5424 号报告，新墨西哥州洛斯阿拉莫斯国家实验室（1990 年）。
- [10] 经济合作与发展组织核能机构《严重事故和二级概率安全分析相关的不确定性评价》，第 NEA/CSNI/R（2007 年）2 号报告，经济合作与发展组织，巴黎（2007 年）。

- [11] THEOFANOUS, T., YAN, H., “ROAAM: 风险指引事故分析方法”, 《概率安全评定和管理国际研讨会论文集》(比华利山, 1991年), 爱思唯尔科学, 纽约(1991年) 1179页。
- [12] HARPER, F.T., 等, “严重事故风险评价: 主要输入参数的量化”, 第 NUREG/CR-4551 号报告, 第二卷第四部分, 新墨西哥州桑迪亚国家实验室(1991年)。
- [13] MENDOZA, Z.T., FREEMAN, M., LEONARD, M., EUTO, J., HALL, J., “IPE 后端(2级)分析的通用框架”, 第 NSAC-159 号报告, 电力研究所, 加利福尼亚州帕罗奥多(1991年)。
- [14] 美国核管制委员会《严重事故风险: 评定五个美国核电厂》, 第 NUREG-1150 号报告, 美国政府出版办公室, 华盛顿特区(1990年)。
- [15] SEHGAL, B.R., “重大事故研究的成就与挑战”, 《核工程设计》第 210 期(2001年)第 79 页。
- [16] 经济合作与发展组织核能机构《二级概率安全评定方法学和严重事故管理: 1997年》, 第 NEA/CSNI/R(97)11 号报告, 经济合作与发展组织, 巴黎(1997年)。
- [17] PILCH, M.M., YAN, H., THEOFANOUS, T.G., “在锡安安全壳直接加热下安全壳失效概率”, 第 NUREG/CR-6075 号报告附录 1, 新墨西哥州桑迪亚国家实验室(1994年)。
- [18] REMPE, J.L., 等, “轻水堆下封头故障分析”, 第 NUREG/CR-5642 号报告, 爱达荷国家工程与环境实验室(1993年)。
- [19] CHU, T.Y., 等, “低扬程故障试验与分析”, 第 NUREG/CR-5582 号报告, 新墨西哥州桑迪亚国家实验室(1998年)。
- [20] BREITUNG, W., 等, “火焰加速和爆燃转爆轰的核安全”, 最先进技术专家组报告, 第 NEA/CSNI/R(2000年)7 报告, 经济合作与发展组织, 巴黎(2000年)。
- [21] GAUNTT, R.O., “基于 MELCOR1.8.5 的电站停电事故制氢不确定性分析”; 论文发表于 NURETH 第 11 次国际核反应堆热力学高层会议, 亚伟农(2005年)。

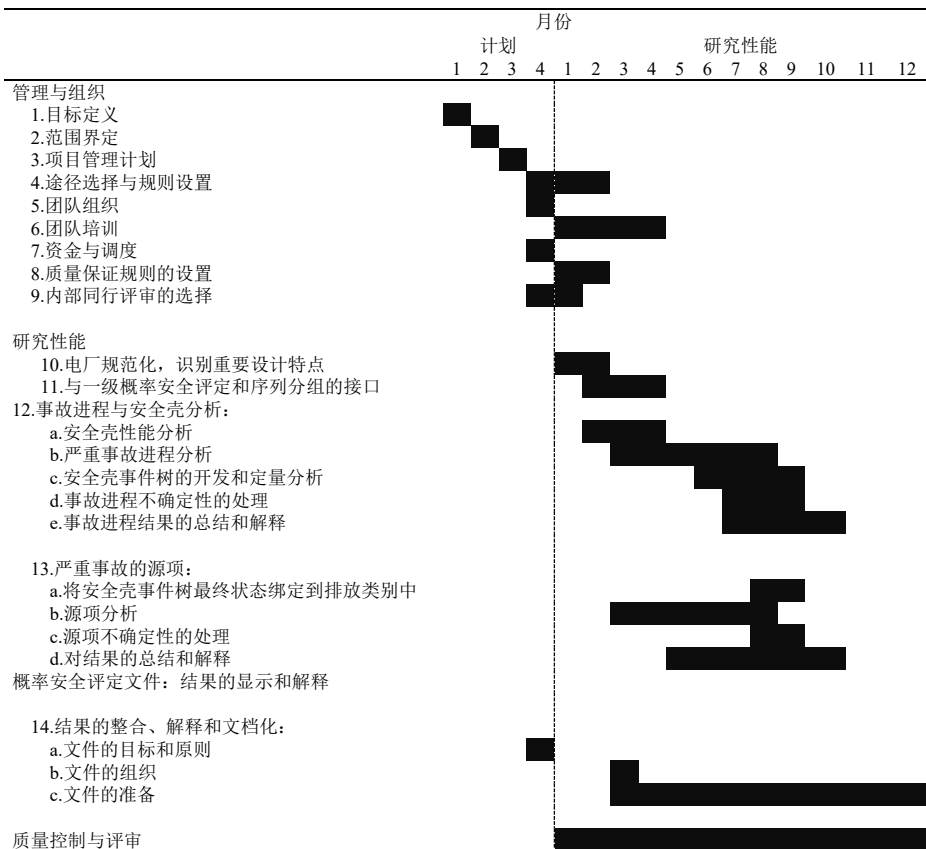
- [22] HELTON, J.C., “放射性废物处置性能评定中的不确定度和灵敏度分析技术”, 《工程系统安全的可靠性》第 42 期 (1993 年) 第 327—367 页。
- [23] HAMBY, D.M., “环境模式参数敏感性分析技术综述”, 《环境监控评定》第 32 期 (1994 年) 第 135—154 页。
- [24] McKAY, M., MEYER, M., “事故后果不确定性分析中专家判断的批判与局限性”, 《辐射防护剂量学》第 90 期 (2000 年) 第 325—330 页。
- [25] CLEMENT, B., 等, “轻水堆严重事故模拟: 首次 PhebusFP 实验 FPT0 结果的综合与解释”, 《核工程设计》第 226 期 (2003 年) 第 5—82 页。
- [26] 《MAAP 4.04 用户导则》, 美国电力研究所, 1994 年 5 月。
- [27] GAUNTT, R.O., 等, “ELCOR 计算机代码手册: 第 1.8.5 版”, 第 NUREG/CR-6119 号报告第三卷, 新墨西哥州桑迪亚国家实验室 (2001 年)。
- [28] ANG, M.L., 等, “STU—基于风险的关键不确定性对严重事故源项预测影响的评价”, 《核工程设计》第 209 期 (2001 年) 第 183 页。
- [29] 美国机械工程师学会《核电厂应用的概率风险评定标准: 美国国家标准》, 第 ASME RS2003 号报告, 美国机械工程师学会, 纽约 (2003 年)。
- [30] 国际原子能机构《轻水堆设计中参考源项估计的简化方法》, 国际原子能机构《技术文件》第 1127 号, 国际原子能机构, 维也纳 (1999 年)。
- [31] CLÉMENT, B., “减少源项评价的不确定性: IRSN/CEA/EDF 研发计划”, (2004 年), <http://www.eurosafe-forum.org>
- [32] 经济合作与发展组织核能机构《通过严重事故管理对安全壳内碘、铯、锶和其他裂变产物排放控制的洞察》, 第 NEA/CSNI/R9 (2000 年) 号报告, 经济合作与发展组织, 巴黎 (2000 年)。
- [33] 国际原子能机构《核电厂概率安全评定 (PSA) 的应用》, 国际原子能机构《技术文件》第 1200 号, 国际原子能机构, 维也纳 (2001 年)。
- [34] 国际核安全咨询组《核电厂基本安全原理》第 75-INSAG-3 (Rev.1) 号, 《国际核安全咨询组丛书》第 12 号, 国际原子能机构, 维也纳 (1999 年)。

