

# 中华人民共和国国家标准

GB 6249—XXXX

代替 GB 6249-2011

## 核动力厂环境辐射防护规定

Regulations for environmental radiation protection of nuclear power plant

(二次征求意见稿)

# 目 次

目 次 .....	I
前 言 .....	II
1 范围 .....	1
2 规范性引用文件 .....	1
3 术语和定义 .....	1
4 辐射防护总则 .....	2
5 场址选择要求 .....	3
6 运行状态下的辐射防护要求 .....	4
7 事故工况下的辐射防护要求 .....	5
8 流出物排放管理和流出物监测 .....	5
9 辐射环境监测 .....	6
10 放射性固体废物管理 .....	7
11 核动力厂的退役 .....	8
附录 A（资料性附录）轻水堆核动厂选址假想事故源项确定基本假设 .....	9
附录 B（资料性附录）小型模块化核动力厂选址假想事故源项确定推荐方法 .....	11
附录 C（资料性附录）不同热功率反应堆的流出物年排放量控制值调整方法 .....	12
附录 D（资料性附录）轻水堆核动力厂典型设计基准事故类别 .....	13

## 前 言

本标准代替GB 6249-2011《核动力厂环境辐射防护规定》，与GB 6249-2011相比，除编辑性修改外，主要技术变化如下：

—— 修改了适用范围。删除“扩建”活动，新增“供汽供热”陆上固定式核动力厂。

—— 修改了部分术语及其定义。增加“小型模块化核动力厂”、“槽式排放口”和“人口集中地区”三条术语及其定义；删除了术语“剂量约束”、“严重事故”和“环境敏感区”；将“放射性流出物”修改为“流出物”。

—— 修改了场址选择要求。增加选址假想事故基本假设及确定原则，分别列于资料性附录A和附录B。明确了小型模块化核动力厂非居住区和规划限制区的设置要求，给出选址假想事故下的剂量接受准则。

—— 修改了流出物排放控制的要求。将原第六章流出物排放管理相关条款调整到第八章，同时将原第八章涉及设计相关条款调整至第六章。调整了单堆和多堆场址流出物年排放量控制值的具体数值和核动力厂槽式排放口处的流出物中放射性核素活度浓度限值。增加了不同热功率反应堆的流出物年排放量控制值调整方法，列于资料性附录C。删除了涉及行政管理的相关规定。

—— 修改了事故工况下的辐射防护要求。删除了设计基准事故的甲状腺当量剂量接受准则；增加了轻水堆核动力厂典型设计基准事故的类别并列于资料性附录D；增加了小型模块化核动力厂事故工况下的辐射防护要求。

—— 修改了流出物排放管理和流出物监测的要求。修改了年排放总量周期控制的要求；新增了流出物在线监测的要求；增加了流出物监测大纲定期优化的要求；增加了液态流出物监测核素的选取原则；低于探测限的统计要求按照环境排放统计统一管理要求；删除了涉及行政管理的相关规定。

—— 修改了辐射环境监测的要求。增加了小型模块化核动力厂运行前和运行期间辐射环境监测的要求；增加了运行期间加强场内地下水辐射环境水平监测的规定；删除了涉及行政管理的相关规定。

—— 修改了放射性固体废物管理的要求。删除了“放射性废物在暂存库内暂存期限不应超过5年”的规定。

本标准由生态环境部提出。

本标准起草单位：苏州热工研究院有限公司、生态环境部核与辐射安全中心。

本标准历次版本发布情况为：

——GB 6249-86；

——GB 6249-2011。

# 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免饮用水水源保护区、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。轻水堆核动力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

$2 \times 10^4$  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 <sup>14</sup>	
	碘	3.0×10 <sup>9</sup>	
	粒子（半衰期≥8d）	9.0×10 <sup>9</sup>	
	碳-14	7.5×10 <sup>11</sup>	1.6×10 <sup>12</sup>
	氚	1.5×10 <sup>13</sup>	4.5×10 <sup>14</sup>
液态流出物	氚	7.5×10 <sup>13</sup>	3.5×10 <sup>14</sup>
	碳-14	1.5×10 <sup>11</sup>	
	其余核素	9.0×10 <sup>9</sup>	

- 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 <sup>14</sup>
	碘	2.0×10 <sup>10</sup>
	粒子（半衰期≥8d）	5.0×10 <sup>10</sup>
	碳-14*	3.0×10 <sup>12</sup>
	氚*	6.0×10 <sup>13</sup>
液态流出物	氚*	3.0×10 <sup>14</sup>
	碳-14	6.0×10 <sup>11</sup>
	其余核素	5.0×10 <sup>10</sup>

