

附件二：

ICS 号

中国标准文献分类号

备案号

GB

中华人民共和国国家标准

GB6249-XXXX

核动力厂环境辐射防护规定

Regulation for environmental radiation
protection of nuclear power plant

(征求意见稿)

200×-××-××发布

200×-××-××实施

XXXXXXXXXXXX

发布

目 次

前 言	错误! 未定义书签。
1 适用范围	错误! 未定义书签。
2 引用标准	错误! 未定义书签。
3 定义	错误! 未定义书签。
4 环境辐射防护总则	3
5 厂址选择要求	4
6 运行状态下的剂量约束值和排放控制值.....	5
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.....	7
9 辐射环境监测	8
10 放射性废物管理.....	9
11 核动力厂的退役.....	9

前 言

本标准的全部技术内容均为强制性的。

本标准是对《核电厂环境辐射防护规定》(GB6249-86)的修订,在修订时,依据本标准在国内二十多年的应用经验,将其适用范围从核电厂适当扩展至核动力厂。同时,在标准修订过程中,充分考虑了国家新近颁布的相关法规要求以及国内已运行核动力厂的经验反馈,结合了国际上辐射防护领域的新进展,保留了现行标准中实践证明适合我国国情的相关技术内容。

本标准的格式按国家标准的一般格式要求进行编排。修订时,增加了适用范围和引用标准两部分内容,同时将原标准在附录中给出的名词解释移至标准的第三部分给出。此外,将原标准第六部分中的流出物监测与环境监测相关内容分开,其中将流出物监测相关内容与原标准第五部分中的流出物的排放管理相关内容合并为标准的第八部分,环境监测相关内容单独作为标准的第九部分。原标准第七部分“放射性废物的贮存和运输”中的相关条款要求放入标准的第十部分,同时将该部分的内容扩展至“放射性废物管理”。

本标准自发布之日起,同时废除 GB6249-86。

本标准起草单位:苏州热工研究院有限公司、国家环保总局核与辐射安全中心。

本标准主要起草人:杨忠勤、上官志洪、周如明、王丰春

陈晓秋、岳会国、李冰

本标准由国家环境保护总局负责解释。

中华人民共和国国家标准

核动力厂环境辐射防护规定

Regulation for environmental radiation
protection of nuclear power plant

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。

本标准中的核动力厂主要指采用轻水堆或重水堆发电以及供热应用的陆上固定式核设施，其它堆型的核动力厂可参照执行。

2 引用标准

下列标准所包含的条文，通过在本标准中引用而构成为本标准的条文。本标准出版时，所示版本均为有效。所有标准都会被修订，使用本标准的各方应注意使用下列标准最新版本的可能性。

GB18871-2002 电离辐射防护与辐射源安全基本标准

GB14500-2002 放射性废物管理规定

3 定义

3.1 核设施

是指核动力厂（核电厂、核热电厂、核供汽供热厂等）和其他反应堆（研究堆、实验堆、临界堆装置等）；核燃料生产、加工、贮存和后处理设施；放射性废物的处理和处置设施等。

3.2 非居住区

指反应堆周围的区域，营运单位有权决定该区域内的所有活动，包括搬迁人员和财产。公路、铁路、水路可以穿越该区域，只要它们不因靠近反应堆设施而影响设施的正常运行，且可以在事故工况下，通过做出适当和有效的安排来控制交通，以保护公众的健康和安全。非居住区严禁有常住居民，只要不对公众健康和安全产生重大的危害，在该区内与核电厂无关的活动在适当的条

件下是允许的。

3.3 规划限制区

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。

3.4 多堆厂址

各反应堆的规划限制区发生重叠的核动力厂厂址。

3.5 剂量约束

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。

3.6 剂量管理目标值

营运单位根据核动力厂设计及运行情况所确定的个人剂量管理值，该值是基于实践和可合理达到尽量低的原则对剂量约束值的不断优化，并得到审管部门的认可。

3.7 运行状态

正常运行或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

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

核动力厂按确定的设计准则进行设计，并在设计中采取了已考虑相应针对性措施的那些事故工况，并且该事故中燃料的损坏和放射性物质的释放保持在管理限值以内。

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

在核动力厂运行寿期内发生频率很低事故，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。事故时放射性物质的释放对公众的影响可以满足国家相关标准的要求，且不足以阻止和限制公众对非居住区边界外区域的使用。

