

附件一：

核动力厂环境辐射防护规定  
(GB6249-XXXX)  
修订编制说明

二〇〇七年九月

# 《核动力厂环境辐射防护规定》

## 国家标准修订编制说明

### 一、 标准修订的背景

国家标准《核电厂环境辐射防护规定》(GB 6249-86)是针对轻水堆型陆地固定式核电厂的厂址选择、设计、建造、运行、退役和扩建、改建或变更运行工况所制定的专项环境辐射防护技术标准,该技术标准自1986年12月1日正式实施以来,在促进我国核电事业发展、保护环境、保护公众安全方面发挥了重要作用。同时,我国现有的除核电厂以外的其它相关核设施的环境辐射管理和评价也基本上参照执行该技术标准。

迄今为止,该项标准已实施达21年之久,期间,由于科学技术快速发展,公众对核电的认知度不断加深,核电在我国经历了一个从无到有,从适度发展到积极推进的过程,核电厂址也从早期的一址单堆、一址双堆向一址多堆演进,环境特征较为复杂的内陆核电厂址在国内多个省份不断涌现,核电技术的安全性不断提高。上述新情况使得核电发展早期编制的国标 GB6249-86 在实际应用中遇到了许多与新的核电技术要求和新的厂址环境特征不相适应的情况,从而给环境影响评价、核安全与环境审评带来诸多争议。与此同时,2002年《中华人民共和国放射性污染防治法》等相关的专项新法规和《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002)、《放射性废物管理规定》(GB14500-2002)等与辐射防护相关的专项新标准不断颁布,使得早期制定的 GB6249-86 (下位标准)修订更是迫在眉睫。此外,在 GB6249-86 编制后的二十多年期间,国际辐射防护理论和技术有了很大的进步,术语和概念都有所更新,对应地要求 GB6249-86 中的相关内容也应变化。由此可见,从国家相关法规和技术标准的进步,国际辐射防护理论的发展,以及国家核电发展形势的变化等三个方面,对 GB6249-86 的修订是必要的,也是紧迫的。

GB6249-86 的修订早在九十年代末就已提到议事日程。1998年,受国家环保总局委托,清华大学核能技术设计研究院刘原中教授、中国原子能科学研究院姜希文研究员以及国家环保总局赵亚民研究员曾对 GB6249-86 进行过技术修订,

当时重点修改的内容包括：提出了用于审批厂址假想事故的定义和要求；修改了正常运行工况下放射性流出物排放量的控制值；修改了事故工况的分类及剂量控制值；增加了放射性废物管理的原则要求等，当时形成了 GB6249 修订的报批稿，但由于各种原因，该报批稿一直没有正式发布。因此，目前在核电厂环境辐射防护领域仍采用 GB6249-86 的相关规定。

2005 年，国家环保总局核安全司针对核电厂环境影响评价和技术审评中围绕 GB6249-86 适用性所出现的一系列技术争议，委托苏州热工研究院有限公司负责 GB6249 的修订工作。接到国家环保总局核安全司的修订任务后，苏州热工研究院有限公司成立了杨忠勤、上官志洪、周如明和王丰春等四位同志组成的标准修订小组，并制定了修订计划，明确了任务分工。2006 年上半年，在广泛的国内外资料调研基础上，结合环境影响评价和技术审评的经验反馈，提出了《核电厂环境辐射防护规定》（GB6249-86）主要修订内容设想，并征求国内部分核环境专家的意见。2006 年，国家环保总局科技标准司向国家环保总局核与辐射安全中心下达了《核电厂环境辐射防护规定》（GB6249-86）修订任务。国家环保总局核与辐射安全中心成立了以陈晓秋、岳会国、李冰为主的标准修订小组，并与苏州热工研究院有限公司的标准修订小组商定，明确共同承担该标准的修订工作。标准修订小组聘请了张永兴、姜希文、赵亚民和刘原中作为标准修订的技术顾问。在标准修订小组的努力下，编制了 GB6249-86 修订首次研讨会讨论稿，并完成了相关的编制说明，国家环保总局于 2006 年 11 月 10 日至 11 日主持召开了 GB6249-86 修订的首次研讨会，会上与会领导和专家与标准修订小组的技术人员对讨论稿进行了充分的讨论，基本上肯定了讨论稿中提出的对 GB6249-86 修订的总体框架，但要求对争议较大的厂址选择和正常运行期间的环境辐射防护要求两大部份内容开展专题研究。会后，苏州热工研究院有限公司的陈洋和张晓峰加入标准修订小组，具体负责两个专题的研究工作。在两个专题研究成果的基础上，2007 年 4 月形成了《核动力厂环境辐射防护规定》修订讨论稿，并提交国家环保总局于 2007 年 4 月 24 日至 26 日召开的第二次研讨会讨论。会后根据讨论会专家意见，对 GB6249-86 修订讨论稿再次修改后，于 2007 年 7 月形成了 GB6249 的征求意见稿，上报国家环保总局。