\*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 对于液态流出物接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 $8 \times 10^6$  Bq/L，碳-14的活度浓度不应超过 $3 \times 10^3$  Bq/L，其他放射性核素活度浓度不应超过表3的要求；对于接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接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
$^{55}\text{Fe}$	190	$^{106}\text{Ru}$	45
$^{63}\text{Ni}$	90	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	70
$^{90}\text{Sr}$	10	$^{124}\text{Sb}$	20
$^{51}\text{Cr}$	40	$^{125}\text{Sb}$	20
$^{54}\text{Mn}$	15	$^{134}\text{Cs}$	15
$^{58}\text{Co}$	200	$^{137}\text{Cs}$	40
$^{59}\text{Fe}$	10	$^{131}\text{I}$	10
$^{60}\text{Co}$	120	$^{133}\text{I}$	10
$^{65}\text{Zn}$	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，但对接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，对接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，并应避免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。

7.3 对小型模块化核动力厂，在发生一次稀有事故时，非居住区边界外任意个人在整个事故持续时间内可能受到的有效剂量应小于 5 mSv。在发生一次极限事故时，非居住区边界外任意个人在整个事故持续时间内可能受到的有效剂量应小于 10 mSv。

7.4 核动力厂营运单位应制订相应的场内核事故应急预案，做好应急准备。制定核事故应急预案时应考虑堆芯熔化的设计扩展工况（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 核动力厂营运单位应根据 6.1 条款要求，分别制定气态流出物和液态流出物的剂量管理目标值。
- 8.1.2 核动力厂的年排放总量应按季度控制。每个季度的排放总量应不超过所批准的年排放总量的二分之一。若超过，则应迅速查明原因，采取有效的改进措施。
- 8.1.3 核动力厂气态流出物应经净化处理后，经由烟囱释入大气环境。
- 8.1.4 核动力厂液态流出物应采用槽式排放方式。液态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，结合场址条件和运行经验反馈进行定期优化。
- 8.1.5 核动力厂营运单位应根据运行经验反馈定期优化流出物排放量申请值。
- 8.2 流出物监测
- 8.2.1 核动力厂营运单位应在气态流出物排放烟囱和液态流出物槽式排放口开展放射性监测，并在排放管线上安装自动报警装置，在气态流出物进入烟囱之前和液态流出物的排放管线上安装排放控制装置。
- 8.2.2 核动力厂气态流出物在线监测项目至少包括惰性气体、碘、粒子；核动力厂液态流出物在线监测项目应至少包括总  $\gamma$  活度浓度。
- 8.2.3 核动力厂营运单位应制定流出物监测大纲，确定分析对象、分析核素、采样位置、采样或分析频次、分析方法、探测限及流出物排放流量或体积测量的内容。流出物监测大纲应根据经验反馈、监测技术进步及时调整和定期优化。
- 8.2.4 核动力厂气态流出物的取样监测项目应包括惰性气体、碘、粒子（半衰期 $\geq 8d$ ）、碳-14 和氚；核动力厂液态流出物的取样监测项目应包括氚、碳-14 和其余核素。对液态流出物中其余核素类别，需要监测和统计的核素应至少包括对公众通过液态途径所受剂量贡献超过 1%或该类别中活度占比超过 1%的核素。
- 8.2.5 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。对低于探测限的测量结果应通过实验分析进行合理估算。
- 8.2.6 核动力厂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损失。
- 8.2.7 核动力厂流出物在线监测系统应保证运行状态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 运行前辐射环境本底或现状调查

- 9.1.1 在核动力厂场址首台机组运行前，营运单位应完成环境本底辐射水平的调查，至少应获得最近连续两年的调查数据。同一场址后续建造机组运行前应获得最近一年的辐射环境现状调查数据。
- 9.1.2 辐射环境本底调查和现状调查的环境介质应结合场址的环境特征和核动力厂机组特性进行确定，一般应包括：空气、地表水、地下水、接纳水体、陆生和水生生物、食物、土壤、水体底泥和沉降物等。

9.1.3 辐射环境本底调查和现状调查的监测内容一般包括：环境  $\gamma$  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  $\gamma$  辐射水平的调查范围的半径一般取 50 km，其余项目的调查范围的半径一般取 20 km~30 km。对小型模块化核动力厂，环境  $\gamma$  辐射水平的调查范围的半径一般取 20 km，其余项目的调查范围的半径一般取 10 km。

