



中华人民共和国国家标准

GB 6249-2011

代替 GB 6249-86

核动力厂环境辐射防护规定

Regulations for environmental radiation

protection of nuclear power plant

本电子版为发布稿。请以中国环境科学出版社出版的正式标准文本为准。

2011-2-18 发布

2011-09-01 实施

环 境 保 护 部 发布
国家质量监督检验检疫总局

目 次

前 言	II
1 适用范围	1
2 规范性引用文件	1
3 术语和定义	1
4 环境辐射防护总则.....	3
5 厂址选择要求	3
6 运行状态下的剂量约束值和排放控制值.....	4
7 事故工况下的辐射防护要求.....	6
8 流出物排放管理和流出物监测.....	6
9 辐射环境监测	7
10 放射性固体废物管理.....	8
11 核动力厂的退役.....	9

前 言

为贯彻《中华人民共和国环境保护法》和《中华人民共和国放射性污染防治法》，防治放射性污染，改善环境质量，保护人体健康，制定本标准。

本标准规定了陆上固定式核动力厂厂址选择、设计、建造、运行、退役、扩建和修改等的环境辐射防护要求。

本标准是对《核电厂环境辐射防护规定》(GB 6249-86)的修订。

本标准首次发布于 1986 年，原标准起草单位为清华大学和中国原子能研究院。本次为第一次修订。修订的主要内容如下：

——将原标准中设计基准事故的分类修订为稀有事故和极限事故两类，同时给出了界定稀有事故和极限事故的频率；

——将原标准中厂址审批阶段的事故释放源项最大可信事故修改为选址假想事故，并给出其相应的剂量接受准则；

——本标准按堆型、按功率实施放射性流出物年排放总量的控制；对轻水堆，明确规定了液态放射性流出物中碳 14 的年排放总量控制，并增加了轻水堆和重水堆气载放射性流出物中碳 14 和氙的控制值；

——本标准分别规定了滨海厂址和内陆厂址在槽式排放出口处浓度控制值。

自本标准实施之日起，《核电厂环境辐射防护规定》(GB 6249-86)废止。

本标准由环境保护部科技标准司、核安全管理司组织制订。

本标准主要起草单位：苏州热工研究院有限公司、环境保护部核与辐射安全中心。

本标准环境保护部 2011 年 1 月 25 日批准。

本标准自 2011 年 9 月 1 日起实施。

本标准由环境保护部解释。

核动力厂环境辐射防护规定

1 适用范围

本标准规定了陆上固定式核动力厂厂址选择、设计、建造、运行、退役、扩建和修改等的环境辐射防护要求。

本标准适用于采用轻水堆或重水堆发电的陆上固定式核设施，其他堆型的核动力厂可参照执行。

2 规范性引用文件

本标准内容引用了下列文件中的条款。凡是不注日期的引用文件，其有效版本适用于本标准。

GB18871-2002 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标准。

3.1 非居住区 exclusion area

指反应堆周围一定范围内的区域，该区域内严禁有常住居民，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，以保证工作人员和居民的安全。在非居住区内，与核动力厂运行无关的活动，只要不产生影响核动力厂正常运行和危及居民健康与安全是允许的。

3.2 规划限制区 planning restricted area

指由省级人民政府确认的与非居住区直接相邻的区域。规划限制区内必须限制人口的机械增长，对该区域内的新建和扩建的项目应加以引导或限制，以考虑事故应急状态下采取适当防护措施的可能性。

3.3 多堆厂址 multi-reactor site

指一个厂址有两个以上反应堆且各反应堆之间的距离小于 5km 的核动力厂厂址。

3.4 剂量约束 dose constraint

对源可能造成的个人剂量预先确定的一种限制，它是源相关的，被用作对所考虑的源进行防

护和安全最优化时的约束条件。对于公众照射，剂量约束是公众成员从一个受控源的计划运行中接受的年剂量的上界。剂量约束所指的照射是任何关键人群组在受控源的预期运行过程中、经所有照射途径所接受的年剂量之和。对每个源的剂量约束应保证关键人群组所受的来自所有受控源的剂量之和保持在剂量限值以内。

