

《核动力厂确定论安全分析（报批稿）》

编制说明

一、编写工作背景

随着科学技术的进步以及国际核工业界在核动力厂安全运行和管理方面经验的积累，国家核安全局全面开展了针对核动力厂的安全要求及导则的修订工作。2016 年，国家核安全局正式发布了修订后的 HAF102《核动力厂设计安全规定》，随后启动了 HAF102 配套导则的制修订工作。

HAF102 配套导则制修订以《核动力厂设计安全规定》为基准，原则上参考 IAEA 现行有效导则及其修订情况，同时充分反映国内外核动力厂核安全方面的良好实践。

目前我国采用的核安全导则 HAD102/01《核电厂设计总的的原则》发布于 1989 年，参考 IAEA 的 50-SG-D11“General Design Safety Principles for Nuclear Power Plants”和 10CFR50 附录 A“General Design Criteria for Nuclear Power Plants”。从 2000 年开始，IAEA 陆续对之前的一系列导则进行升版。在 2001 年时形成了 NS-G-1.2“Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants”，该文件是我国已发布的 HAD102/17《核动力厂安全评价与验证》的参考蓝本。

IAEA 于 2009 年发布了替代 NS-G-1.2 的一系列文件：总体原则部分由 GSR Part 4“Safety Assessment for Facilities and Activities”替代；确定论部分由 SSG-2“Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants”替代；概率论部分由 SSG-3“Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety

Assessment for Nuclear Power Plants”和 SSG-4“Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”替代。其中，SSG-2 分别在 2009 年和 2019 年形成了 2 个版本，最新版本为 Rev.1。

本导则以 IAEA 导则 SSG-2 “Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants”（Rev.1）为参考蓝本编写而成，是我国首次专门针对确定论安全分析发布的单独导则。在编制过程中考虑了与我国现行核安全法规和标准的协调，确保本导则与 2016 年国家核安全局发布的《核动力厂设计安全规定》保持一致，并对其技术内容进行补充。

二、编写过程

2019 年 1 月，根据生态环境部核电安全监管司《关于推进〈核动力厂设计安全规定〉配套导则制修订工作的通知》（核电函[2019]1 号）的要求，本导则由上海核工程研究设计院有限公司负责，生态环境部核与辐射安全中心、中国核电工程有限公司、中广核工程有限公司、清华大学参与，各单位派相关技术人员组成编写组。

2019 年 2 月，编写组完成“核动力厂确定论安全分析（SSG-2 Rev.1）（中英文对照稿）”的翻译初稿。2019 年 4 月，编制完成《核动力厂确定论安全分析（初稿）》。

2019 年 5 月，在上海核工程研究设计院有限公司召开专家咨询会，对初稿文件进行讨论，提出需要进一步研究的四条关键技术内容，分别是

（1）设计扩展工况分析；

- (2) 丧失场外电假设；
- (3) 确定论安全分析独立验证要求；
- (4) 设计基准事故源项的计算范围。

2019 年 8 月，编写组完成四份专题研究报告，在此基础上更新了《核动力厂确定论安全分析（初稿）》。

2019 年 10 月，编写组组织召开导则初稿评审会，与会专家对初稿进行了讨论，确定修订稿初稿经修改后可作为征求意见稿提交国家核安全局。

2019 年 11 月，完成了《核动力厂确定论安全分析（征求意见稿）》，并提交国家核安全局。随后，国家核安全局面向行业征求意见。

2019 年 12 月，共收到反馈意见 222 条。修订组进行内部讨论，确定意见采纳 103 条，部分采纳 8 条，不采纳 89 条，澄清解释类意见 22 条，修订组对征求意见进行处理后形成导则送审稿初稿。

2020 年 04 月，编写组组织召开本导则送审稿初稿的专家评审会，专家组审查了送审稿初稿和征求意见处理情况，并提出了进一步的修改意见，同时认为修改后可作为《核动力厂确定论安全分析》送审稿提交国家核安全局。

2020 年 10 月，国家核安全专家委员核设施安全分析与软件评价分委会审议通过本导则送审稿，并提出了进一步的修改意见，认为修改后可作为《核动力厂确定论安全分析》报批稿初稿报送生态环境部（国家核安全局）。