## 二、 标准修订原则

本次修订时遵循如下原则：

- 1、本标准的格式遵循国家对标准的具体格式要求。
- 2、根据现行核安全法规的相关要求，本次修订将标准名称定为“核动力厂环境辐射防护规定”。本标准仅考虑与核动力厂环境辐射防护相关的规定和技术要求。
- 3、本标准与新近颁布的法规和标准的具体要求相协调：
  - 对于《中华人民共和国放射性污染防治法》（2003年）中已明确的管理要求，将不再在标准中予以体现。
  - GB6249 作为一项专项的辐射防护标准，相关条款内容服从或严于《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB18871-2002）中的相关规定。
  - GB6249 修订时，应注重相关条款与现已生效的其它相关标准（如《放射性废物管理规定》（GB14500-2002）等）之间的一致性，其它相关标准中的相关内容可以为 GB6249 所沿用。
- 4、参考国际上核电先进国家针对核动力厂环境辐射防护方面的法规要求，尤其关注随着核电技术的进步，相关法规要求出现的变化。
- 5、充分反映国内运行核电厂的经验反馈，以及国家在对核电厂二十多年审评中累积的相关技术要求。
- 6、反映八十年代以来国际上有关环境辐射防护的研究并推荐应用的成果。
- 7、考虑 1998 年开展修订时所涉及的相关内容。

### 三、 对标准内容所作修订的说明

#### （一） 总体框架的变更

原标准中正文共包括九个部分，分别为：总则、选址要求、在正常运行工况下的剂量限值和排放量控制值、事故应急防护水平、流出物的排放管理、环境监测与流出物监测、放射性废物的贮存和运输，核电厂的退役，以及附录“名词术语定义”。

在本标准修订时，依据国家标准的一般格式要求，对本标准的总体框架进行

了调整。在标准中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术语定义移至标准的第三部分给出。此外，在修订时，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”中的相关条款要求在修订时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”。

修订后本标准包括十一个部分内容，包括：适用范围、引用标准、定义、环境辐射防护总则、厂址选择要求、运行状态下的剂量约束值和排放控制值、事故工况下的辐射防护要求、流出物排放管理和流出物监测、辐射环境监测、放射性废物管理，以及核动力厂的退役。

## （二）修订内容的说明

### 1、 适用范围

原标准在 1.2 条款中明确标准的适用范围仅为“各种轻水堆型的陆地固定式核电厂”，同时指出核热电厂也适用。但在该标准的二十多年的实际使用中，几乎国内所有的核动力厂的评价和审评均将该标准作为一项重要的技术依据。虽然 1993 年国家曾颁布了《核热电厂辐射防护规定》（GB14317-1993）作为针对核热电厂的专项辐射防护标准，但该标准在新近的国家标准清理中已被废止。考虑到随着我国核技术的发展，除了大量的轻水堆型核电厂建设和运行外，重水堆核电厂也已投入运行，低温供热堆、海水淡化堆等商用级别的核动力厂也在筹建之中，为了满足国内核动力厂评价和审评的要求，标准修订时将本标准的适用范围从核电厂适当扩展至核动力厂。

与此同时，考虑到国内正在研制的高温气冷堆、快堆等核动力堆的机理与现有的轻水堆或重水堆存在较大的区别，较难制定一套统一的准确而具体的环境辐射防护规定。因此，标准修订时将适用的核动力厂界定在“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”，但同时指出对于“其它堆型”，则“可参照执行”。

对于本标准的适用范围，根据核安全法规的相关定义，将原标准 1.3 条款中

的“改建或变更运行工况”修订为“修改”，其余的适用范围保持不变。修订后的适用范围为“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”。

## 2、 引用标准

原标准中没有这一部分内容，本次修订中按照国家标准的格式，给出本标准修订时所引用的相关上位标准，主要包括 2002 年颁布的《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002)和《放射性废物管理规定》(GB14500-2002)。

## 3、 定义

原标准的名词和术语定义给在附录 A 中，共给出了 9 个相关的名词和术语定义。在本标准修订中，依据国家标准的格式要求，将名词和术语定义转移到标准的第三部分给出，同时取消原标准的附录 A。

修订时对原标准中的若干名词做了新的解释，并对修订标准中涉及的原未作规定的名词或近年来出现的新名词，如剂量约束、剂量目标管理值、多堆厂址等给出了具体定义。

### (1) 核设施

本标准在修订时将适用范围适当扩大为核动力厂，并将适用的核动力厂界定为“采用轻水堆或重水堆发电以及其他供热应用的陆上固定式核设施”，为此引入了《中华人民共和国放射性污染防治法》中有关核设施的相关定义。

### (2) 非居住区、规划限制区

非居住区和规划限制区是核动力厂环境辐射防护规定中的两个重要的名词，在原标准中，定义了非居住区和限制区的概念。本次标准修订时，考虑到《中华人民共和国放射性污染防治法》规定了核动力厂厂址周围要设置规划限制区，因此，标准修订时将原标准中的限制区改为规划限制区。

参照美国联邦法规“反应堆厂址准则”(10 CFR 100)和我国核电厂多年的实践，对原标准中上述两个区的定义在语句上稍做调整。其中对于规划限制区，针对该区的设置目的，定义时强调了其可实施性(“由省级人民政府确认的”)，

同时也强调了该区的设置与核事故应急之间的关系。

### (3) 多堆厂址

在一个较小的区域内建设多个核动力堆是我国核电发展二十多年内逐步出现的新现象，且随着我国核电发展的步伐加快，该现象将会越来越多。对于此类多堆厂址，审管部门要求营运单位在环境辐射防护方面实施统一管理。

为了使多堆厂址有效确定相关的管理措施，首先必须确定多堆厂址的范围。本次标准修订时，根据现有的实践，将多堆厂址界定为“各反应堆的规划限制区发生重叠的核动力厂厂址”。

### (4) 剂量约束、剂量管理目标值

原标准对于正常运行工况下的公众环境辐射防护给出了剂量限值的概念。根据新近颁布的《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002)，原标准中的剂量限值应为剂量约束值更为恰当。因此，在标准修订时，引入了《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002)中对于剂量约束的相关定义。

