

附件

小型压水堆核动力厂安全审评原则

(试行)

一、前言

上世纪 90 年代以来，小型模块式核动力厂在国际上开始受到关注。进入 21 世纪后，由于能比较充分的利用大型压水堆核电厂的知识和经验，技术成熟度较高的小型模块式压水堆核动力厂开发被广泛重视。目前美国、韩国等国家已开发出多个设计方案，用于取代老旧燃煤、燃油电厂，以及发电、居民供热、工业供汽等用途。为满足这些用途，有必要进一步提高小型压水堆核动力厂的安全水平以实现场外应急简化。

我国核能界对小型压水堆核动力技术的研究也高度重视，目前已有几家单位投入了相关的开发工作，小型核动力技术也被列入国家能源发展“十二五”规划的重点示范工程项目。

与传统的大型轻水堆核电厂一样，小型压水堆核动力厂的安全也依赖于控制反应性、排出堆芯和乏燃料的热量、包容放射性物质以及限制事故释放三项基本安全功能，大多数小型压水堆核动力厂还具备一些自身的特点：

(一) 比较小的反应堆堆芯结构，反应堆冷却剂系统的一体化或紧凑设计，大大降低反应堆冷却剂丧失事故发生的可能性；

(二) 反应堆堆芯的功率小，衰变热低，在布置上增强了反应堆冷却剂系统的自然循环能力，便于采用非能动方式带出堆芯余热；

(三) 单位功率的水装量相对较大，在事故工况下瞬态变化相对较慢；

(四) 反应堆堆芯功率较低和衰变热较少，有助于在发生事故、特别是堆芯严重损坏事故后，将堆芯熔融物滞留在压力容器或安全构筑物内；

(五) 较少的核燃料装载量和较低的反应堆堆芯功率也决定了较小的堆芯放射性物质总量，即使发生事故，包括严重事故的工况下，对环境和公众的影响将大大低于大型压水堆核电厂。

经过多年的发展，对于传统的大型压水堆核电厂，目前国际上已经建立了一套比较完整的核安全要求。这套核安全要求以确定论为基础，近些年来又在概率论基础上做了补充完善，其中的一些重要安全原则依然适用于小型压水堆核动力厂。但是如上所述，由于小型压水堆核动力厂存在一些自身的特点，针对传统大型压水堆核电厂所建立的，与堆型和系统设计密切相关的“处方式”确定论安全要求并不完全适合。国际上已广泛认识到这一点，并正在为建立一套适用于小型核动力厂的安全要求开展工作。例如上世纪 90 年代以来，国际原子能机构和美国核管会陆续发布了一系列的政策文件，阐明在一些重要问题上的立场，用以指导小型模块式核动力厂安全要求的建立。

国家核安全局也充分认识到了上述问题，根据安全审评的需要，

针对用于发电、供热、供汽等用途的，厂址可能邻近用户的陆上小型压水堆核动力厂制订本审评原则，以明确在一些重要安全问题上的立场。同时本审评原则的制订，以及今后在小型压水堆核动力厂安全审评中的实践，也将为今后相关核安全法规和标准的制订探索经验。

本审评原则的建立参考了目前国内外对小型压水堆核动力厂安全要求研究的最新成果。应该充分认识到的是，小型压水堆核动力厂安全要求的建立，必须经过一个实践、认识、再实践、再认识的反复过程。对本审评原则的应用，也应持有这样的态度。

考虑到目前的研究现状和核安全审评需求，本审评原则仅适用于单堆热功率在数百兆瓦以下，且单个厂址机组数量较少的示范工程。对于在某一厂址存在大量模块化机组而带来的一些问题，如厂址整体风险、多机组共用控制室或辅助控制室、多机组共用仪表或控制台盘、以及与此相关的操纵人员要求等方面的问题，本审评原则暂不涉及。这些方面的要求将随着未来研究的进展和安全审评需求逐步建立。