附件 I

典型二级概率安全评定计划示例

1-1. 表 1-1 显示了基于本“安全导则”所述任务的简短二级概率安全评定的简化计划。所示周期代表了典型概率安全评定范围内任务的最短预期持续时间，以及典型分析方法和分析团队的组成。特殊设计、严重事故现象的知识程度、适当的参照电厂分析的可用性等，都可能显著影响各种任务的持续时间。此外，一些任务具有迭代性质。任务可能需要拆分为多个阶段，以便当其他任务的结果可用时，可以重复其中的一些任务。表中未显示这些内容，仅用于提供某种方向的参考。

表 1-1. 二级概率安全评定的示例计划



附件 II

严重事故模拟的计算机规则

概述

II-1. 严重事故的现象复杂而相互依赖，可以用复杂的计算机规则进行实际检验。本附件提供了对二级概率安全评定中常用规则类型的深入了解，并简要描述了它们的应用领域。

计算机规则概述

规则类型

II-2. 模拟严重事故下堆芯、反应堆冷却剂系统和安全壳实物反应的规则，可根据其能力和预期用途分为三种类型：

- (1) 机理性规则。这类规则基于基本原理的数学模式对基本物理现象进行计算，而把计算资源放在次要位置。机理性规则通常用于研究设计和分析严重事故实验，一旦根据适当的实验条件进行了核实，它们就能被用来为更简单的规则建立基准。这类规则涉及了广泛的技术学科，从损坏燃料的行为到放射性物质的排放，从氢气运输到混合和燃烧过程。在这些领域的规则示例见本附件第 II-9 段；
- (2) 宏观整体规则。这类规则是为概率安全评定中的常规应用而设计的，通常使用一些简化模式，能够相对快速地完成计算（在当前计算技术下可在几小时内或最多几天内完成计算）。由于运行速度相对较快，这些规则可用于评价电厂对许多不同事故序列的响应，或者可以对同一事故序列运行多次以支持不确定性的分析。为了确保规则的总体运行时间是合理的，对某些现象的建模方法比机理性规则中使用的方法更简单。以燃料损坏和熔化的基本过程为例来说明这类简化模式的使用。在机理性规则中，模式可直接评价燃料棒内若干损坏机制的单一影响，包括燃料芯块膨胀和裂变产物气体的肿胀引起的“起泡”、肿胀的燃料芯块与包壳粘接后的热机械相互作用、包壳局部薄弱点处的鼓胀、与共晶混合物形成相关的材料成分和性能的变化、材料的液化和融化