剂量管理目标值是核动力厂评价和审评中备受关注的內容，为此，标准修订时根据核动力厂评价和审评实践，定义了剂量目标管理值的概念，定义中强调了依据设计和运行经验反馈对剂量管理目标值的不断优化。

### (5) 运行状态、事故工况、设计基准事故、严重事故

标准修订中，对所涉及的运行状态、事故工况、设计基准事件和严重事故的名词解释，均引入了新近发布的《核动力厂设计安全规定》(HAF102)中的相关定义。

### (6) 稀有事故、极限事故

原标准中将设计基准事故按发生概率和事故严重程度划分为大事故和重大事故两类。1998年在对标准修订时，对该种划分方法进行了调整，将设计基准事故按新的发生概率和事故严重程度划分稀有事故和极限事故两类，同时指出极限事故是设计的包络事故。

本次标准的修订参考了1998年标准修订中的相关考虑，将设计基准事故划分为稀有事故和极限事故两类，但在两类事故的定义中，则综合参考了1998年修订的内容、法国RCC-P准则和美国ANSI/18.2标准给出的相关定义。

### (7) 假想的堆芯裂变产物释放事故

原标准采用最大可信事故作为厂址审批阶段的事故释放源项，但并未明确该源项的确定方法。在我国二十多年的厂址选择过程中，对于最大可信事故源项的确定基本上参考了美国七十年代初颁布的“评价压水堆失水事故潜在放射性后果所采用的计算假定”(NRC RG1.4)中给出的方法，该方法给出了事故时放射性物质的释放比例，明确了事故时相关专设安全设施对放射性物质的去除作用和安全壳保持完整性的假定。1998年在修订本标准时，修订人员放弃了最大可信事故的概念，取而代之“假想的堆芯裂变产物释放事故”概念，用于厂址审批阶段的事故释放源项，并给出了确定该源项的计算方法，但该方法仍未明确事故时专设安全设施相关去除作用是否有效。

在新近核电厂址的评价和审评过程中，对于用于厂址审批的事故释放源项的确定存在较大的分歧，主要问题是在事故过程中是否应该考虑相关专设安全设施的去除作用。为此，在本标准修订过程中，对于用于厂址审批的事故释放源项的确定进行了专项研究，通过广泛的国外资料调研和对国内已有核电厂址的计算分析，结果表明：

- a) 出于对核电安全的考虑，美国在上世纪六十年代颁布了《动力堆和实验堆厂址距离因子的计算》(TID-14844)，将厂址论证阶段的事故源项界定为全堆熔化，且明确事故时专设安全设施的去除作用不予考虑。按照该技术文件确定的事故源项过于保守，其直接结果是确定的厂址距离因子过大，影响了核电厂址选择的范围。以 1000MWt 的机组为例，按照事故后 2h 时间间隔计算得出的禁区（非居住区）边界为 0.67 英里，即 1.07km，而低人口区（规划限制区）外边界要达到 10.3 英里，即 16.5km。为了解决 TID-14844 所确定的厂址距离因子过大的问题，上世纪七十年代初，随着对核电技术认识的深入，在技术研究和经验反馈的基础上，美国颁布了“评价压水堆失水事故潜在放射性后果所采用的计算假定”(NRC RG1.4)，其中明确在事故源项确定时可以考虑喷淋的去除作用。2003 年，美国又颁布了《用于评估轻水型核动力反应堆设计基准事故放射性后果的方法和假设》(NRC RG1.195)，该导则明确指出，“自从 TID-14844 发布以来，在对严重的核电厂事故的裂变产物释放时序、大小和化学形式的认识方面，有了重大的进展”。“编制本导则是为了与

TID-14884 源项的释放份额和时间进程以及 10 CFR 100.11 中规定的全身和甲状腺剂量协调一致。” RG1.195 在 TID-14844 的基础上，发展了对 BWR 和 PWR 的事故源项假定，在其给出的事故源项假定中，同样承认了专设安全设施的有效性。

- b) 法国在 RCC-P 中，对于全堆熔化的大破口失水事故，其源项计算假定基本上与美国 RG1.4 中给出的假定类似，所不同的是，在对事故释放的碘的去除上，除了考虑喷淋的去除作用外，还考虑了堆内壁面沉积的 50% 的去除作用。因此，法国给出的事故源项比基于美国 RG1.195 得出的事故源项要小一倍。
- c) 对国内湖北大畈、湖南小墨山、福建宁德、广东岭澳和浙江秦山五个核电厂址，依据 CPR1000 核电机组，参照 TID-14844 的事故源项假定进行了事故后果计算。对比 GB6249-86 的接受准则，可以确定各个厂址的非居住区半径。计算结果表明：湖北大畈厂址的非居住区半径将达到 11.9km，扩散条件相对较好的广东岭澳和福建宁德两个沿海厂址，非居住区半径也要大于 6km，扩散条件最好的浙江秦山核电厂址，非居住区半径为 3.7km。即使采用美国的事故后 2h 的剂量接受准则，湖北大畈厂址的非居住区半径也要达到 7.5km，扩散条件相对较好的广东岭澳和福建宁德两个沿海厂址，非居住区半径要大于 3.5km，扩散条件最好的浙江秦山核电厂址，非居住区半径为 2.1km。在我国人口众多、土地资源紧张的实际情况下，确定如此大面积的非居住区是很难想象的。因此，TID-14844 确定的事故源项显然过于保守，不利于我国核电的进一步发展。