二、安全目标

小型压水堆核动力厂总的核安全目标是：在小型压水堆核动力厂中建立并保持对放射性危害的有效防御，以保护人员、社会和环境免受危害。

这个总的核安全目标由辐射防护目标和技术安全目标所支持。

辐射防护目标：保证在所有运行状态下小型压水堆核动力厂内的辐射照射或由于小型压水堆核动力厂任何放射性物质计划排放引

起的辐射照射保持低于规定限值并且做到合理可达到的尽量低水平，保证减轻任何事故的放射性后果。

技术安全目标：采取一切合理可行的措施预防小型压水堆核动力厂的事故，并在一旦发生事故时减轻其后果；对于在小型压水堆核动力厂设计时考虑过的所有可能事故，包括概率很低的故事，要以高可信度保证任何放射性后果尽可能小且低于规定限值；保证实际消除大量放射性物质释放的可能性。小型压水堆核动力厂在不采取场外干预措施的情况下，应该为公众提供比大型压水堆核电厂采取场外干预措施更高的保护水平。

实际消除大量放射性物质释放的可能性，意味着实际消除可能导致高辐射剂量或大量放射性释放的事故序列。如果某些工况实质上不可能出现，或者有很高的置信度极不可能出现，则可视为实际消除。这必须结合对超设计基准事故的重要序列的现象评价，与这些现象相联系的工程措施或设计措施的评价，以及事故源项确定的方式综合判断。

上述安全目标，使小型压水堆核动力厂在设计上达到一个目标：“尽管管理当局仍然可以要求设置外部干预措施，然而在技术上对外部干预措施的需求可以是有限的，甚至是可免除的”（国际原子能机构在 No. SSR-2/1 “SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS: DESIGN” 中的表述）。

三、纵深防御概念

核安全法规《核动力厂设计安全规定》（HAF102）确定了纵深防

御概念，即保证安全有关的全部活动，包括与组织、人员行为或设计有关的方面，均置于重叠措施的防御之下，即使有一种故障发生，它将由适当的措施予以探测、补偿或纠正，以便对由厂内设备故障或人员活动及厂外事件等引起的各种瞬变、预计运行事件及事故提供多层次的保护。

纵深防御概念应用于小型压水堆核动力厂的设计，提供一系列多层次的防御（固有特性、设备及规程），用以防止事故并在未能防止事故时保证提供适当的保护。

在小型压水堆核动力厂总体上仍应维持五个纵深防御层次的同时，考虑到其堆型的特点，在纵深防御层次设置的重点上与传统的大型轻水堆核电厂会有所不同。例如，小型压水堆核动力厂应将前三个层次，至多第四个层次的防御作为重点，从而实现“在技术上对外部干预措施的需求可以是有限的，甚至是可免除的”。

小型压水堆核动力厂纵深防御各层次设置的合理性应该通过完整的安全评价加以证明。

四、总的设计基准

（一）核动力厂状态划分

小型压水堆核动力厂的状态划分为四类，除正常运行工况外，还包括预计运行事件、设计基准事故和超设计基准事故。这些核动力厂状态的划分主要参照各类事件发生的频率范围，并参考已有的和其它堆型的经验来确定。预计运行事件、设计基准事故频率范围划分以假设始发事件的发生频率为参照；超设计基准事故由概率论、

确定论并结合工程判断所确定。

1. 预计运行事件

在反应堆的寿期中有可能发生的，并且可能影响反应堆安全的一类事件，该类事件的发生频率大于 10^{-2} 次/堆·年。预计运行事件用于小型压水堆核动力厂正常运行工况下的环境评价，向环境释放的放射性物质对公众个人(成人)造成的有效剂量约束值是 0.25mSv/电厂·年。

这些事件的典型例子有：

(1) 一组控制棒组件从次临界、热备用或功率运行的反应堆中失控提升；

(2) 外负荷完全丧失和(或)汽机事故停机；

(3) 主蒸汽系统意外卸压，如一台蒸汽排放阀或卸压阀或安全阀误开启；

(4) 化学和容积控制系统故障导致反应堆冷却剂装量增加等。

2. 设计基准事故

小型压水堆核动力厂设计基准事故划分为两类：稀有事故和极限事故。

对于稀有事故，预期在一座模块反应堆的整个寿期中不会发生，但在可能建造的这类堆型的总体中(假设数百个模块)有可能会发生，其每堆年发生概率范围为 10^{-2} - 10^{-4} 。