3.5 环境敏感区 environmental sensitive area

指具有需特殊保护地区、生态敏感及脆弱区以及社会关注区特征的区域。

3.6 放射性流出物 radioactive effluents

通常情况下，核动力厂以气体、气溶胶、粉尘和液体等形态排入环境并在环境中得到稀释和弥散的放射性物质。

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，也不至于导致事故工况。

3.8 事故工况 accident conditions

比预计运行事件更严重的工况，包括设计基准事故和严重事故。

3.9 设计基准事故 design basis accidents

核动力厂按确定的设计准则进行设计，并在设计中采取了针对性措施的那些事故工况，且确保燃料的损坏和放射性物质的释放不超过事故控制值。

设计基准事故包括稀有事故和极限事故两类。

3.10 稀有事故 infrequent accidents

在核动力厂运行寿期内发生频率很低事故（预计为 $10^{-4} \sim 10^{-2}$ /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 $10^{-6} \sim 10^{-4}$ /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

该事故仅适用于审批厂址阶段，作为确定厂址非居住区、规划限制区边界的依据。对于水冷

反应堆，该事故一般应考虑全堆芯熔化，否则应进行充分有效的论证。

3.13 严重事故 severe accidents

严重性超过设计基准事故并造成堆芯明显恶化的事故工况。

4 环境辐射防护总则

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，按照 GB18871-2002 的相关规定：

(a) 在运行状态条件下，应对可能受到核动力厂辐射照射的公众个人实行剂量限制。

(b) 应对个人所受到的潜在照射危险加以限制，使所有潜在照射所致的个人危险与正常照射剂量限值所相应的健康危险处于同一数量级水平。

4.4 对于多堆厂址的各核动力厂，在环境辐射防护方面应实施统一的放射性流出物排放量申请、流出物和环境监测管理以及应急管理。

4.5 核动力厂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 厂址选择要求

5.1 在核动力厂厂址选择的过程中必须考虑与厂址所在区域的城市或工业发展规划、土地利用规划、水域环境功能区划之间的相容性，尤其应避开饮用水水源保护区、自然保护区、风景名胜區等环境敏感区。

5.2 在评价核动力厂厂址的适宜性时，必须综合考虑厂址所在区域的地质、地震、水文、气象、交通运输、土地和水的利用、厂址周围人口密度及分布等厂址周围的环境特征，必须考虑厂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，必须充分论证核动力厂放射性流出物排放（特别是事故工况下的流出物排放）、热排放及化学流出物排放对环境、当地生态系统和公众的影响，必须考虑新燃料、乏燃料及放射性固体废物的贮存和转运。

- 5.3 在核动力厂厂址选择中，应结合厂址周围的环境特征现状和预期发展，论证实施场外应急计划的可行性。
- 5.4 在核动力厂厂址选择时，应考虑核动力厂放射性废物的安全处置。
- 5.5 在核动力厂的厂址选择过程中，应考虑环境保护和辐射安全因素，经比选，对候选厂址进行优化分析。
- 5.6 必须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选址假想事故的放射性后果。不要求非居住区是圆形，可以根据厂址的地形、地貌、气象、交通等具体条件确定，但非居住区边界离反应堆的距离不得小于 500m；规划限制区半径不得小于 5km。
- 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 万人以上的乡镇，厂址半径 10km 范围内不应有 10 万人以上的城镇。
- 5.8 对于多堆厂址，应综合考虑各反应堆的特点，确定非居住区和规划限制区边界。
- 5.9 在发生选址假想事故时，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 2h 内通过烟云浸没外照射和吸入内照射途径所接受的有效剂量不得大于 0.25Sv；规划限制区边界上的任何个人在事故的整个持续期间内（可取 30d）通过上述两条照射途径所接受的有效剂量不得大于 0.25Sv。在事故的整个持续期间内，厂址半径 80km 范围内公众群体通过上述两条照射途径接受的集体有效剂量应小于 2×10^4 人·Sv。

6 运行状态下的剂量约束值和排放控制值

- 6.1 任何厂址的所有核动力堆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，每年必须小于 0.25mSv 的剂量约束值。

核动力厂营运单位应根据经审管部门批准的剂量约束值，分别制定气载放射性流出物和液态放射性流出物的剂量管理目标值。

- 6.2 核动力厂必须按每堆实施放射性流出物年排放总量的控制，对于 3000MW 热功率的反应堆，其控制值如下。

表 1 气载放射性流出物控制值

	轻水堆	重水堆
惰性气体	$6 \times 10^{14} \text{Bq/a}$	
碘	$2 \times 10^{10} \text{Bq/a}$	
粒子 (半衰期 $\geq 8\text{d}$)	$5 \times 10^{10} \text{Bq/a}$	
碳 14	$7 \times 10^{11} \text{Bq/a}$	$1.6 \times 10^{12} \text{Bq/a}$
氚	$1.5 \times 10^{13} \text{Bq/a}$	$4.5 \times 10^{14} \text{Bq/a}$