等。在宏观整体规则中则对这些同样的过程可能采用简化和合并的方式来处理。例如，包壳“故障”（即间隙中放射性核素总量的排放）可以通过规定有效包壳故障温度来表示，而共晶形成对燃料液化特性的影响可通过降低燃料的有效“熔化温度”来表示。通过将宏观整体规则的计算结果与实验数据以及与同时使用机理性规则计算的结果进行比较，确定这些简化在多大程度上正确反映了实际物理现象的重要特征。这种比较的示例可在参考文献[II-1]和[II-2]找到；

- (3) 参数规则和算法为特定的概率安全评定应用提供参数的粗略估算，例如放射源项[II-3]或伴随高压熔体喷射的安全壳负载[II-4]估算。甚至在当代概率安全评定规则中，当需要的运行次数超过可合理处理的次数时，这些工具通常用于建立初步的技术基础。参数规则基于简单的参数模式，这些模式在固定点之间进行插值，而这些固定点的参数值是通过使用更复杂的规则进行计算确定的。这种规则的使用对于产生值的不确定性则是必然的，但又必须考虑到规则中使用的参数以及由它们产生的结果，是经过更详细的计算或实验数据校准过的。

II-3. 过去有一种方法可将多个独立的规则（每个规则处理严重事故行为的特定阶段或某一方面）与一些可在这些独立规则间传递信息的接口设施耦合成一个规则包。然而，对于常规概率安全评定应用，需要在规则包的组员之间自动传输信息，因为手动传输很慢，而且可能引入错误。在新一代严重事故规则中，倾向于采用更为集成和模块化的方法。

规则的验证状态

II-4. 计算机规则的核实和验证是增强规则应用信心的关键机制。要让严重事故规则合理地达到一个叫做“验证”的状态是非常困难的。无论如何，严重事故中发生的极端条件和实体几何构型在实验中都是难以实现的。一般来说，验证过程包含一个由许多个模拟组成的验证矩阵。需要注意那些通过改变用户提供的参数值以达到规则计算结果与实验数据合理匹配的规则验证。这种验证充其量不过是对参数值的间接实验测量，而不是对规则的独立验证。

规则的使用

II-5. 需要对确定性事故分析规则进行设计，以便对一般事故现象有良好熟悉程度的二级概率安全评定分析员能可靠地运行这些规则，而无需像一

个具备相同的详细知识专家一样使用机理性规则去处理严重事故特定现象或阶段。但重要的是，分析人员必须具备良好的反应堆系统工作原理方面的知识。为了将规则计算完全按实际意义纳入到二级概率安全评定的框架中，分析人员需要适当了解以下知识内容：

- (a) 规则中所处理的现象及其建模方法和局限性；
- (b) 输入变量的含义；
- (c) 输出变量的含义。

II-6. 需要强调的一点是，即使规则考虑到这些问题的复杂性，用户也不能把规则简单地视为一个“黑匣子”。用户需要对规则的强项和局限性有充分的了解，不得在超出其设计的各种状态和工况的范围之外使用。

用于严重事故分析的宏观整体规则示例

II-7. 本部分简要描述了目前用于二级概率安全评定的一些特定规则，这些规则处理了图 II-1 所示的大多数或全部现象。还包括主要机理性规则的列表。

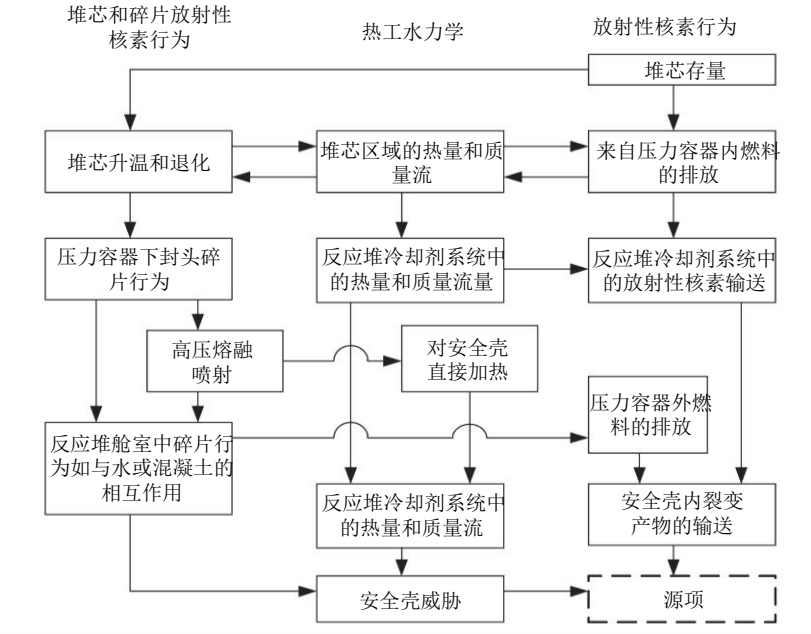


图 II-1. 轻水堆严重事故规则总体构成。

宏观整体规则

II-8. 宏观整体规则模拟了整个核电厂对假想严重事故的实物反应，从始发事件到放射性物质向环境的排放。由这些规则模拟的现象和过程包括：

- (a) 反应堆一回路冷却剂系统的热工水力过程、安全壳结构和/或密封性厂房；
- (b) 堆芯冷却退化、燃料升温、包壳氧化、燃料退化（丧失燃料几何构型）和堆芯材料的熔化和重定位；
- (c) 重定位的燃料材料和热力负载对反应堆压力容器下封头的加热以及反应堆压力容器下封头故障；
- (d) 堆芯材料从反应堆压力容器到安全壳“空腔”的转移；
- (e) 熔化的堆芯碎片与安全壳地板混凝土之间的热化学相互作用，并由此作用而产生气溶胶；
- (f) 压力容器内外氢的产生、运输和燃烧；
- (g) 放射性物质的排放（气溶胶和蒸气）、运输和沉积；
- (h) 反应堆安全壳厂房中放射性气溶胶的行为，包括在水池中的洗涤，以及安全壳大气中的气溶胶力学，例如粒子凝聚和重力沉降；
- (i) 工程特性对热工水力和放射性核素行为的影响。