这些事故的典型例子有：

(1) 反应堆冷却剂泵电机事故保护停机或失去电源，冷却剂强

迫循环流量全部丧失；

(2) 反应堆冷却剂压力边界相连的各种假想的管道小破口引起的冷却剂丧失事故；

(3) 主给水管道、主蒸汽管道小破口；

(4) 反应堆冷却剂系统意外卸压等。

对于极限事故，预期在这类堆型总体的寿期中不会发生，但出于安全的考虑，仍将它们归于设计基准事故之中，其每堆年发生概率范围为 10^{-4} - 10^{-6} 。

这些事故的典型例子有：

(1) 设计基准反应堆冷却剂丧失；

(2) 主给水管道双端断裂；

(3) 主蒸汽管道双端断裂；

(4) 燃料装卸事故；

(5) 反应堆冷却剂泵卡轴或断轴事故等。

对于小型压水堆核动力厂的稀有事故和极限事故，其个人剂量限值分别确定为：在每发生一次稀有事故时，场址边界上公众个人（成人）在整个事故持续时间内（一般可取 30 天）可能受到的有效剂量应控制在 5mSv 以下，甲状腺当量剂量应控制在 50mSv 以下；在每发生一次极限事故时，场址边界上公众个人（成人）在整个事故持续时间内可能受到的有效剂量应控制在 10mSv 以下，甲状腺当量剂量应控制在 100mSv 以下。

正常运行、预计运行事件、设计基准事故（含稀有事故和极限事

故)的核动力厂工况分类与机械设计规范中的分级限制(如美国 ASME 规范或法国 RCC-M 规范的 A、B、C、D 级使用限制)分别地相对应。

3. 超设计基准事故

这是一类发生频率极低的工况,但为了确保公众的安全与健康,仍需对这类事件加以考虑。从中选取超设计基准事故的重要事件序列,在确定事故源项和应急计划时加以考虑,并评价需要采取的应急措施。

通过概率论、确定论和工程判断相结合的方法,可以确定在小型压水堆核动力厂设计中需要加以考虑的超设计基准事故的重要事件序列,通过必要的设计修改或规程修改,考虑在超过其原来预定功能和预计运行状态下使用某些系统(安全级和非安全级系统)及使用附加的临时系统,以及制定事故管理规程等措施来对付这些重要的事件序列。对于超设计基准事故,可采用基于现实的或最佳估算的假设、方法和分析准则。

根据小型压水堆核动力厂安全目标,对于超设计基准事故的重要事件序列,场址边界上个人(成人)在整个事故持续时间内可能受到的有效剂量应小于 10mSv。对发生频率更低的超设计基准事故的事故序列进行分析,以确定不存在“陡边”效应。

(二) 工业标准和规范

小型压水堆核动力厂遵守我国已颁布的,并且适用的国家标准。

考虑到我国在核安全相关领域的工业标准和规范尚存在较大欠缺,在小型压水堆核动力厂的设计中还可能参照大量的国际或其它

国家的标准和规范。在参照过程中，应尽量选用国际上公认的，具有良好实践和权威的标准和规范，并且这些标准和规范一般情况下应获得制订国的核安全监管当局的批准或认可。

应特别注意论证所参照标准的恰当性和适用性，并征得国家核安全局的同意。在使用不同体系的标准和规范时，应合理地处理好接口问题。

五、外部事件的防护

必须为小型压水堆核动力厂提供对外部自然灾害和人为事件的可靠防护，这可以通过安全壳的设计或核岛厂房与安全壳设计的结合来实现。

对外部自然灾害，应对设计基准的外部自然灾害进行防护，并保留适当的安全裕度。

对外部人为事件的防护，应满足我国现行核安全法规和标准的要求，并适当参照国际上的最新实践和相关法规标准的要求。

六、事故源项

对传统的大型轻水堆核电厂，美国早期的联邦法规“反应堆选址准则（10CFR100）”和NRC近期的监管导则“用于评价核动力厂设计基准事故的放射性源项（RG1.183）”等已经为其确定了假想的事故源项，但对于小型核动力厂，国内外尚缺乏相应的法规或标准。

如前所述，针对小型压水堆核动力厂的设计理念，为其设置了更高的安全目标，即“保证实际消除有大量放射性物质释放的可能

性”，以实现“在技术上对外部干预措施的需求可以是有限的，甚至是可免除的”。换句话说，小型压水堆核动力厂在不采取场外干预措施的情况下，应该为公众提供比现有大型压水堆核电厂采取场外干预措施更高的保护水平，而事故源项的确定方式必须与这个目标相适应。

