核动力厂环境辐射防护规定

1 范围

本标准规定了陆上固定式核动力厂在场址选择、设计、建造、运行、退役和修改等活动中所应遵循的环境辐射防护要求。

本标准适用于采用水冷反应堆发电、供汽供热的陆上固定式核动力厂。其它堆型核动力厂可参考使用。

2 规范性引用文件

下列文件中的内容通过文中的规范性引用而构成本文件必不可少的条款。其中，注日期的引用文件，仅该日期对应的版本适用于本文件； 不注日期的引用文件，其最新版本（包括所有的修改单）适用于本文件。

GB 18871 电离辐射防护与辐射源安全基本标准

3 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。

3.1 小型模块化核动力厂 small modular nuclear power plant

指单堆堆芯热功率不大于 300 MW，采用模块化设计， 充分利用固有安全特性的水冷反应堆核动力厂。

3.2 非居住区 exclusion area

指反应堆周围一定范围内的区域，该区域内禁止有常住居民， 由核动力厂的营运单位对这一区域行使有效的控制， 包括任何个人和财产从该区域撤离；公路、铁路、水路可以穿过该区域，但不得干扰核动力厂的正常运行； 在事故情况下， 可以做出适当和有效的安排， 管制交通，以保证工作人员和公众的安全。在非居住区内， 与核动力厂运行无关的活动， 只要不影响核动力厂正常运行和危及公众健康与安

全是允许的。

3.3 规划限制区 planning restricted area

指由省级人民政府划定的与非居住区直接相邻的区域。规划限制区的人口分布和人口集中地区对场外应急不会产生不可接受的影响，规划限制区内的工业设施和活动不会对核动力厂安全产生不可接受的威胁。

3.4 人口集中地区 population accumulation area

指规划限制区内人口居住和通行密度较高、需要进行特殊控制的区域，如居民住宅区、学校、医院、办公密集地区、商业中心区、旅游点等。

3.5 多堆场址　multi-reactor site

指有两个及两个以上反应堆，且各反应堆之间的距离小于 5 km 的核动力厂场址。

3.6 流出物　effluents

指核动力厂排入环境并可在环境中得到稀释和弥散的含放射性物质的气态流或液态流。流出物需经批准后排放， 并应得到有效监控。

3.7 运行状态　operational states

正常运行和预计运行事件两类状态的统称。正常运行是指核动力厂在规定的运行限值和条件范围内的运行。预计运行事件是指在核动力厂运行寿期内预计至少发生一次的偏离正常运行的各种运行过程；由于设计中已采取相应措施，此类事件不至于引起安全重要物项的严重损坏或者事故工况。

3.8 事故工况　accident conditions

偏离正常运行， 比预计运行事件发生频率低但更严重的工况。

3.9 设计基准事故　design basis accidents

核动力厂按确定的设计准则和保守方法进行设计，且确保燃料损坏和放射性物质释放不超过规定限值的事故。

3.10 稀有事故　infrequent accidents

在核动力厂运行寿期内发生频率很低的事故（预计为 10^{-4}/堆年～10^{-2}/堆年），这类事故可能导致少量燃料元件损坏，但单一的稀有事故不会导致反应堆冷却剂系统或安全壳屏障丧失功能。

3.11 极限事故　limiting accidents

在核动力厂运行寿期内发生频率极低的事故（预计为 10^{-6}/堆年～10^{-4}/堆年），这类事故的后果包含了大量放射性物质释放的可能性，但单一的极限事故不会造成应对事故所需的系统（包括应急堆芯冷却系统和安全壳） 丧失功能。

3.12 选址假想事故　postulated siting accident

仅适用于场址选择阶段，用于评价场址选择的适当性， 并作为确定场址非居住区、规划限制区边界主要技术依据的选定事故。

3.13 槽式排放口　discharge point of removal system

指核动力厂液态流出物排放槽的出口。

4　辐射防护总则

4.1 核动力厂所有导致公众辐射照射的实践活动均应符合辐射防护实践的正当性原则。

4.2 在考虑了经济和社会因素之后，个人受照剂量的大小、受照射的人数以及受照射的可能性均应保持在可合理达到的尽量低水平。

4.3 剂量限制和潜在照射危险限制，应满足GB 18871的相关规定。

4.4 对于多堆场址的各核动力厂，应实施流出物排放总量控制， 统一考虑流出物排放、流出物监测、环境监测以及应急管理。

4.5 核动力厂营运单位应采取一切可合理达到的措施对放射性废物实施管理， 实现废物最小化， 包括在核动力厂的设计、运行和退役的全过程。废物管理应采用最佳可行技术实施对所有废气、废液和固体废物流的整体控制方案的优化和对废物从产生到处置的全过程的优化，力求获得最佳的环境、经济和社会效益， 并有利于可持续发展。