这类主要规则汇总于表 II-1。

机理性规则

II-9. 表 II-2 和表 II-3 列出了最近在严重事故研究中使用的机理性规则示例。表中列出了所述的现象。这些规则检测的详细程度通常超过了大多数二级概率安全评定所需的程度。尽管如此，在特殊情况下，有时还是需要应用它们，例如在某一独特的电厂设计中出现了对于严重事故行为异常重要的特殊问题时。

表 II-1. 严重事故分析的宏观整体规则

国家	计算机代码	组织机构	概念与应用
美国	MAAP 4	电力研究协会	广泛以各种实验、实际电厂事件和其他热工水力学代码为基准。
	MELCOR	桑迪亚国家核试验室	根据实验数据进行了广泛验证。被监管、研究和公用事业组织的全球用户群体采用。模块化结构的可互换代码包，具有定义良好的接口。
法国/ 德国	ASTEC	IRSN 和 GRS	几个欧洲研究组织的参考代码。模块化构造和验证了许多实验。
加拿大	MAAP 4-CANDU	美国电子工程师学会	广泛用于各种实验、实际电厂事件和其他热工水力代码，并适用于坎杜堆芯。
日本	THALES-2	日本原子能研究所	日本研究机构参考代码，模块化构建和验证了许多实验[II-5]。

表 II-2. 严重事故和压力容器内堆熔现象模拟的机理性规则

国家	计算机代码	腔内现象					
		热工水力学	堆芯熔体级数	反应堆冷却剂系统中放射性物质的排放和运输	燃料-冷却剂相互作用和/或蒸汽爆炸	容器故障	
美国	SC DAP-RE LAP 5[II-6]	√	√	√		√	
	VICTORIA[II-7]			√			
德国	PM-ALPHA/ESP ROSE[II-8]				√		
	ATHLET-CD[II-9]	√	√	√			
法国	I CARE/CATH ARE[II-10]	√	√	√		√	
	IMPACT-SAMPSON[II-11]	√	√	√		√	
日本	VESUVIUS[II-12]				√		
	ART Mod. 2[II-13]			√			

表 II-3. 严重事故和压力容器外堆熔现象模拟的机理性规则

国家	计算机代码	压力容器外现象					
		高压熔体喷射	堆芯-混凝土相互作用	碎片排放的放射性物质	放射性物质在安全壳内的运输	氢气混合	氢气燃烧
美国	CONTAIN[II-14]	√	√	√	√	a	√
德国	COCOSYS[II-15]		√	√	√	√	√
美国/德国	GASFLOW[II-16]					√	√
日本	ART MOD.2[III-13]				√		

a. 与基于计算流体力学的工具相关的简化处理，如气流中的工具。

概率规则

II-10. 故障树和事件树的模拟规则以及一级概率安全评定用到的其他典型模拟规则也用于二级概率安全评定。在许多情况下，这些规则已被修改或增强以满足二级概率安全评定应用的某些独特需求，例如大概率事件逻辑模式的求解、处理不确定性能力的增强或方法的多样化。参考文献[II-4]提供了一级概率安全评定的计算机规则汇编。专门为安全壳事件树分析开发的规则通常非常适用于二级概率安全评定中的现象级问题，但可能需要适应系统行为的建模。

附件 II 参考文献

- [II-1] JONES, A.V., 等, “PHEBEN 2 项目的状态: 电厂应用中针对 Phebus FP 的严重事故代码验证”, 《核工程设计》第 221 期 (2003 年) 第 225—240 页。
- [II-2] ADROGUER, B., 等, “严重事故时堆芯损坏 (COLOSS 项目) 最终综合报告”, 第 IRSN/DPAM/Dir/04-0008, SAM-COLOSS-P078 号报告, 《核工程设计》第 221 期 (2003 年) 第 S55—76 页。
- [II-3] 国际原子能机构《轻水堆设计中参考源项估计的简化方法》, 国际原子能机构《技术文件》第 1127 号, 国际原子能机构, 维也纳 (1999 年)。
- [II-4] LEONARD, M.T., “沸水堆中伴随容器破裂的严重事故安全壳负载的粗略估计”, 《核技术》第 108 期 (1994 年) 第 320—337 页。
- [II-5] KAJIMOTO, M., MURAMATSU, K., WATANABE, N., “THALES-2 的开发: 热工和裂变产物运输的耦合计算机规则, 以分析轻水堆严重事故的裂变产物再汽化现象及其应用”, 《反应堆安全》(美国核学会国际高层会议论文集, 波特兰, 1991 年), 美国核学会, 伊利诺伊州拉格兰奇帕克 (1991 年) 第 584 页。
- [II-6] 爱达荷国家工程与环境实验室, “SCDAP/RELAP5-3D 操作规范”, 第 INEEL/EXT-02-00589 卷报告第 2.2 版, 爱达荷国家工程与环境实验室 (2003 年)。