表 2 液态放射性流出物控制值

	轻水堆	重水堆
氚	$7.5 \times 10^{13} \text{Bq/a}$	$3.5 \times 10^{14} \text{Bq/a}$
碳 14	$1.5 \times 10^{11} \text{Bq/a}$	$2 \times 10^{11} \text{Bq/a}$ (除氚外)
其余核素	$5.0 \times 10^{10} \text{Bq/a}$	

- 6.3 对于热功率大于或小于 3000MW 的反应堆，应根据其功率按照 6.2 条款规定适当调整。
- 6.4 对于同一堆型的多堆厂址，所有机组的年总排放量应控制在 6.2 条款规定值的 4 倍以内。对于不同堆型的多堆厂址，所有机组的年总排放量控制值则由审管部门批准。
- 6.5 核动力厂放射性排放量设计目标值不超过上述 6.2、6.3 和 6.4 条款确定年排放量控制值。营运单位应针对核动力厂厂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，向审管部门定期申请或复核（首次装料前提出申请，以后每隔 5 年复核一次）放射性流出物排放量。申请的放射性流出物排放量不得高于放射性排放量设计目标值，并经审管部门批准后实施。
- 6.6 核动力厂的年排放总量应按季度和月控制，每个季度的排放总量不应超过所批准的年排放总

量的二分之一，每个月的排放总量不应超过所批准的年排放总量的五分之一。若超过，则必须迅速查明原因，采取有效措施。

6.7 核动力厂液态放射性流出物必须采用槽式排放方式，液态放射性流出物排放应实施放射性浓度控制，且浓度控制值应根据最佳可行技术，结合厂址条件和运行经验反馈进行优化，并报审管部门批准。

6.8 对于滨海厂址，槽式排放出口处的放射性流出物中除氡和碳 14 外其他放射性核素浓度不应超过 1000Bq/L；对于内陆厂址，槽式排放出口处的放射性流出物中除氡和碳 14 外其他放射性核素浓度不应超过 100Bq/L，并保证排放口下游 1km 处接纳水体中总 β 放射性不超过 1Bq/L，氡浓度不超过 100Bq/L。如果浓度超过上述规定，营运单位在排放前必须得到审管部门的批准。

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概率的大小，可将核动力厂事故工况分为设计基准事故（包括稀有事故和极限事故）和严重事故。

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，使设计基准事故的潜在照射后果符合下列要求：

在发生一次稀有事故时，非居住区边界上公众在事故后 2h 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 5mSv 以下，甲状腺当量剂量应控制在 50mSv 以下。

在发生一次极限事故时，非居住区边界上公众在事故后 2h 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 0.1Sv 以下，甲状腺当量剂量应控制在 1Sv 以下。

7.3 根据国家相关法规要求，核动力厂及有关部门应制订相应的场内外应急计划，做好应急准备。确定应急计划区范围时应考虑严重事故产生的后果，并防止确定性效应的发生。

8 流出物排放管理和流出物监测

8.1 流出物排放管理

8.1.1 气载放射性流出物必须经净化处理后，经由烟囱释入大气环境。

8.1.2 液态放射性流出物排放前应对槽内液态放射性流出物取样监测，槽式排放口应明显标志。

排放管线上应安装自动报警和排放控制装置。

8.1.3 核动力厂液态流出物总排放口的位置应根据下游取水、热排放和放射性核素排放等因素的影响进行充分的论证，并应避免集中式取水口、及水生生物的产卵场、洄游路线、养殖场等环境敏感区。

8.2 流出物监测

8.2.1 核动力厂营运单位必须制定流出物监测大纲，并依据该大纲对所排放的气载和液态放射性流出物进行监测。测量内容应包括排放总量、排放浓度及主要核素的含量。测量结果应及时分析和评价，并定期上报相关环境保护行政主管部门。

8.2.2 气载放射性流出物的监测项目应包括惰性气体、碘、粒子（半衰期 $\geq 8d$ ）、碳 14 和总氚；液态放射性流出物的监测项目应包括氚、碳 14 和其他核素。对于惰性气体等项目应采用连续监测的方法进行测量。

8.2.3 核动力厂营运单位应建立可靠的流出物监测质量保证体系，对正常运行期间流出物监测应采用具有合适的量程范围的测量设备与测量方法。对于低于探测限的相关测量结果应通过实验分析进行合理估算，确实无法估算的，在排放量统计时按探测限的二分之一取值进行。