2020 年 12 月，国家核安全专家委员核设施安全分析与软件

评价分委会审议通过本导则报批稿初稿，认为按专家意见修改后可作为《核动力厂确定论安全分析》报批稿报送生态环境部（国家核安全局）。

三、主要内容

本导则为核动力厂确定论安全分析提供建议和指导性意见，适用于遵守国家核安全局安全要求的核动力厂。

本导则包含七个章节：

第 1 章总体介绍了导则的背景、目的、范围和总体结构。

第 2 章介绍了确定论安全分析中使用的一些基本概念和术语，为其他章节的具体内容打下基础。

第 3 章描述了进行确定论安全分析的方法，包括始发事件和事故假想情况的系统识别、分类和分组，并包括针对不同核动力厂状态选择不同事件的建议。

第 4 章概述了用于核动力厂设计和批准的确定论安全分析中采用的验收准则，并描述了验收准则的确定和使用规则。

第 5 章描述了在论证满足所有核动力厂状态下的验收准则时，确保足够安全裕量的通用方法，重点针对预计运行事件和设计基准事故。

第 6 章提供了对每个核动力厂状态进行确定论安全分析的具体指导。

第 7 章包括确定论安全分析的文件编制、审查和更新指南。

四、本导则与参考蓝本SSG-2（Rev.1）的主要差异概述

在导则的编制过程中结合我国的实践经验，并参考征求意见反馈、专家咨询会和评审会的意见，对 IAEA 蓝本的相关内容进

行了删减、补充和调整，本部分将重点说明本导则对 IAEA 蓝本的修订情况。

(1) SSG-2 (Rev.1) 基于 IAEA 法规标准体系，草案中参考文献及机构名称不适用于我国实际情况。导则编制过程中，根据我国实情更新对应机构名称或法规名称。

(2) SSG-2 (Rev.1) 中引言包含大量一般性描述，参考国内现行核安全导则格式和内容，对引言进行适当精简。

(3) SSG-2 (Rev.1) 包含两个附录。“附录 I 确定论安全分析的应用”主要内容将概述至正文 1.2.3 节。“附录 II 预计运行事件的频率范围和设计基准事故分类”是 IAEA 提供的示例，并不要求各成员国直接采用，在本导则中予以删除。

(4) SSG-2 (Rev.1) 包含“计算机程序的验证、确认、选择和使用指南”相关内容。由于 HAD102/18-2017《核动力厂安全分析用计算机软件开发与应用(试行)》中已包括“计算机软件开发、验证、确认和应用”相关内容，因此本导则不再描述相关内容。

(5) 本导则摘录部分重要的名词术语进行解释，不包含《核动力厂设计安全规定》中已提供的名词解释。

(6) 根据专家评审会意见，将 SSG-2 (Rev.1) 第 3.35 条“还有其他一些假设始发事件可能导致放射性物质释放到安全壳外，这些瞬态需开展源项分析。”修改为“还有其他一些假设始发事件可能导致放射性物质释放到安全壳外。”

(7) SSG-2 (Rev.1) 第 7.43 条描述“除了假定的始发事件自身，丧失场外电也可能考虑为额外的保守假设。如果将丧失场外电考虑为多重故障，则它应当发生在对屏障完整性造成最不利影

响的时刻，在这种状况下，考虑到这种组合的可能性，某些验收准则应当进行调整”。编制过程中该条修改为“将丧失场外电作为始发事件一个潜在的事故后果考虑更加合理，将多重故障的假设删除，只保留考虑潜在后果的假设”。

(8) SSG-2 (Rev.1) 包含“由执照申请者进行的独立安全分析验证”相关内容。由于 HAF102-2016 并未包括相关内容，因此本导则也删除了相关章节的内容。

五、重要问题的处理情况

本导则的编制以 IAEA 的文件 SSG-2(Rev.1)作为参考蓝本，同时充分反映国内外核动力厂确定论安全分析方面的良好实践。在导则的编制过程中，根据我国核动力厂设计和审评的实践，筛选出来若干重要问题，经编写组充分讨论并咨询业内专家后，处理情况如下所述。