基于上述的分析结论，在本次标准的修订时，决定用“假想的堆芯裂变产物释放事故”概念替代原标准中的“最大可信事故”概念，用于评价厂址非居住区、规划限制区的边界。同时对于水冷核动力反应堆，明确要求该事故考虑全堆熔化，且事故发生时，堆芯裂变产物通过安全壳向环境泄漏。事故过程中可以考虑相关专设安全设施的作用。为了给评价安全性能更好的核动力反应堆（如海水淡化堆）留有进一步分析余地，标准修订时又明确要求如在厂址论证时不考虑全堆熔化，则必须进行充分有效的论证。

#### 4、 环境辐射防护总则

修订后的标准第四部分给出了“环境辐射防护总则”，对应于原标准的第一部分“总则”。原标准中第一部分共包括8条规定，修订后包括7条规定。对其修订的考虑如下：

- a) 考虑到国家标准的格式要求，删除原标准的1.1条款（标准编制依据），同时将原标准的1.2条款和1.3条款合并，适当修订条款内容后，纳入修订后标准的第一部分“适用范围”。
- b) 原标准1.4给出了“辐射防护原则”，共包含了四条规定，前三条规定涉及辐射防护的“正当性”、“最优化”和“剂量限制”，在参照GB18871-2002和1998年修订时的相关考虑基础上，对这三条规定内容进行适当修订，纳入修订后标准的4.1、4.2、4.3条款。至于原标准中的1.4.4款“在应用这些原则时，应考虑现在的实践在未来岁月里所造成的剂量负担”，考虑到其实际可操作性不强，在修订中删除。其理由包括：“剂量负担”几乎无法按一般可信度计算；国内环境影响评价实践中均没有考虑这一剂量负担；目前强调的“废物最小化”原则，包含了现在的实践在未来岁月里所造成的剂量负担相当多部分的考虑，且远比剂量负担涵义深广得多，也更具可操作性。
- c) 考虑到新近颁布的《中华人民共和国放射性污染防治法》中已体现了原标准中的1.5条款（“三同时”制度）、1.6条款（“环境影响评价”）、1.7条款（“环境影响报告书审批”）和1.8条款（“对核电厂的检查、监督”）要求，因此，在标准修订时，不再对上述条款内容予以重复规定。
- d) 根据我国二十多年核电厂评价和审评的经验反馈，增加了多堆厂址在环境辐射防护方面的统一管理（4.4条款）、全寿期废物最小化（4.5条款）和环境保护设施的运行经验反馈及持续改进（4.6条款）的相关要求。
- e) 考虑到本次标准修订后，适用范围不仅包括核电厂，而且还包括低温供热堆和海水淡化堆等以供热应用为主的核动力厂，而这些核动力厂的建设目的决定了其必须靠近城镇（用户），因此，对于这类核动力厂，修订后的标准增加了设计要求（4.7条款）。该要求在已废止的国标《核热电厂辐射防护规定》（GB14317-1993）中也有类似规定。

## 5、厂址选择要求

修订后标准的第五部分内容包括了 9 条规定，是对原标准第二部分内容的修订。修订时考虑的相关因素如下：

- a) 核电厂址的选择必须考虑与当地的的城市或工业发展规划、土地利用规划之间的相容性，同时要求选址避开饮用水水源保护区、自然保护区、风景名胜區、生态脆弱区等环境敏感点（5.1 条款）。增加该条款的原因在于国家环保总局近年在审批建设项目时，已明确要求项目选址必须考虑上述要求。
- b) 原标准中的 2.1 条款基本予以保留（5.2 条款）。
- c) 根据国际上核动力厂厂址选择的法规要求和经验反馈，厂址选择过程中对场外应急计划可行性的考虑是影响厂址成立与否的关键因素之一。因此，标准修订时，增加了论证实施场外应急计划可行性的相关要求（5.3 条款）。
- d) 根据国内二十多年核环境评价和审评的经验反馈，放射性废物的安全处置的落实是影响核动力厂建设项目审批的重要考虑因素，为此，修订后的标准增加了这方面的相关要求（5.4 条款）。
- e) 原标准中没有厂址比选的要求，但在国家环境保护局发布的《核电厂环境影响报告书的内容和格式》（NEPA-RG1）中有相关的规定。本标准在 1998 年修订时，曾考虑将厂址比选的要求纳入标准。据了解，在美国的“早期厂址许可”（10CFR52）的环境影响分析中，也明确要求进行厂址比选。因此，本标准修订考虑增加厂址比选的要求（5.5 条款）。
- f) 原标准的 2.3 条款规定在厂址周围设置非居住区和规划限制区，并从行政上明确给出了两个区的范围。标准修订后，同样要求在厂址周围设置非居住区和规划限制区，但强调两个区的范围应从技术层面确定（5.6 条款），同时也保留了原标准规定的边界离反应堆的最小距离。为了使得非居住区的确定更具灵活性，非居住区确定时可考虑厂址的地形、地貌、气象、交通等具体条件。此外，由于核动力厂的范畴还包括了以供热为目的的核热电厂和核能海水淡化厂等，这些核动力堆出于经济上的考虑不会离城镇和居民太远，设置过大的规划限制区将不现实。因此，

标准修订时参照了核安全法规技术文件《低温核供热堆厂址选择安全准则》(HAF.J0059)中的要求,明确规定如果此类堆允许不考虑场外应急,可以设置不小于 250m 的非居住区以及不小于 2km 的规划限制区。