- [II-7] HEAMES, T.J., 等, “维多利亚: 严重事故工况下反应堆冷却剂系统放射性核素行为的力学模式”, 第 NUREG/CR-5545 号报告, 第 SAND90-0756 Rev.1 号报告, 桑迪亚国家实验室, 美国政府出版办公室, 华盛顿特区 (1992 年)。
- [II-8] YUEN, W.W., 等, “PM-ALPHA 和 ESPROSE.mcode 的核实基准”, 《核工程设计》第 189 期 (1999 年) 第 59—138 页。
- [II-9] TRAMBAUER, K., 等, 《ATHLET-CD 用户手册》, 第 GRS-P-4 号, 电厂和反应堆安全协会 (GRS), 科隆 (2004 年)。
- [II-10] BERTRAND, F., SEILER, N., “含 ICAL/CATARE 的 B4C 控制棒淬火试验及 B4C 氧化模式评定”, 论文发表于 NURETH 第 11 次国际核反应堆热力学高层会议, 阿维尼翁 (2005 年)。
- [II-11] NAKADAI, Y., 等, “利用 IMPACT-SAMPSON 规则开展的轻水堆核电厂整体严重事故分析”, 发表于 NURETH-10 的论文, 国际核反应堆热工水力高层会议, 首尔 (2003 年)。
- [II-12] VIEROW, K., “维苏威蒸汽爆炸分析规则的开发”, 《日本多阶段流体杂志》第 12 (3) 期 (1998 年) 第 242-248 页, 第 358-364 页。
- [II-13] KAJIMOTO, M., MURAMATSU, K., “ART 规则在蒸汽-空气环境下与 NSPP 实验的比较验证”, 《气溶胶特性和容器内的热工水力特性》(经济合作与发展组织/核能机构研讨会论文集, 丰特奈- 欧罗斯, 1990 年), 经济合作与发展组织, 巴黎 (1990 年) 第 145 页。
- [II-14] MURATA, K.K., 等, “CONTAIN 2.0 操作规范: 核反应堆安全壳分析的计算机规则”, 第 NUREG/CR-6533 号报告, 第 SAND97-1735 号报告, 新墨西哥州桑迪亚国家实验室 (1997 年)。
- [II-15] ALLELEIN, H.J., 等, “安全壳代码系统 (COCOSYS) 和德法集成代码 (ASTEC) 的开发与核实”, GRS-2736, GRS-2737, 电厂和反应堆安全协会 (GRS), 科隆 (1999 年)。
- [II-16] ROYL, P., 等, “3 维 CFD 规则 GASFLOW 在 FZK 的开发、验证和应用现状, 计算流体力学规则在核反应堆系统安全分析中的应用”, 国际原子能机构《技术文件》第 1379 号, 国际原子能机构, 维也纳 (2003 年)。

附件 III

二级概率安全评定研究文件的大纲样本

S. 总结报告

- S1. 介绍
- S2. 研究的目标和动机概述
- S3. 方法概述
- S4. 安全壳失效模式和类似情况的结果
- S5. 放射性源项及其频率（互补累积分布函数）
- S6. 严重事故下电厂薄弱环节的总结、结果的解释
- S7. 结论和建议
- S8. 可能的风险降低措施
- S9. 主报告构成

M. 主报告

- M1 介绍
 - M1.1. 背景
 - M1.2. 目标
 - M1.3. 研究范围
 - M1.4. 项目组织和管理
 - M1.5. 研究小组的组成
 - M1.6. 方法概述
 - M1.7. 报告结构
 - M2. 电厂和安全壳的设计
 - M2.1. 影响严重事故的电厂和安全壳设计特点
 - M2.2. 运行特征
 - M2.3. 电厂改造和安全壳系统改造的描述（若有）
 - M3. 与一级概率安全评定的接口
 - M3.1. 事故序列分组和属性说明
 - M3.2 内部始发事件和相关不确定性的电厂损坏状态
 - M3.3 外部始发事件和相关不确定性的电厂损坏状态
 - M3.4 其他动力状态及相关不确定性的电厂损坏状态
-

-
- M4. 安全壳结构性能分析
 - M4.1. 安全壳的结构设计和失效模式的描述
 - M4.2. 结构分析方法
 - M4.3. 结构反应和脆弱性结果
 - M4.4. 安全壳的不确定性和/或脆弱性曲线汇总性能
 - M4.5. 外部事件的影响

 - M5. 事故进程和安全壳分析
 - M5.1. 严重事故进程分析
 - M5.1.1. 分析范围
 - M5.1.2. 分析方法（规则、模式等）
 - M5.1.3. 电厂损坏状态的点估计结果汇总分析
 - M5.2. 事故进程事件树/安全壳事件树
 - M5.2.1. 安全壳事件树结构
 - M5.2.2. 运行程序和恢复
 - M5.2.3. 安全壳事件树定量分析过程
 - M5.2.4. 安全壳事件树终态的分块
 - M5.2.5. 不确定性的处理
 - M5.2.6. 结果
 - M5.2.6.1. 点估计 C 矩阵
 - M5.2.6.2. 故障概率的不确定性
 - M5.2.6.3. 结果解释