1. 关于 DEC 的说明

SSG-2 (Rev.1) 第 3.41 条给出了没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况（即 DEC-A）可初步参考的清单，本次 HAD102/01 编写过程中沿用了相应工况，见 3.6.3 节。部分工况清单说明如下。

(1) 假设始发事件后长期阶段丧失所需的安全系统

该工况目的是论证核电厂具备应对在假设始发事件后长期阶段发生多重故障的能力。其中“长期阶段”可理解为维持长期稳定状态的阶段，对该工况可能有不同的理解。例如，对于瞬态类事故，对应为长期丧失正常或应急的热阱；对于丧失冷却剂事故，在应急堆芯冷却设施（如高压或低压安注系统）投运后，如进入

再循环冷却的阶段，该阶段所需的安全系统（通常指设计基准所考虑的安全系统）由于某种原因失效。作为参考清单之一，沿用对该工况的描述。实际分析过程中可结合电厂设计进行分析。

（2）冷停堆或换料期间丧失余热排出系统

该工况属于停堆工况期间的多重故障。与参考文献 IAEA-TECDOC-1791 典型 DEC-A 工况（即“在余热排出模式下丧失堆芯冷却”和“半管运行（对压水堆）或换料期间液位不可控下降”，虽然名称及含义有所差异，但不影响对该工况的理解。作为参考清单之一，沿用对该工况的描述。

（3）丧失用于乏燃料池正常冷却和设计基准事故缓解的冷却系统

该工况为乏燃料池冷却的多重故障。与参考文献 IAEA-TECDOC-1791 典型 DEC-A 工况（即“丧失乏燃料水池冷却和装量”），虽然名称及含义有所差异，但不影响对该工况的理解。作为参考清单之一，沿用对该工况的描述。

对于堆芯熔化设计扩展工况（即 DEC-B），与 SSG-2 一致。

2. 丧失场外电假设

根据国内外核安全法规和导则调研，可知国内外的法规和导则明确规定了设计基准事故中应考虑丧失场外电。

（1）在 SSG-2 导则要求中，明确要求在对屏障完整性造成最不利影响的时刻考虑丧失场外电。

（2）美国核管会认为丧失厂外交流电源不作为独立的随机失效可满足 GDC17 要求，若事故不会导致汽机停机和电网崩溃，在分析中就无须考虑丧失厂外交流电源。

国内各类型核电厂设计基准事故中都考虑了丧失场外电，但是丧失场外电的时间和条件各不相同，没有按照统一的标准。

(1) AP1000 核电厂、红沿河核电厂和 30 万核电厂针对预期运行事件和假想事故的分析都考虑了丧失场外交流电源的影响，但是丧失场外电源不作为单一故障考虑，事故分析的类别不变，分析中丧失场外交流电源作为一个潜在的事故后果来考虑。在分析中，认为汽轮机停机可能会造成电网崩溃，由此将导致丧失场外交流电源。但是对于红沿河核电厂和 30 万核电厂，部分工况出于保守考虑，假设停堆的同时丧失场外交流电源，还有极少工况，分别假设安注信号、停堆信号、以及事故开始、反应堆重返功率时失去场外电。

(2) 在华龙一号核电厂中，功率运行工况的 DBC-3 和 DBC-4 事故需考虑 LOOP，叠加 LOOP 的时刻包括初始时刻、停堆时刻、安注时刻和汽机跳闸时刻。功率工况下的 DBC-2 和停堆工况下的 DBC-2、3 和 4 类事故不考虑 LOOP。

(3) 台山 EPR 类型核电厂中，对于功率运行工况叠加 LOOP 的时刻包括初始时刻、停堆时刻和安注时刻；对于停堆工况在初始时刻将会叠加丧失场外电工况。

在送审稿中，将丧失场外电分为以下情况进行考虑：

— 如果将丧失场外电作为多重故障考虑，则它发生的时刻应该对屏障完整性造成最不利影响，但是考虑到预计运行事件和设计基准事故叠加丧失场外电随机失效的可能性很低，因此分析时，某些验收准则可以进行调整。