- g) 原标准的 2.2 条款和 2.4 条款对厂址周围的人口分布提出了具体要求,但没有给出定量的数据,不具有可操作性。本次标准修订时,保留了鼓励在人口密度相对较低、地区平均人口密度相对较小地区选址的要求,但删除了离 10 万人口的城镇和距 100 万人口以上大城市距离的规定(5.7 条款)。其主要考虑如下:

- 在核动力厂选址过程中对于厂址周围人口密度以及至大城市距离等方面作出限制或提出要求,目的是限制在人口密集地区选址,以控制核动力厂运行可能给社会带来的总风险。但随着技术的进步,对于核电运行的总社会风险的认识也在逐步深入,如在美国 NRC 的政策声明 SECY-00-0077 中提及:1983 年时,NRC 指出,在应用癌症死亡率目标时通常考虑受到重要风险的公众是 50 英里范围内的公众。而到了 1986 年,NRC 已经认为受到重要风险的公众是 10 英里范围内的公众,较远距离处公众受到风险的份额较低。核安全导则《核电厂厂址选择及评价的人口分布问题》(HAD101/03)中也明确指出:“从国际核能发展的经验看,初期是把厂址选择在尽可能离开人口中心和人口密度尽可能低的区域。随着经验积累和技术进展,目前已经证明把厂址选择在离开人口中心但具有较高人口密度的区域也是可行的”。美国联邦法规“反应堆厂址准则”(10 CFR 100)中指出:“对于离开人口中心但不是位于低人口区的特定厂址,在确定其可接受性时要综合考虑可使厂址被接受的安全、环境、经济或其它因素”。因此,过分强调核电选址与 10 万人口的城镇和 100 万人口以上大城市的距离要求不利于核电的发展,也与世界核电技术的进步不相协调。
- 事实上,从国外核电厂址的选择实践上来看,已有不少核电厂至大城市距离非常近。如法国布热(Bugey)核电厂离法国第二大城市里昂(约 120 万人)约 30km;加拿大皮克林重水堆核电厂离多伦

多（2003 年约 248 万人）32km；比利时都尔（Doel）核电厂离安特为普（2004 年约 46 万人）只有 15km 等等。

- 我国人口众多，土地资源紧张，核电厂址资源宝贵。在核电厂厂址选择中过于强调厂址周围的人口分布，特别是对离大的人口中心的距离做出强制规定，将极大地限制我国核电厂选址的范围，不利于我国核电的持续发展。
  - 考虑到厂址周围的人口分布不仅与总的社会风险有关，而且与场外应急计划实施的可行性密切相关。为了防止在离人口中心特别近的区域选址，妨碍未来应急计划的实施，标准修订时增加了对厂址 5km 范围内和 10km 范围内人口中心的要求，相关的人口数量主要是结合我国国情以及现有核电厂址选择的经验反馈提出。
- h) 标准修订时，增加了有关多堆厂址非居住区和规划限制区的确定原则（5.8 条款）。
- i) 原标准 2.5 条款给出了事故情况下的剂量接受准则，对这方面的修订（5.9 条款），主要考虑了美国联邦法规“反应堆厂址准则”（10 CFR 100）、《用于评估轻水型核动力反应堆设计基准事故放射性后果的方法和假设》（NRC RG1.195）、法国 RCC-P、日本《反应堆厂址审查导则及评定标准》（1964 年）的相关要求，同时也考虑了我国多年核电厂址评价和审查的经验反馈。主要的修订考虑如下：
- 根据国际剂量学的发展，采用了新的剂量学量，用有效剂量替代有效剂量当量，用甲状腺当量剂量替代甲状腺剂量当量。
  - 参照国外相关法规和技术导则的要求，将原标准对于事故后 8h 非居住区边界上公众的剂量接受准则，修订为对于事故后 2h 非居住区边界上公众的剂量接受准则，同时，将原标准针对甲状腺的剂量接受准则从 2.5Sv 修订为 3Sv。此外，标准修订后增加了对于整个事故持续期间（可取 30d）规划限制区边界内公众的剂量接受准则。
  - 考虑到我国人口众多的国情，采用集体剂量加以评价和控制社会风险是可行的。根据与我国同样具有人口密度大特点的日本 1964 年发布的法规《反应堆厂址审查导则及评定标准》，对于公众集体剂

量只针对集体有效剂量做出相关规定，并没有对集体甲状腺当量剂量做出规定。考虑到原标准中针对集体有效剂量和集体甲状腺当量剂量采用相同限值不尽合理，在我国核电厂厂址选择的实践中，集体甲状腺剂量往往成为评定厂址人口分布的制约因素。因此，标准修订时保留了原标准针对半径 80km 范围内公众群体集体有效剂量的接受准则，删除了针对半径 80km 范围内公众群体集体甲状腺当量剂量的接受准则。

## 6、 运行状态下的剂量约束值和排放控制值

修订后标准的第六部分内容包括了 7 条规定，是对原标准第三部分内容的修订。相对于原标准第三部分名称“在正常运行工况下的剂量限值和排放量控制值”，修订后的名称“运行状态下的剂量约束值和排放控制值”在内容上有所变化。首先将原适用范围从“正常运行工况”适当扩展为包括正常运行工况在内的“运行状态”，从而使得标准的覆盖范围更为完整。其次，依据《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002)的相关要求，将原标准的剂量限值要求改变为剂量约束值的要求，同时，增加了对核动力厂的放射性流出物实施排放总量和排放浓度双重控制的规定。随着国家核电选址从沿海逐步向环境敏感点众多的内陆推进，对排放的放射性流出物进行浓度控制有助于对核动力厂的排放实施实时监管，并加强排放废水与现有的相关环境水质标准之间的联系（均是浓度要求），从而使公众对核动力厂的环境安全更有信心。将原标准的排放量控制要求，扩展为包括排放量和排放浓度在内的排放控制要求。本部分内容的相关修订说明如下：