8.2.4 流出物监测的取样应有足够的代表性，在流出物取样系统设计中应采取有效的工程设计方案，以减少流出物在取样过程中的管道损失。

8.2.5 流出物监测系统应保证正常运行和事故工况下均能获得可靠的监测结果。

9 辐射环境监测

9.1 运行前的环境调查

9.1.1 在核动力厂厂址首台机组首次装料前，营运单位必须完成环境本底辐射水平的调查，至少应获得最近两年的调查数据。同一厂址后续建造的机组应至少获得最近一年的辐射环境水平现状调查数据。

9.1.2 调查的环境介质应结合厂址的环境特征和核动力厂机组特征进行确定，一般应包括：空气、地表水和地下水、陆生和水生生物、食物、土壤、水体底泥和沉降灰等。

9.1.3 监测内容一般包括：环境 γ 辐射水平、环境介质中与核动力厂放射性排放有关的主要放射性核素浓度。

9.1.4 环境 γ 辐射水平的调查范围的半径一般取 50km，其余项目的调查范围的半径一般取 20~30km。

9.2 运行期间的常规环境辐射监测

- 9.2.1 在核动力厂首次装料前，营运单位必须制定环境监测大纲。在首次装料后，依据该大纲进行常规环境辐射监测，并对监测数据及时分析和评价，定期上报相关环境保护行政主管部门。
- 9.2.2 在进行常规环境辐射监测时，应与运行前的辐射环境本底（或现状）调查工作相衔接，充分利用运行前环境调查所获得的资料。项目采样点要与运行前环境调查保持适当比例的同位点。环境监测关注的重点是对关键人群组影响较大的主要放射性核素和环境介质。
- 9.2.3 常规环境辐射监测的环境介质、监测内容原则上与运行前环境监测相同。
- 9.2.4 环境 γ 辐射水平的调查范围的半径一般取 20km，其余项目的调查范围的半径一般取 10km。
- 9.2.5 常规环境辐射监测大纲要根据环境监测的经验反馈、监测技术进步以及厂址周围可能的环境变化，定期（通常为 5 年）进行优化，并报环境保护行政主管部门认可。

9.3 事故环境应急监测

环境应急监测是核动力厂事故应急计划的重要组成部分。监测原则、监测方法和步骤、监测项目、监测路线、监测网点、监测工作的组织机构、监测数据报告、发布办法等按核动力厂营运单位制定的应急计划中的相关规定执行。

9.4 环境监测的质量保证

- 9.4.1 核动力厂应建立环境监测质量保证体系。
- 9.4.2 核动力厂应编制质量保证大纲，并制定详细的质量控制措施。
- 9.4.3 核动力厂开展的环境监测应与国务院环境保护行政主管部门依法开展的监督性监测定期进行比对。

10 放射性固体废物管理

- 10.1 反应堆系统、安全系统和辅助系统的设计，应采用安全、先进的生产工艺和设备，合理选择和利用原材料，尽可能实施废物的循环利用，尽量减少放射性固体废物的产生量。
- 10.2 应选择先进的固化工艺和减容工艺，减少固体废物的产生量，固体废物装桶前应进行放射性监测。
- 10.3 应在核动力厂厂内设置放射性固体废物暂存库，放射性固体废物暂存库的库容应与固体废物的产生量及暂存时间相适应。暂存库内贮存的废物应满足低、中放固体废物处置场的接受要求，并及时转运到处置场。放射性废物在暂存库内暂存期限不应超过 5 年。

- 10.4 放射性废物的处理和贮存，应确保地表水和地下水不被污染，必要时开展专项评价论证。
- 10.5 应在首次装料前制定放射性废物管理大纲，并在运行期间定期修订。设计、运行和退役中应贯彻放射性废物分类管理的原则，严禁将放射性废物与易燃、易爆、易腐蚀、非放射性物质混合运输和贮存。

11 核动力厂的退役

- 11.1 在核动力厂设计时，应考虑未来便于实施退役的要求，制定初步退役计划，并在核动力厂的运行过程中对初步退役计划定期修订。
 - 11.2 核动力厂退役前，应制定详细的退役计划。经批准后，按退役计划有步骤地实施安全退役。
 - 11.3 应记录和保存核动力厂辐射本底、设计和建造资料、反应堆运行历史（特别是事件及事件的处理情况）、核动力厂设计修改和维护情况，便于退役计划的制定和实施。
 - 11.4 在退役过程中和退役后，应加强辐射防护、废物管理、环境监测工作。
-