— 如果将丧失场外电作为始发事件一个潜在的事故后果考

虑，其发生时刻可根据实际情况合理考虑，该情形下事故验收准则不变，即事故分析的类别不变。

因此，导则第 6.4.5.4 节将该条修改为“除了假定的始发事件自身，丧失场外电也可考虑为额外的保守假设。如果将丧失场外电作为始发事件一个潜在的事故后果考虑，其发生时刻可根据实际情况合理考虑，该情形下事故验收准则不变。如果将丧失场外电考虑为多重故障，则它发生的时刻应对屏障完整性造成最不利影响。在此情形下，某些验收准则应考虑组合发生的频率而进行调整。”

在送审稿专家会上，专家提出“对预计运行事件和设计基准事故中丧失场外电的假设作进一步考虑。在 6.4.5.4 中提出了两种丧失场外电的假设情况，建议明确合理的丧失场外电的假设。”

因此，经编写斟酌，将报批稿初稿及后续版本该条修改为“将丧失场外电作为始发事件一个潜在的事故后果考虑更加合理，将多重故障的假设删除，只保留考虑潜在后果的假设”。

3. 源项的计算范围

IAEA 导则原文：“3.35 还有其他一些假设始发事件可能导致放射性物质释放到安全壳外，这些事件需开展源项分析，这类事件包括：(a) 位于安全壳外的乏燃料水池中的燃料冷却能力降低或丧失；(b) 新燃料或乏燃料反应性增加；(c) 任何处理固体、液体或气体放射性物质的辅助系统意外排放；(d) 正常运行时，用于过滤或缓解放射性物质释放的系统或设备（如过滤器或衰变箱）失效；(e) 换料或维修期间反应堆或安全壳开口状态下发生的事故。”建议删除“这些事件需开展源项分析”这句话，主要有

如下两个原因：

(1) 此条所在章节的标题为“预计运行事件和设计基准事故假设始发事件的识别”，主要描述的是事件的识别，和源项分析关系不大。

(2) 其中有些事件并不需要进行源项分析，例如：

第 b) 条为预计运行事件，在新燃料或乏燃料贮存格架的临界安全分析中，会分析考虑此类新燃料或乏燃料反应性增加的异常情况，如硼稀释、燃料组件误放或掉落等异常事件。

HAD102/15(2007 版)规定：在任何时候和任何地点装卸和贮存新燃料都应保证维持次临界状态，在任何时候和在贮存已辐照燃料的任何地方，都应保持次临界状态，以防止对核动力厂人员或公众造成任何严重辐射影响及任何放射性物质的释放；设计应保证即使有两个独立的异常事件同时发生也能够保持次临界状态。因此，即使发生上述反应性增加的异常事件，也不会发生临界，没有必要进行源项分析；

第 c) 条为预计运行事件，但目前核电厂的设计已经能够避免此类事件，确保载有放射性物质的辅助系统不会发生意外排放，也没有必要进行源项分析；

第 d) 条为预计运行事件，正常运行时，若用于过滤或缓解放射性物质释放的系统或设备失效，可以通过设置的各种仪表及时监测到，并能够及时得到纠正，也没有必要进行源项分析。

综上所述，根据专家咨询会意见，删掉“这些事件需开展源项分析”。即修改后的正文为：

“3.4.13 还有其他一些假设始发事件可能导致放射性物质释

放到安全壳外，这类事件包括：（1）位于安全壳外的乏燃料水池中的燃料冷却能力降低或丧失；（2）新燃料或乏燃料反应性增加；（3）任何处理固体、液体或气体放射性物质的辅助系统意外排放；（4）正常运行时，用于过滤或缓解放射性物质释放的系统或设备（如过滤器或衰变箱）失效；（5）换料或维修期间反应堆或安全壳开口状态下发生的事故。”

六、导则适用性说明

本导则是在《中华人民共和国核安全法》《中华人民共和国放射性污染防治法》《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》（HAF001）和《核动力厂设计安全规定》（HAF102）的要求的基础上加以编制的。该导则采纳了世界各国核安全实践最新发展成果，并针对我国实际情况加以针对性的修改，以与我国现行核安全法规、导则和技术文件相协调，适应于我国核安全监管模式和核能行业的发展现状。它的发布和实施将促进我国核能和核安全法规的发展，保障我国核能利用事业的安全发展。