3.11 极限事故

在核动力厂运行寿期内预期不会发生但需要假想的事故，因为这类事故的后果包含了大量放射性物质释放的可能性。对于这类事故必须在工程设计中加以防范，使之成为极限的设计工况。事故时放射性物质的释放对公众的影响可以满足国家相关标准的要求，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 假想的堆芯裂变产物释放事故

该事故仅适用于审批厂址阶段，用于评价厂址非居住区、规划限制区的边界。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。考虑全堆熔化事故发生时，堆芯裂变产物中包括惰性气体和碘在内的大量放射性物质进入安全壳大气，其后按预计的安全壳泄漏率向环境泄漏。事故过程中可以考虑相关专设安全设施的作用。

3.13 严重事故

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正当性原则，应使公众免受一切不必要的辐射照射。

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 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。

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合理可行的措施对放射性废物实施管理，在核动力厂的设计、运行和退役的全过程中努力实现废物量最小化。
- 4.6 核动力厂营运单位应在运行过程中制定相应的措施或程序，加强对相关废物处理系统、流出物监测系统和环境监测系统等环境保护设施运行的经验反馈，在运行实践中致力于环境保护设施运行管理水平的持续改进。
- 4.7 对于以供热为目的的核动力厂，设计上必须保证可以不考虑场外应急，确保周边公众的安全。

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、风景名胜区、生态脆弱区等环境敏感点。
- 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，必须考虑核动力厂放射性流出物（特别是事故工况下的流出物）对环境、生态和公众的影响，必须考虑新燃料、乏燃料和放射性废物贮存转运的影响。
- 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，应考虑落实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，应进行优化分析，至少对所提供的两个候选厂址进行综合评价，从环境保护和辐射安全角度，进行厂址比选。
- 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大小应采用假想的堆芯裂变产物释放事故后果进行评价。非居住区不要求是圆形的，可以根据厂址的地形、地貌、气象、交通等具体条件确定，但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，如拟建核动力厂的设计要求允许不考虑实施场外应急，非居住区半径不得小于 250m，规划限制区半径不得小于 2km。
- 5.7 核动力厂应尽量建在人口密度相对较低、地区平均人口密度相对较小的地点，规划限制区范

围内没有 1 万人口以上的人口中心；10km 范围内没有 5 万人口以上的人口中心。

5.8 对于多堆厂址，如果一座反应堆发生事故不会引发另一座反应堆发生事故，则应分别为各座反应堆确定非居住区和规划限制区，其外包络线可分别作为多堆厂址统一的非居住区和规划限制区边界。反应堆设计中必须防止一座反应堆发生事故引发另一座反应堆事故，否则应根据所有相互联系的反应堆同时发生事故来确定非居住区和规划限制区。

5.9 在发生假想的堆芯裂变产物释放事故条件下，非居住区边界内的任何个人在事故发生后的 2h 内所接受的有效剂量不得大于 0.25Sv，甲状腺当量剂量不得大于 3Sv；规划限制区边界内的任何个人在事故的整个持续期间内（可取 30d）所接受的有效剂量不得大于 0.25Sv，甲状腺当量剂量不得大于 3Sv。在事故的整个持续期间内，厂址半径 80km 范围内公众群体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 多堆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。

核动力厂营运单位必须根据核动力厂的实际运行情况，制定年剂量管理目标值，年剂量管理目标值必须小于上述的年剂量约束值，并应按照可合理达到尽量低的原则通过不断优化逐步降低。

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：

气载放射性流出物：

惰性气体	6×10^{14} Bq/a;
碘	2×10^{10} Bq/a;
粒子（半衰期 ≥ 8 d）	5×10^{10} Bq/a;
碳 14	7×10^{11} Bq/a（轻水堆） 1.6×10^{12} Bq/a（重水堆）
氚	1.5×10^{13} Bq/a（轻水堆）