- a) 将每座核电厂的剂量约束值要求扩展为对于多堆厂址所有核动力堆的剂量约束值要求。根据 ICRP 的相关研究，一年中不大于 0.3mSv 的辐射防护剂量约束值可能是合适的，原标准制定了 0.25mSv 的剂量约束值，可以满足作为公众个人剂量约束的需要，该值在标准修订时予以保留（6.1 条款），以体现在环境辐射防护方面的统一管理。此外，根据我国核动力厂评价和审评的经验反馈，增加了对核动力厂营运单位制定年剂量管理目标值的具体要求（6.1 条款）。

b) 原标准是对每座压水堆型核动力厂实施气载和液体放射性流出物年排放总量的控制，并在 3.2 条款中给出了相关放射性流出物排放总量的年控制值。在对这部分内容进行修订时，修订人员调研了美国、法国、加拿大等国针对放射性流出物排放控制要求，同时分析了法国 EDF 电厂近年来放射性流出物的排放水平、UNSCEAR 2000 年报告给出的全球各类核电厂放射性流出物的排放水平、以及我国现有的核电厂历年放射性流出物的排放水平，参照 1998 年标准修订时对于放射性流出物年排放总量控制要求所作的考虑，在此基础上，制定了 6.2、6.3、6.4 三条条款的组合，以规定核动力厂放射性流出物年排放量的控制。修订时的相关考虑如下：

- 按堆、按功率实施放射性流出物年排放总量的控制，并给出针对 3000MW 热功率反应堆放射性流出物年排放总量的控制值。
- 根据法国对核电厂放射性流出物排放的管理要求，对于热功率大于或小于 3000MW 的反应堆，要求根据其功率对年排放总量控制值进行适当调整。
- 针对 3000MW 热功率反应堆，气载放射性流出物中惰性气体、碘、粒子（半衰期 $\geq 8d$ ），以及液体放射性流出物中除氚外其余放射性核素的年排放总量控制值的确定均是原标准中相应值的 1/4。同时增加了气载放射性流出物中碳 14 和氚的控制值，对于压水堆，碳 14 的年排放量控制值的确定引用了法国 1300MWe 核电站的相关排放控制值，氚的年排放量控制值的确定引用了“核燃料循环放射性流出物归一化排放量管理限值”（GB13596-92）中的相关排放控制值；对于重水堆，则参考了加拿大重水堆运行的相关经验反馈以及 UNSCEAR 2000 年报告的相关排放水平。至于液体放射性流出物中的氚的年排放量控制值，在充分分析相关核电机组设计文件、我国已有电厂运行经验反馈、法国相关法规的控制要求、法国 EDF 电厂近年的排放水平、以及 UNSCEAR 2000 年报告的相关排放水平的基础上，对于压水堆定为 50TBq/a（低于 1998 年标准修订时所定的 75TBq/a），对于重水堆定为 350TBq/a。

- 除了按堆进行放射性流出物年排放总量控制外，标准修订时还加强了对于多堆厂址的各类放射性流出物总的年排放总量的控制：对于多堆厂址所有机组的年总排放量应控制在每堆排放量的4倍以内。
- c) 与原标准不同的是，修订后的标准6.2、6.3、6.4三条条款确定的放射性流出物年排放总量并不是核动力厂申请放射性流出物排放量的基础，而是确定核动力厂放射性排放量设计目标值的基础。至于核动力厂放射性流出物排放量的申请，修订后的标准明确要求以放射性排放量设计目标值为基础，根据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确定，并在核动力厂的运行过程中定期修订（6.5条款）。显然，该条款明确了目前核动力厂评价和审评中涉及的标准规定的年排放总量控制值、设计目标值以及放射性流出物排放量的申请值之间的关系。
- d) 保留原标准5.3条款中对于排放量申请值按季度进行控制的要求（6.6条款）。
- e) 标准修订时增加了对于核动力厂液体放射性流出物排放的浓度控制规定，并根据受纳水体环境敏感性的不同，对于滨海厂址和内陆厂址分别制定了各自的排放浓度控制值。在我国现有的环保法规中，放射性物质属于一类污染物，应在车间排放口监测，以满足达标排放的要求，决不允许稀释排放。因此，对于核动力厂，将排放浓度控制定在排放罐出口处。至于排放的浓度控制，根据我国现有滨海核电厂以及内陆核设施排放的运行经验反馈，将滨海核动力厂的液体放射性流出物中除氙外其他放射性核素浓度控制在3700Bq/L以下，将内陆核动力厂的液体放射性流出物中除氙外其他放射性核素浓度控制在370Bq/L以下。同时对于内陆核动力厂，考虑到其水环境的敏感性，参照国家现有的环境水质标准中针对放射性核素的浓度要求，规定排放口下游1km处受纳水体中总 $\beta$ 放射性浓度不得超过1Bq/L（6.7条款）。