 - M6. 事故源项
 - M6.1. 放射性物质的分组
 - M6.2. 分析方法（规则、模式等）
 - M6.3. 分析的电厂损坏状态的点估计结果汇总
 - M6.4. 不确定性的处理
 - M6.5. 结果
 - M6.5.1. 点估计源项特征
 - M6.5.2. 源项特征的不确定性
 - M6.5.3. 结果解释

 - M7. 灵敏性和重要度分析
 - M7.1. 敏感性问题的识别
 - M7.2. 敏感性分析结果
 - M7.3. 结构、系统和部件的重要度排名
-

M8. 结论

M8.1. 关于严重事故和安全壳反应特征的关键见解

M8.2. 设计特点和固有的缓解效益

M8.3. 与概率安全评定目标相关的结论

A. 附件

A1. 安全壳结构脆弱性的基础

A2. 安全壳事件树定量化的基础

A3. 确定性严重事故分析的结果

A3.1. 安全壳负载

A3.2. 事故源项

A4. 概率分布基础和不确定参数的范围

A5. 不确定性分析和/或敏感性分析的详细结果

参与起草和审订人员

Alzbutas, R.	立陶宛能源研究所
Ang, M.	德国 E.ON 集团英国分公司
Bagdonas, A.	立陶宛伊格纳利纳核电厂
Boneham, P.	英国杰克布森工程公司
Bryant, R.	英国罗尔斯-罗伊斯公司
Burgazzi, L.	意大利欧洲核能机构
Bykov, M.	俄罗斯联邦原子能公司
El-Shanawany, M.	国际原子能机构
Elter, J.	匈牙利帕克斯核电厂
Goertz, R.	德国联邦辐射防护办公室
Hari, V.	印度核电公司
Hessel, P.	加拿大核安全委员会
Hustak, S.	捷克核研究所
Kajimoto, M.	日本核能安全组织
Kivirinta, T.	芬兰富腾电力与热力公司
Kompella, D.	印度雷尔泰克咨询
Kouzmina, I.	国际原子能机构
Kovacs, Z.	斯洛伐克 Relko 有限公司
Leonard, M.	美国 Dycoda 有限公司
Loeffler, H.	德国装置与反应堆安全公司
Lopez, A.	墨西哥国家核安全与保障委员会
Lyubarskiy, A.	国际原子能机构

Palmaerts, S.	比利时特克贝尔工程公司
Parry, G.	美国核管制委员会
Rogers, P.	英国罗尔斯-罗伊斯公司
Shepherd, C.	英国企业风险联合会
Sorel, V.	法国电力公司
Taglioni, A.	意大利欧洲核能机构
Yang, Zhichao	中国核动力技术研究院
Yllera, J.	国际原子能机构
Youngchuay, U.	泰国核技术研究所
Zeng, Yi	加拿大核安全委员会
Zhao, Bo	中国北京核工程研究所

国际原子能机构安全标准核可机构

星号表示通讯成员。通讯成员收到征求意见稿和其他文件，他们一般不参加会议。两个星号表示候补者。

安全标准委员会

阿根廷: González, A. J.; 澳大利亚: Loy, J.; 比利时: Samain, J.-P.; 巴西: Vinhas, L.A.; 加拿大: Jammal, R.; 中国: 刘华 (Liu Hua); 埃及: Barakat, M.; 芬兰: Laaksonen, J.; 法国: Lacoste, A.-C. (主席); 德国: Majer, D.; 印度: Sharma, S.K.; 以色列: Levanon, I.; 日本: Fukushima, A.; 韩国: Choul-Ho Yun; 立陶宛: Maksimovas, G.; 巴基斯坦: Rahman, M.S.; 俄罗斯: Adamchik, S.; 南非: Magugumela, M.T.; 西班牙: Barceló Vernet, J.; 瑞典: Larsson, C.M.; 乌克兰: Mykolaichuk, O.; 英国: Weightman, M.; 美国: Virgilio, M.; 越南: Le-chi Dung; 原子能机构: Delattre, D. (协调员); 核安全咨询小组: Hashmi, J.A.; 欧盟: Faross, P.; 国际核安全小组: Meserve, R.; 国际放射防护委员会: Holm, L.-E; 经济合作与发展组织核能署: Yoshimura, U.; 安全标准委员会主席: Brach, E.W. (运输安全标准委员会); Magnusson, S. (辐射安全标准委员会); Pather, T. (废物安全标准委员会); Vaughan, G.J. (核安全标准委员会)。

核安全标准委员会

阿尔及利亚: Merrouche, D.; 阿根廷: Waldman, R.; 澳大利亚: Le Cann, G.; 奥地利: Sholly, S.; 比利时: De Boeck, B.; 巴西: Gromann, A.; *保加利亚: Gledachev, Y.; 加拿大: Rzentkowski, G.; 中国: 李京喜 (Jingxi Li); 克罗地亚: Valčić, I.; *塞浦路斯: Demetriades, P.; 捷克: Šváb, M.; 埃及: Ibrahim, M.; 芬兰: Järvinen, M.-L.; 法国: Feron, F.; 德国: Wassilew, C.; 加纳: Emi-Reynolds, G.; *希腊: Camarinopoulos, L.; 匈牙利: Adorján, F.; 印度: Vaze, K.; 印度尼西亚: Antariksawan, A.; 伊朗: Asgharizadeh, F.; 以色列: Hirshfeld, H.; 意大利: Bava, G.; 日本: Kanda, T.; 韩国: Hyun-Koon Kim; 利比亚: Abuzid, O.; 立陶宛: Demčenko, M.; 马来西亚: Azlina Mohammed Jais; 墨西哥: Carrera, A.; 摩洛哥: Soufi, I.; 荷兰: van der Wiel, L.; 巴基斯坦: Habib, M.A.; 波兰: Jurkowski, M.; 罗马尼亚: Biro, L.; 俄罗斯: Baranaev, Y.; 斯洛伐克: Uhrík, P.; 斯洛文尼亚: Vojnovič, D.; 南