## 9.2 运行期间的辐射环境监测

9.2.1 营运单位应在核动力厂场址首台机组运行前制定辐射环境监测大纲。辐射环境监测大纲应根据环境监测的经验反馈和技术进步、场址机组数量和周围环境条件变化，及时调整和定期优化。

9.2.2 在进行运行期间的辐射环境监测时，应与运行前的辐射环境本底（或现状）调查工作相衔接，充分利用运行前辐射环境调查所获得的资料。项目采样点要与运行前辐射环境调查保持适当比例的同位点。辐射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 辐射环境监测的环境介质、监测内容原则上与运行前辐射环境调查相同，并开展场内地下水辐射环境水平的监测。

9.2.4 环境  $\gamma$  辐射水平的监测范围的半径一般取 20 km，其余项目的监测范围的半径一般取 10 km。对小型模块化核动力厂，环境  $\gamma$  辐射水平的监测范围的半径一般取 10 km，其余项目的监测范围的半径一般取 5 km。

## 9.3 环境应急监测

环境应急监测是核动力厂事故应急预案的重要组成部分。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预案中的相关规定执行。

## 9.4 质量保证

核动力厂营运单位应建立辐射环境监测质量保证体系，编制辐射环境监测质量保证大纲，并制定详细的质量控制措施。

## 10 放射性固体废物管理

10.1 核动力厂设计应考虑运行经验反馈，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 营运单位应选择先进的废物处理和整备工艺，采用最佳可行技术，使其在放射性活度和体积两方面保持在可合理达到的尽量低的水平。放射性固体废物装桶前后均应进行放射性监测。

10.3 核动力厂放射性固体废物的处理和贮存，应确保地表水和地下水不被污染。

10.4 营运单位应在核动力厂场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。暂存库内贮存的整备后废物应满足相应类型废物处置设施的接收要求，并及时转运到处置场。

10.5 营运单位应在核动力厂运行前完成放射性固体废物管理大纲的制定。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。放射性固体废物管理范围应涵盖放射性固体废物产生、预处理、处理、整备、贮存和运输等各个步骤，并在运行期间定期优化，确保其符合放射性废物处置前管理的相关要求。

## 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。营运单位应在核动力厂运行前完成初步退役计划的编制，并在核动力厂的整个寿期内维护该计划。营运单位应根据核动力厂的修改、技术进步、退役活动需求的变化以及国家政策的变化更新退役计划。核动力厂退役前，应制定最终的退役计划。

11.2 在核动力厂整个寿期内，营运单位应当考虑退役方面的需要，记录和保留在核动力厂修改和维修活动中获得的关于受污染或被活化的建（构）筑物、系统和设备的信息。

11.3 在退役过程中和退役后，营运单位应开展辐射防护、废物管理、环境监测工作。

## 附录 A

## (资料性附录)

## 轻水堆核动力厂选址假想事故源项确定基本假设

采用大破口失水事故作为选址假想事故的轻水冷却反应堆核动力厂，选址假想事故源项分析应考虑以下基本假设：

## A.1 释放阶段

选址假想事故释放分为间隙释放和压力容器内早期释放两个阶段，各阶段的起始和持续时间见表A.1。起始时间规定为相对于事故发生（即时间=0）的滞后时间。压力容器内早期释放阶段紧随间隙释放阶段之后。假设从堆芯释放到安全壳内的放射性核素释放量在相应释放阶段内以线性方式增加。此外，也可以假设放射性核素在相应释放阶段开始时瞬间释放。

表A.1 选址假想事故的释放阶段

时段	起始时间	持续时间
间隙释放	30 s*	0.5 h
压力容器内早期释放	0.5 h+30 s*	1.3 h
*对于采用管道破前漏技术（LBB）或类似能够极大降低管道瞬间破裂概率技术的机组间隙释放开始时间可以为10 min。		

## A.2 释放份额

事故后堆芯裂变产物向安全壳内释放的份额见表A.2。

表A.2 堆芯裂变产物总量向安全壳内释放的份额

核素组	间隙释放阶段	压力容器内早期释放阶段	总计
惰性气体（Xe, Kr）	0.05	0.95	1.0
卤族元素（I, Br）	0.05	0.35	0.4
碱金属（Cs, Rb）	0.05	0.25	0.3
碲金属（Te, Sb, Se）	0.00	0.05	0.05
钡、锶（Ba, Sr）	0.00	0.02	0.02
贵金属（Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co）	0.00	0.0025	0.0025
镅族（Ce, Pu, Np）	0.00	0.0005	0.0005
镧系元素（La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am）	0.00	0.0002	0.0002
注：上述数据适用于燃料棒最大燃耗低于62GWD/MTU的反应堆。			