## 7、事故工况下的辐射防护要求

修订后标准的第七部分“事故工况下的辐射防护要求”是对原标准第四部

分“事故应急防护水平”的修订。修订后的内容包括了 3 条规定，修订时的相关考虑如下：

- a) 根据《核动力厂设计安全规定》(HAF102)中的相关内容，对事故工况进行重新分类(7.1 条款)。
- b) 由于修订后的标准已将预期运行事件纳入运行状态，其环境影响评价的要求已在修订后标准的第六部分中体现，因此，标准修订时删除原标准 4.2 条款规定。
- c) 标准修订后，稀有事故和极限事故分别对应于原标准的大事故和重大事故。两类事故的剂量接受准则，则根据《用于评估轻水型核动力反应堆设计基准事故放射性后果的方法和假设》(NRC RG1.195)和法国 RCC-P 中的相关要求适当修订，即分别对应于事故后 2h 非居住区边界上公众以及整个事故持续时间内规划限制区边界上公众制定相应的剂量接受准则，具体的剂量限值与原标准中给出的各类事故的相关剂量限值是相一致的(7.2 条款)。
- d) 原标准 4.4 条款明确了厂址选择阶段的事故评价原则，在标准修订时，这部分的规定已在第五部分“厂址选择要求”中体现，本部分中不再重复要求。
- e) 由于《中华人民共和国放射性污染防治法》已明确规定核动力厂营运单位必须制定应急计划，上报国家相关主管部门审批，因此，本标准在修订时，对于原标准 4.5 条款的规定不再重复要求，但增加了严重事故源项作为确定应急计划区源项的相关要求(7.3 条款)，这与目前核动力厂在制定应急计划时的相应考虑是一致的。
- f) 原标准 4.6 条款中规定的事故应急干预水平已不符合国家目前针对核动力厂事故应急的相关规定，考虑到国家在核动力厂事故应急方面已制定了一整套专门的管理要求和相应的标准，因此，本标准在修订时不再另行做出规定。
- g) 原标准 4.7 条款明确了核电厂在事故应急时的相关行动要求，在标准修订时，考虑到关于核电厂事故应急的管理已另有法规规定，本标准不再做出规定。

## 8、 流出物排放管理和流出物监测

修订后标准的第八部分是对原标准第五部分“流出物的排放管理”以及第六部分中的“流出物监测”的相关内容的修订。修订后标准的第八部分包括两小部分内容，分别对应于“流出物排放管理”和“流出物监测”，上述两小部分内容分别有4条和6条的相关规定，对于相关条款的修订考虑如下：

- a) 原标准 5.1 条款规定了核电厂营运单位制定放射性流出物管理目标值的依据，在修订后的标准中，该方面的要求已充分反映在 6.5 条款中。
- b) 原标准 5.2 条款在修订后的标准中基本予以保留（8.1.1 条款）。
- c) 原标准 5.3 条款关于年排放总量应按季度控制的规定已移到本标准 6.6 条款中。
- d) 依据《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB18871-2002）的相关要求，增加了对核动力厂液体放射性流出物必须实施槽式排放的相关要求（8.1.2 条款）。
- e) 原标准 5.3 条款要求核动力厂的排放口设置必须避开相关的环境敏感点，该要求在修订后的标准中基本予以保留。但关于环境敏感点，修订后的标准中增加了“集中的游泳娱乐场所”。此外，根据我国相关环境保护法规的要求，修订后的标准要求排放口增加明显的警示标志。考虑到内陆核电厂址周围水环境的敏感性，参照修订后标准 6.7 条款的相关排放浓度控制要求，明确要求“在排放口下游 1km 范围内禁止设置饮用水取水设施”（8.1.3 条款）。
- f) 根据我国核动力厂多年环境影响评价和技术审评的经验反馈，核电厂址周围水体的近岸区域往往环境敏感点相对集中，且岸边沉积物外照射又是重要的照射途径，甚至是关键途径，因此，对于多堆厂址如设置过于分散的多个液体放射性流出物排放口，将不利于对核动力厂的排放口进行管理，同时液体放射性流出物的排放对厂址周围水体近岸区域环境影响的范围会加大。此外，对于多堆厂址如设置过于分散的多个液体放射性流出物排放口，还会加重核动力厂在运行期间辐射环境监测的工作量。基于上述考虑，标准制订时对多堆厂址液体放射性流出物排放口的设置做出了相关的规定（8.1.4 条款）。

- g) 原标准 5.5 条款关于核动力厂营运单位应加强运行经验反馈、实施持续改进的相关要求，在修订后的标准中已在 4.6 条款予以体现。
- h) 原标准对于核动力厂的流出物监测要求反映在 6.3 条款中，修订后标准的 8.2.1 条款基本上保留了原标准 6.3 条款的要求，并且更明确地要求核动力厂营运单位在开展流出物监测前，必须制定流出物监测大纲，同时强调了对监测结果的分析评价，并及时上报有关监管部门。这些增加的要求与现有核动力厂相关的实际工作是一致的。
- i) 参考 1998 年对标准修订时曾作的考虑，对于核动力厂的流出物监测，修订后的标准中明确给出了相关监测项目（8.2.2 条款），同时，对于流出物监测的取样代表性（8.2.4 条款）和监测仪表量程覆盖范围（8.2.5 条款）增加了明确的要求。
- j) 根据我国多年核动力堆环境影响评价和技术审评的经验反馈，对于流出物监测，修订后的标准增加了一些相关的技术要求，包括：流出物监测中的质量保证和低于探测限的监测数据的统计分析要求（8.2.3 条款），流出物取样系统的设计要求（8.2.4 条款），以及核动力厂营运单位配合相关环境保护行政主管部门实施流出物监督性监测的要求（8.2.6 条款）。上述条款均有利于核动力厂流出物监测的管理，保证流出物监测数据的可靠性。