非: Leotwane, W; 西班牙: Zarzuela, J.; 瑞典: Hallman, A.; 瑞士: Flury, P.; 突尼斯: Baccouche, S.; 土耳其: Bezdegumeli, U.; 乌克兰: Shumkova, N.; 英国: Vaughan, G.J. (主席); 美国: Mayfield, M.; 乌拉圭: Nader, A.; 欧盟: Vigne, S.; 欧洲原子能公司: Fourest, B.; 原子能机构: Feige, G. (协调员); 国际电力委员会: Bouard, J.-P.; 国际标准化组织: Sevestre, B.; 经济合作与发展组织核能署: Reig, J.; *世界核能协会: Borysova, I.

辐射安全标准委员会

*阿尔及利亚: Chelbani, S.; 阿根廷: Massera, G.; 澳大利亚: Melbourne, A.; *奥地利: Karg, V.; 比利时: van Bladel, L.; 巴西: Rodriguez Rochedo, E.R.; *保加利亚: Kartzarska, L.; 加拿大: Clement, C.; 中国: 杨华庭 (Huating Yang); 克罗地亚: Kralik, I.; *古巴: Betancourt Hernandez, L.; *塞浦路斯: Demetriades, P.; 捷克: Petrova, K.; 丹麦: Øhlenschläger, M.; 埃及: Hassib, G.M.; 爱沙尼亚: Lust, M.; 芬兰: Markkanen, M.; 法国: Godet, J.-L.; 德国: Helming, M.; 加纳: Amoako, J.; *希腊: Kamenopoulou, V.; 匈牙利: Koblinger, L.; 冰岛: Magnusson, S. (主席); 印度: Sharma, D.N.; 印度尼西亚: Widodo, S.; 伊朗: Kardan, M.R.; 爱尔兰: Colgan, T.; 以色列: Koch, J.; 意大利: Bologna, L.; 日本: Kiryu, Y.; 韩国: Byung-Soo Lee; *拉脱维亚: Salmins, A.; 利比亚: Busitta, M.; 立陶宛: Mastauskas, A.; 马来西亚: Hamrah, M.A.; 墨西哥: Delgado Guardado, J.; 摩洛哥: Tazi, S.; 荷兰: Zuur, C.; 挪威: Saxebol, G.; 巴基斯坦: Ali, M.; 巴拉圭: Romero de Gonzalez, V.; 菲律宾: Valdezco, E.; 波兰: Merta, A.; 葡萄牙: Dias de Oliveira, A.M.; 罗马尼亚: Rodna, A.; 俄罗斯: Savkin, M.; 斯洛伐克: Jurina, V.; 斯洛文尼亚: Sutej, T.; 南非: Olivier, J.H.I.; 西班牙: Amor Calvo, I.; 瑞典: Almen, A.; 瑞士: Piller, G.; *泰国: Suntarapai, P.; 突尼斯: Chékir, Z.; 土耳其: Okyar, H.B.; 乌克兰: Pavlenko, T.; 英国: Robinson, I.; 美国: Lewis, R.; *乌拉圭: Nader, A.; 欧盟: Janssens, A.; 联合国粮食及农业组织: Byron, D.; 原子能机构: Boal, T. (协调员); 国际放射防护委员会: Valentin, J.; 国际电力委员会: Thompson, I.; 国际劳工处: Niu, S.; 国际标准化组织: Rannou, A.; 国际源供应商和生产者协会: Fasten, W.; 经济合作与发展组织核能署: Lazo, T.E.; 泛美卫生组织: iménez, P.; 联合国原子辐射影响科学委员会: Crick, M.; 世界卫生组织: Carr, Z.; 世界核能协会: Saint-Pierre, S.