5 场址选择要求

5.1 核动力厂的选址应避开饮用水水源保护区、自然保护区、风景名胜区和生态保护红线等环境敏感区，并符合场址所在区域的国土空间规划和生态环境分区管控等要求。涉及环境敏感区的， 应重点从环境制约因素、环境影响程度等方面进行适宜性论证。

5.2 在评价核动力厂场址的适宜性时，应综合考虑场址所在区域的地质、地震、水文、气象、交通运输、土地和水的利用、场址周围人口密度及分布等场址周围的环境特征，应考虑场址所在区域内可能发生的自然的或人为的外部事件对核动力厂安全的影响，应充分论证核动力厂流出物排放和事故工况下的放射性物质释放、热排放及化学排放对环境、 当地生态系统和公众的影响， 应考虑新燃料、乏燃料及放射性固体废物的贮存和转运。

5.3 在核动力厂场址选择中，应结合场址周围环境特征的现状和预期发展，论证实施应急预案的可行性。

5.4 在核动力厂场址选择时，应考虑核动力厂放射性固体废物的安全处置。

5.5 在核动力厂场址比选和确定过程中， 应考虑环境保护和辐射安全因素。

5.6 应在核动力厂周围设置非居住区和规划限制区。非居住区和规划限制区边界的确定应考虑核动力厂的初步设计目标（包括反应堆功率水平、安全壳泄漏率和其他安全设计等）、场址周围环境特征以及选址假想事故的放射性后果，可以根据场址的行政区划、地形、地貌、气象、交通等具体条件确定。非居住区边界与反应堆的距离不得小于500 m；规划限制区外边界与反应堆的距离不得小于5 km。对于小型模块化核动力厂，非居住区边界与反应堆的距离不得小于100 m；规划限制区外边界与反应堆的距离不得小于1 km。

5.7 核动力厂应尽量建在人口密度相对较低、离大城市相对较远的地点。规划限制区范围内不应有1万人以上的人口集中地区。

5.8 对于多堆场址，应针对每个反应堆确定非居住区和规划限制区范围， 最终确定的场址非居住区和规划限制区边界分别为各反应堆非居住区和规划限制区的包络线。

5.9 选址假想事故一般应考虑全堆芯熔化，否则应进行充分有效的论证。轻水堆核动厂选址假想事故源项确定基本假设参见附录A。对于小型模块化核动力厂， 选址假想事故源项确定的推荐方法参见附录B。

5.10 在评价选址假想事故后果时，应考虑保守大气弥散条件。非居住区边界上的任何个人在事故发生后的任意2 h内通过烟云浸没外照射、吸入内照射途径所接受的有效剂量不得大于250 mSv，规划限

制区外边界上的任何个人在事故的整个持续期间内（可取30d）通过上述照射途径所接受的有效剂 量不得大于250 mSv。在事故的整个持续期间内，应急计划区范围内公众群体集体有效剂量应小于

2×10^4 人·Sv。对于小型模块化核动力厂，在非居住区边界上的任何个人在整个事故持续期间内通过烟云浸没外照射、吸入内照射、地面沉积外照射途径所接受的有效剂量应小于10 mSv。

6 运行状态下的辐射防护要求

6.1 任何场址的所有核动力厂向环境释放的放射性物质对公众中任何个人造成的有效剂量， 每年不得超过0.25 mSv。

6.2 营运单位应针对核动力厂场址的环境特征及放射性废物处理工艺技术水平，遵循可合理达到的尽量低的原则，申请不高于排放量控制值的流出物排放量。

6.3 核动力厂必须按每堆实施流出物年排放量控制，对于3000MW热功率的反应堆，其控制值如表1。

表1 单堆流出物排放量控制值（单位： Bq/a）

流出物类型	类别	轻水堆	重水堆
气态流出物	惰性气体	1.0×10^{14}	
	碘	3.0×10^{9}	
	粒子（半衰期≥8d）	9.0×10^{9}	
	碳-14	7.5×10^{11}	1.6×10^{12}
	氚	1.5×10^{13}	4.5×10^{14}
液态流出物	氚	7.5×10^{13}	3.5×10^{14}
	碳-14	1.5×10^{11}	
	其余核素	9.0×10^{9}	