## 9、 辐射环境监测

修订后标准的第九部分是对原标准第六部分中的“环境监测”的相关内容的修订。修订后标准的第九部分包括了 4 条相关规定，其中涉及“运行前的环境调查”和“运行期间的常规环境监测”方面的相关规定，又分别有 4 条和 5 条的相关要求。这部分内容修订时考虑的相关因素如下：

- a) 参考 1998 年标准修订时所作的相关考虑以及近年核动力厂环境影响评价和技术审评的经验反馈，对原标准 6.1 条款“运行前的环境调查”进行了相应的修订。包括：
  - 明确开展运行前环境调查的时间是在核动力厂首次装料前，而不是原标准的试运行前；同时，针对核动力厂的扩建，明确所开展的工

- 作不是本底辐射水平调查，而应是现状辐射水平调查（9.1.1 条款）。
- 保留了原标准规定的调查环境介质，但强调调查环境介质的最终确定应结合厂址的环境特征和核动力厂机组特征（9.1.2 条款）。
  - 保留了原标准对监测内容的规定（9.1.3 条款）和对调查范围的要求（9.1.4 条款）。
  - 考虑到核动力厂的“三关键”并不是单纯通过运行前的环境监测而确定的，因此，标准修订时删除了原标准 6.1.2 的相关要求。
- b) 参考 1998 年标准修订时所作的相关考虑以及近年核动力厂环境影响评价和技术审评的经验反馈，对原标准 6.2 条款“常规辐射环境辐射监测”进行了相应的修订，条款名称修订为“运行期间的常规环境辐射监测”，具体内容包括：
- 将原标准规定在试运行后开展常规环境辐射监测修订为在首次装料前制定环境监测大纲，在首次装料后，依据环境监测大纲开展常规环境辐射监测。同时对于原标准关于对监测数据及时分析评价并上报相关环境保护行政主管部门的要求予以保留（9.2.1 条款）。
  - 保留了原标准要求的开展常规环境辐射监测时要充分利用运行前辐射环境调查的资料要求以及关注“三关键”的要求。但修订后的标准更加强调常规环境辐射监测与运行前辐射环境调查之间的联系（9.2.2 条款）。
  - 关于常规环境辐射监测的环境介质和监测内容，修订后的标准基本上保留了原标准的相关要求（9.2.3 条款）。
  - 关于常规环境辐射监测的范围，参照 1998 年标准修订时所作的相关考虑以及我国现已运行核电厂的经验反馈，对原标准的要求进行了修订，对所要求的监测范围适当减小（9.2.4 条款）。
  - 修订后的标准增加了对于环境监测大纲进行定期优化的规定，要求核动力厂的营运单位应依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对环境监测大纲定期优化（9.2.5 条款）。
- c) 关于事故环境应急监测，依据 1998 年标准修订时所作的相关考虑，对原标准的相关条款进行修订（9.3 条款）。

- d) 关于环境监测中的质量保证，则保留原标准的相关要求（9.4 条款）。
- e) 由于《中华人民共和国放射性污染防治法》中已明确规定相关环境保护行政主管部门对核动力厂开展监督性监测的责任，原标准 6.6 条款要求不再保留。

## 10、放射性废物管理

修订后标准的第十部分是对原标准第七部分内容的修订，相对于原标准所针对“放射性废物的贮存和运输”，修订后标准所针对的“放射性废物管理”，其含义更为确切。修订后本部分包括了 4 条规定，相关的修订考虑如下：

- a) 依据《放射性废物管理规定》（GB14500-2002）的相关要求，对原标准 7.1 条款的规定进行修订，强调对于放射性废物的全寿期管理（10.1 条款）。
- b) 原标准的 7.2 条款和 7.3 条款，在标准修订时均基本予以保留（10.2 条款、10.4 条款），同时，标准修订时，对于放射性废物的贮存和处理对水体环境的安全，强调必要时应进行专项评价论证（10.4 条款）。
- c) 对于放射性废物在核动力厂内的暂存，依据国家环保总局《关于我国中、低水平放射性废物处置的环境政策》要求，修订后的标准做出了相关要求（10.3 条款）。
- d) 考虑到原标准针对放射性物质的运输过于原则化，且国家已有专项的放射性物质运输的规定和标准，本标准修订时对原标准的 7.4 条款不再予以保留。

## 11、核动力厂的退役

修订后标准的第十一部分内容包括了 3 条规定，是对原标准第八部分内容的修订。修订时考虑的因素如下：

- a) 原标准针对核电厂的退役只有一条原则性的规定，且该条规定在《中华人民共和国放射性污染防治法》中已有相关的明确规定，因此，在本标准修订时，对原标准中的相关规定不再予以保留。
- b) 根据国际上针对核设施退役的新近技术要求进展，以及我国近年核动力

厂环境影响评价和技术审评的相关要求，本标准修订时增加了三条规定，包括：在核动力厂设计时要求对未来退役进行相关考虑，制定初步退役计划，并对初步退役计划在核动力运行过程中定期修订（11.1 条款）；在核动力厂退役前制定详细退役计划，并按退役计划实施安全退役（11.2 条款）；以及退役期间和退役后的环境监测（11.3 条款）。上述规定均有利于保证核动力厂的安全退役，以及退役期间和退役后的环境辐射防护。

建议自本标准实施之日起，替代原国标 GB 6249-86、原国标废除。

核电厂环境辐射防护规定修订小组

2007 年 8 月