运输安全标准委员会

阿根廷: López Vietri, J.; **Capadona, N.M.; 澳大利亚: Sarkar, S.; 奥地利: Kirchnawy, F.; 比利时: Cottens, E.; 巴西: Xavier, A.M.; 保加利亚: Bakalova, A.; 加拿大: Régimbald, A.; 中国: 李晓清 (Xiaoqing Li); 克罗地亚: Belamarić, N.; *古巴: Quevedo Garcia, J.R.; *塞浦路斯: Demetriades, P.; 捷克: Ducháček, V.; 丹麦: Breddam, K.; 埃及: El-Shinawy, R.M.K.; 芬兰: Lahkola, A.; 法国: Landier, D.; 德国: Rein, H.; *Nitsche, F.; **Alter, U.; 加纳: Emi-Reynolds, G.; *希腊: Vogiatzi, S.; 匈牙利: Sáfár, J.; 印度: Agarwal, S.P.; 印度尼西亚: Wisnubroto, D.; 伊朗: Eshraghi, A.; *Emamjomeh, A.; 爱尔兰: Duffy, J.; 以色列: Koch, J.; 意大利: Trivelloni, S.; **Orsini, A.; 日本: Hanaki, I.; 韩国: Dae-Hyung Cho; 利比亚: Kekli, A.T.; 立陶宛: Statkus, V.; 马来西亚: Sobari, M.P.M.; **Husain, Z.A.; 墨西哥: Bautista Arteaga, D.M.; **Delgado Guardado, J.L.; *摩洛哥: Allach, A.; 荷兰: Ter Morshuizen, M.; *新西兰: Ardouin, C.; 挪威: Hornkjøl, S.; 巴基斯坦: Rashid, M.; *巴拉圭: More Torres, L.E.; 波兰: Dziubiak, T.; 葡萄牙: Buxo da Trindade, R.; 俄罗斯: Buchelnikov, A.E.; 南非: Hinrichsen, P.; 西班牙: Zamora Martin, F. 瑞典: Häggblom, E.; **Svahn, B.; 瑞士: Krietsch, T.; 泰国: Jerachanchai, S.; 土耳其: Ertürk, K.; 乌克兰: Lopatin, S.; 英国: Sallit, G.; 美国: Boyle, R.W.; Brach, E.W. (主席); 乌拉圭: Nader, A.; *Cabral, W.; 欧盟: Binet, J.; 原子能机构: Stewart, J.T. (协调员); 国际航空协会: Brennan, D.; 国际民用航空组织: Rooney, K.; 国际航空飞行员协会联合会: Tisdall, A.; **Gessler, M.; 国际海事组织: Rahim, I.; 国际标准化组织: Malesys, P.; 国际源供应和生产者协会: Miller, J.J.; **Roughan, K.; 联合国欧洲经济委员会: Kervella, O.; 万国邮政联盟: Bowers, D.G.; 世界核能协会: Gorlin, S.; 世界核运输研究所: Green, L.。

废物安全标准委员会

阿尔及利亚: Abdenacer, G.; 阿根廷: Biaggio, A.; 澳大利亚: Williams, G.; *奥地利: Fischer, H.; 比利时: Blommaert, W.; 巴西: Tostes, M.; *保加利亚: Simeonov, G.; 加拿大: Howard, D.; 中国: 曲志敏 (Zhimin Qu); 克罗地亚: Trifunovic, D.; 古巴: Fernandez, A. 塞浦路斯: Demetriades, P.; 捷克: Lietava, P.; 丹麦: Nielsen, C.; 埃及: Mohamed, Y.; 爱沙尼亚: Lust, M. 芬兰: Hutri, K.; 法国: Rieu, J. 德国: Götz, C.; 加纳: Faanu, A.; 希腊: Tzika, F.; 匈牙利: Czoch, I.; 印度: Rana, D.; 印度尼西亚: Wisnubroto, D.; 伊朗: Assadi, M.; *Zarghami, R.;

伊拉克: Abbas, H.; 以色列: Dody, A.; 意大利: Dionisi, M.; 日本: Matsuo, H.
韩国: Won-Jae Park; *拉脱维亚: Salmins, A.; 利比亚: Elfawares, A.; 立陶宛:
Paulikas, V.; 马来西亚: Sudin, M.墨西哥: Aguirre Gómez, J.; *摩洛哥: Barkouch,
R.; 芬兰: van der Shaaf, M.; 巴基斯坦: Mannan, A.; *巴拉圭: Idoyaga Navarro,
M.; 波兰: Wlodarski, J.; 葡萄牙: Flausino de Paiva, M.; 斯洛伐克: Homola, J.;
斯洛文尼亚: Mele, I.; 南非: Pather, T. (主席); 西班牙: Sanz Aludan, M.;
瑞典: Frise, L.; 瑞士: Wanner, H.; *泰国: Supaokit, P.; 突尼斯: Bousselmi, M.;
土耳其: Özdemir, T.; 乌克兰: Makarovska, O.; 英国: Chandler, S.; 美国: Camper,
L.; *乌拉圭: Nader, A.; 欧盟: Necheva, C.; 欧洲核设施安全标准: Lorenz, B.;
*欧洲核设施安全标准: Zaiss, W.; 原子能机构: Siraky, G. (协调员); 国际标
准化组织: Hutson, G.; 国际源供应商和生产者协会: Fasten, W.; 经济合作与发
展组织核能署: Riotte, H.; 世界核能协会: Saint-Pierre, S。

当地订购

国际原子能机构的定价出版物可从我们的主要经销商或当地主要书商处购买。
未定价出版物应直接向国际原子能机构发订单。

定价出版物订单

请联系您当地的首选供应商或我们的主要经销商：

Eurospan

1 Bedford Row
London WC1R 4BU
United Kingdom

交易订单和查询：

电话：+44 (0) 1235 465576

电子信箱：trade.orders@marston.co.uk

个人订单：

电话：+44 (0) 1235 465577

电子信箱：direct.orders@marston.co.uk

网址：www.eurospanbookstore.com/iaea

欲了解更多信息：

电话：+44 (0) 207 240 0856

电子信箱：info@eurospan.co.uk

网址：www.eurospan.co.uk

定价和未定价出版物的订单均可直接发送至：

Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

网址：<https://www.iaea.org/zh/chu-ban-wu>

通过国际标准促进安全

国际原子能机构
维也纳