必须对小型压水堆核动力厂的设计基准事故和超设计基准事故的重要事件序列进行分析，以确定放射性物质的释放，并从中选取保守的和包络性的源项作为厂址选择和应急计划的源项，用以评价安全目标是否被满足。在分析过程中，应仔细分析模型的合理性，当对放射性物质释放机制的了解还不够清晰，或者相应的数据资料还不够充分时，则必须考虑适当的保守性。

七、应急计划

如前所述，对于小型压水堆核动力厂，参照国际原子能机构在“核电厂设计安全规定（No. SSR-2/1 “SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS: DESIGN）”中的观点以及法国和德国等对下一代压水堆的安全要求，在设计上所要达到一个基本目标是：尽管管理当局仍然可以要求设置外部干预措施，然而在技术上对外部干预措施的需求可以是有限的，甚至是可免除的。

小型压水堆核动力厂对于所有设计基准事故和超设计基准事故的重要事件序列，场外个人（成人）可能受到的有效剂量和甲状腺当量剂量分别低于隐蔽和碘防护的干预水平，在技术上应为实施场外应急简化甚至取消场外应急创造条件。

八、有关概率安全分析的应用

确定论安全方法在保证核动力厂安全方面的重要作用已为大量实践所证明，但如前所述，目前对于传统的大型压水堆核电厂，确定论方法的发展已比较完备，而对于其它类型的反应堆和一些革新设计的反应堆，尚未建立起比较完备的确定论安全要求。

在认识到确定论安全方法在保证核动力厂安全方面所起到的重要作用的同时，也必须认识到许多确定论的安全要求是依据早期有限的试验、知识和经验所建立的，也存在一些不足之处，如与具体堆型和具体系统设计密切相关的“处方”式安全要求、对付多重事件和多重故障的不足、在安全分级和多重性要求等方面的处理过于简单化和不平衡、以及无法定量地对核动力厂的安全水平作出评估等。

近些年来概率安全分析方法已得到了极大的发展，概率安全分析方法在加深对核安全问题的深入认识方面、在识别核动力厂设计的薄弱环节以改进安全方面、在平衡核动力厂的设计以优化核安全资源的利用方面，以及在定量地评估核动力厂的安全水平等方面都可以起到非常重要的作用。正因为如此，一些核电发达国家的核安全监管当局正在大力推进建立风险指引型和基于性能（RISK-INFORMED AND PERFORMANCE BASED）的安全要求，这对于革新设计的反应堆格外重要。

2010年国家核安全局发布了技术政策《概率安全分析技术在核安全领域中的应用》（试行），其中提到：“对于某些新型的反应堆，

例如采用了非能动安全系统的反应堆，现有的某些具体安全要求可能对其并不完全适用。在满足总的安全目标的前提下，支持在确定这些新型反应堆的具体安全要求时更多地应用概率安全分析技术，必要时可对现有的某些具体安全要求进行适当调整。”

对于小型压水堆核动力厂，概率安全分析可以支持如下的工作：

- （一）支持小型压水堆核动力厂满足安全目标的确认；
- （二）支持小型压水堆核动力厂状态的划分；
- （三）支持对小型压水堆核动力厂设计中所要考虑的超设计基准事故重要事件序列的选取；
- （四）支持事故源项的选取和确定；
- （五）支持小型压水堆核动力厂纵深防御层次的设置；
- （六）支持小型压水堆核动力厂运行技术规格书的制定；
- （七）支持某些具体安全要求的建立或调整。

在应用概率安全分析方法时，也要认识到概率安全分析方法所存在的某些局限性，因而必须注意下述问题的处理：

- （一）确保概率安全分析工作达到与其所支持工作相称的分析范围和质量水平；
- （二）合理地处理概率安全分析结果的不确定性；
- （三）进行必要的敏感性分析，以保证不存在“陡边”效应。

九、安全分析软件的验证

一般来说，在小型压水堆核动力厂设计和安全评价过程中所使用的安全分析软件，包括其适用范围，应得到鉴定。

考虑到目前国际上小型压水堆核动力技术发展的现状和本审评原则所针对的示范工程性质，在小型压水堆核动力厂示范工程设计和安全评价过程中所使用的某些安全分析软件可能无法得到完整的鉴定，或者使用范围和鉴定范围有所偏差。在这种情况下，应结合实际，尽可能地对这些安全分析软件进行验证，包括必要的试验验证、不同程序的对比验证等。同时，在小型压水堆核动力厂示范工程的设计中也应适当地考虑为安全分析软件验证创造条件。