## A.3 化学形态

如果反应堆地坑水的pH控制在7或者更大，则应假设由反应堆冷却剂系统释放到安全壳的放射性碘中95%为气溶胶碘、4.85%为元素碘、0.15%为有机碘。这里包括了从间隙和燃料芯块的释放。除了元素碘、有机碘和惰性气体以外，其余的裂变产物假设以气溶胶形态存在。

## A.4 安全壳内放射性核素的去除

### A.4.1 安全壳喷淋去除

如果核动力厂设计中具有安全级的安全壳喷淋系统，并且该系统满足单一故障准则，则可以考虑喷淋系统的去除机制。应使用经证明合理保守的方法来确定去除效率。

### A.4.2 自然去除过程

可考虑安全壳内自然过程（如重力沉降、扩散泳、热泳等）对气溶胶的去除机制。应使用经证明合理保守的方法来确定去除效率。

## A.5 安全壳泄漏的考虑

### A.5.1 单层安全壳泄漏

在事故后最初24 h内，安全壳泄漏率应采用技术规格书中规定的峰值压力下的安全壳泄漏率，24 h后可考虑安全壳泄漏率减半。

### A.5.2 双层安全壳释放

A.5.2.1 对于具有密封性双层安全壳结构的核动力厂，内层安全壳的泄漏按照A.5.1考虑。

A.5.2.2 应考虑内层安全壳直接旁通到环境中的释放途径。释放的份额为内层安全壳泄漏率的一定份额，具体应根据核动力厂的设计和验证进行确定。

A.5.2.3 从内层安全壳泄漏到环形空间的放射性核素，在环形空间内混合稀释后，考虑环形空间一定份额的放射性核素直接泄漏到环境，其余通过专设安全设施过滤系统处理后向环境释放。

## 附录 B

### (资料性附录)

#### 小型模块化核动力厂选址假想事故源项确定推荐方法

小型模块化核动力厂在场址选择阶段确定选址假想事故及事故源项时，可采用以下任一方法：

##### B.1 方法一

采用全堆芯放射性积存量，参照大型水冷反应堆核动力厂选址假想事故源项的计算方法和参数假设确定选址假想事故源项。

##### B.2 方法二

采用概率论、确定论方法，结合工程判断选择小型模块化核动力厂选址假想事故。该事故应包络设计基准事故及预计发生频率 $>10^{-7}$ /堆年的事故序列。

对于确定论方法分析不发生堆芯损伤、概率论方法分析发生堆芯损伤频率极低的小型模块化核动力厂，可以通过工程判断方法构建一个全堆芯燃料包壳破损或部分燃料熔化、安全壳或包容体完好的假想事故，并依此确定选址假想事故源项。

## 附录 C

## (资料性附录)

## 不同热功率反应堆的流出物年排放量控制值调整方法

反应堆流出物年排放量控制值参考以下公式进行调整：

$$Q_i = q_i + (P - 3000) \times f_i$$

式中：Q—调整后的单堆流出物年排放量控制值，Bq/a；

q—表1给出的3000MW热功率反应堆的流出物年排放量控制值，Bq/a；

P—反应堆堆芯热功率，MW；

f—调整因子，见表C.1，Bq/MW·a；

i—各类气态和液态流出物类别。

表C.1 单堆年排放量控制值调整因子

流出物类型	类别	调整因子
气态流出物	惰性气体	$3 \times 10^{10}$
	碘	$1 \times 10^6$
	粒子	$1.5 \times 10^6$
	碳-14	$8.5 \times 10^7$
	氚	$5 \times 10^9$
液态流出物	氚	$8.5 \times 10^9$
	碳-14	$8.5 \times 10^6$
	其余核素	$3 \times 10^6$

## 附录 D

(资料性附录)

## 轻水堆核动力厂典型设计基准事故类别

典型事故	事故类别
装有一回路冷却剂的小管线在安全壳外破裂事故	稀有事故
蒸汽发生器传热管破裂-事故并发碘峰	稀有事故
主蒸汽管道破裂-事故并发碘峰	极限事故
主泵卡转子事故	极限事故
弹棒事故	极限事故
燃料操作事故	极限事故
冷却剂主管道大破口失水事故	极限事故
蒸汽发生器传热管破裂-燃料破损或事故前碘峰	极限事故
主蒸汽管道破裂-燃料破损或事故前碘峰	极限事故