4.5×10^{14} Bq/a (重水堆)

液体放射性流出物:

氚 5×10^{13} Bq/a (轻水堆)

3.5×10^{14} Bq/a (重水堆)

其余核素 2×10^{11} 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 对于多堆厂址，除单个机组应满足 6.2 和 6.3 条款规定外，所有机组的年总排放量应控制在每堆排放量的 4 倍以内。
- 6.5 核动力厂放射性排放量设计目标值应低于上述 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（首次装料前提出首次申请，以后每隔 5 年申请一次）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控制，连续三个月内的排放总量不应超过年排放申请值的二分之一。若超过，则必须迅速查明原因，采取有效措施。
- 6.7 核动力厂液体放射性流出物排放应实施下列放射性浓度控制，且浓度控制值应根据运行经验反馈不断优化：对于滨海厂址，排放罐出口处的放射性流出物中除氚外其他放射性核素浓度不高于 3700Bq/L；对于内陆厂址，排放罐出口处的放射性流出物中除氚外其他放射性核素浓度不高于 370Bq/L，且排放口下游 1km 处接纳水体中总 β 放射性浓度不得超过 1Bq/L。

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 2 小时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 2 小时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 核动力厂应急是纵深防御原则中的最后一个层次，应将严重事故源项作为确定应急计划区的源项。

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 液体放射性流出物必须采用槽式排放方式，排放前应对槽内液体放射性流出物取样监测。排放管线上应安装自动报警和排放控制装置。

8.1.3 液体放射性流出物排放口应设置明显的警示标志。排放口应避开集中取水口、经济鱼类产卵场、洄游路线、水生生物养殖场以及集中的游泳娱乐场所等环境敏感点。对于内陆厂址，排放口下游 1km 范围内禁止设置饮用水取水设施。

8.1.4 多堆厂址应设置相对集中的液体放射性流出物排放口，否则应进行充分有效的论证。

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体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（包括以 CO_2 形态排放的碳 14 和以碳氢化合物形态排放的碳 14）和总氙（包括元素氙 HT 和氟化水 HTO）；液体放射性流出物的监测项目应包括氙、除氙外核素。

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较高探测灵敏度的测量设备与测量方法。对于低于探测限的相关测量结果在数据

统计时，应按探测限进行统计计算。

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 流出物监测仪表应覆盖正常运行和事故工况两种情况下的量程范围。

8.2.6 核动力厂的营运单位应积极配合相关环境保护行政主管部门对流出物实施监督性监测。

9 辐射环境监测

9.1 运行前的环境调查

9.1.1 在核动力厂首次装料前，营运单位必须完成环境放射性本底辐射水平的调查（多堆厂址中后续建造的核动力厂应开展辐射环境水平现状调查），至少应获得最近两年的调查数据。

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最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（每隔 5 年）进行优化，并报审管部门认可。

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 环境监测应实行质量保证制度，采用标准的（或统一的）方法和程序进行操作，不得擅自改变，如需更改时，应通过技术论证。

10 放射性废物管理

10.1 营运单位应在核动力厂的全寿期内对放射性废物加强监测、严格管理，并应采取有效措施防止放射性废物失控，以确保放射性废物对公众健康及环境可能造成的危害降低到可以接受的水平。

10.2 营运单位应按国家有关标准对放射性废物严格分类，分别处置。严禁将易燃、易爆、易腐蚀和非放射性物质与放射性废物混合运输和贮存。严禁运输放射性废液。

10.3 应在核动力厂厂内设置放射性废物暂存库，暂存库内贮存的废物应及时转运到最终处置场，放射性废物在暂存库内暂存期限不应超过 5 年。

10.4 放射性废物的贮存和处理，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。

11 核动力厂的退役

11.1 在核动力厂设计时，应考虑未来退役可行性的要求，制定初步退役计划，并在核动力厂的运行过程中对退役计划定期修订。

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 在退役过程中和退役后，应加强厂址的环境监测工作。