6.4 对于热功率大于或小于3000MW的反应堆，单堆流出物排放量控制值可根据其功率参考附录C的方法进行适当调整。

6.5 对于多堆场址，所有反应堆的流出物年排放总量控制值如表2。

表2 多堆场址流出物排放总量控制值（单位： Bq/a）

流出物类型	类别	排放总量控制值
气态流出物	惰性气体	6.0×10^{14}
	碘	2.0×10^{10}
	粒子（半衰期≥8d）	5.0×10^{10}
	碳-14*	3.0×10^{12}

	氚*	6.0×10^{13}
液态流出物	氚*	3.0×10^{14}
	碳-14	6.0×10^{11}
	其余核素	5.0×10^{10}

***注：** 对于建有重水堆的多堆场址，其流出物中氚和碳-14的排放总量控制值可按重水堆单堆控制值的4倍确定。

6.6 对于液态流出物受纳水体为海洋的核动力厂场址，其槽式排放口处的液态流出物中氚的活度浓度不应超过8×10^{6}Bq/L，碳-14的活度浓度不应超过3×10^{3}Bq/L，其他放射性核素活度浓度不应超过表3的要求；对于受纳水体为河流或湖库的核动力厂场址， 其槽式排放口处的液态流出物中放射性核素活度浓度不应超过受纳水体为海洋的液态流出物中的放射性核素活度浓度限值的十分之一。

表 3　液态流出物中的放射性核素活度浓度限值（单位： Bq/L）

放射性核素	活度浓度控制值	放射性核素	活度浓度控制值
^{55}Fe	190	^{106}Ru	45
^{63}Ni	90	^{110m}Ag	70
^{90}Sr	10	^{124}Sb	20
^{51}Cr	40	^{125}Sb	20
^{54}Mn	15	^{134}Cs	15
^{58}Co	200	^{137}Cs	40
^{59}Fe	10	^{131}I	10
^{60}Co	120	^{133}I	10
^{65}Zn	10		

注：流出物中除氚和碳-14外的不同放射性核素之间的浓度限值可根据剂量贡献份额进行适当调整，但对受纳水体为海洋的核动力厂场址槽式排放口处的总放射性浓度不应超过1000Bq/L，对受纳水体为河流或湖库的核动力厂场址槽式排放口处的总放射性浓度不应超过100Bq/L。

6.7 液态流出物禁止漫滩排放， 其排入环境水体的具体位置和型式应根据下游取水、热排放和放射性核素排放等因素的影响进行充分的论证，并应避开集中式取水口及重要水生生物的自然产卵场、索饵场、越冬场和洄游通道等环境敏感区。

7　事故工况下的辐射防护要求

7.1 按可能导致环境危害程度和发生频率的大小，可将核动力厂事故工况分为设计基准事故和设计扩展工况。设计基准事故包括稀有事故和极限事故， 轻水堆核动力厂典型设计基准事故的类别参见附录D。

7.2 核动力厂事故工况的环境影响评价可采用设计基准事故， 在设计中应采取针对性措施， 对除小型模块化核动力厂外的核动力厂，使设计基准事故的潜在照射后果符合下列要求：

a） 在发生一次稀有事故时，非居住区边界上公众在事故后任意 2 h 内以及规划限制区外边界上公众在整个事故持续时间内可能受到的有效剂量应控制在 5 mSv 以下。

b） 在发生一次极限事故时，非居住区边界上公众在事故后任意 2 h 内以及规划限制区外边界上公

众在整个事故持续时间内可能受到的有效剂量应控制在 100 mSv 以下。

以上内容仅为本文档的试下载部分，为可阅读页数的一半内容。如要下载或阅读全文，请访问：
https://d.book118.com/728114107107006051