

ICS 27.120.20

F70

# NB

## 中 华 人 民 共 和 国 能 源 行 业 标 准

NB/T 20529—2018

---

### 压水堆核电厂辐射防护设计准则

**Radiation protection design criterion for pressurized water reactor nuclear  
power plants**

2018 - 12 - 10 发布

2019 - 04 - 01 实施

国家能源局 发 布

# 目 次

前言 .....	II
1 范围 .....	1
2 术语和定义 .....	1
3 设计目标 .....	2
4 辐射防护设计中的辐射源项 .....	5
5 运行状态下辐射防护设计 .....	6
6 事故工况的辐射防护设计 .....	18
7 辐射监测 .....	19
附 录 A（资料性附录） 设备材料钴杂质含量水平 .....	21



## 前 言

本标准按照GB/T 1.1—2009给出的规则起草。

本标准由能源行业核电标准化技术委员会提出。

本标准由核工业标准化研究所归口。

本标准起草单位：上海核工程研究设计院有限公司、中国核动力研究设计院、中国核电工程有限公司、中广核工程有限公司。

本标准主要起草人：黎辉、付亚茹、梅其良、夏春梅、孙大威、丁谦学、邓理邻、米爱军、熊军、徐进财、李怀斌、钱磊。

# 压水堆核电厂辐射防护设计准则

## 1 范围

本标准规定了压水堆核电厂辐射防护设计准则。

本标准适用于新建压水堆核电厂辐射防护设计。其他堆型核电厂可参照执行。

## 2 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。

### 2.1

#### **职业照射 occupational exposure**

除了国家有关法规和标准所排除的照射以及根据国家有关法规和标准予以豁免的实践或源所产生的照射以外，工作人员在其工作过程中所受的所有照射。

### 2.2

#### **剂量限值 dose limit**

受控实践使个人所受到的有效剂量或当量剂量不得超过的值。

### 2.3

#### **剂量约束 dose constraint**

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。对于职业照射，剂量约束是与源相关的个人剂量值，用于限制最优化过程中所考虑的方案范围。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。

### 2.4

#### **非居住区 exclusion area**

反应堆周围一定范围内的区域，该区域内不得有常住居民，由核电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，但不得干扰核电厂的正常运行。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，与核电厂运行无关的活动，只要不影响核电厂正常运行和危及居民健康与安全是允许的。

### 2.5

#### **规划限制区 planning restricted area**

由省级人民政府确认的与非居住区直接相邻的区域。规划限制区内应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。

### 2.6

#### **控制区 controlled area**

在辐射工作场所划分的一种区域，在这种区域内要求或可能要求采取专门的防护手段和安全措施，以便在正常工作条件下控制正常照射或防止污染扩展，防止潜在照射或限制其程度。

### 2.7

#### **监督区 supervised area**

未被确定为控制区,通常不需要采取专门防护手段和安全措施但要不断检查其职业照射条件的任何区域。

## 2.8

### 正常运行 normal operation

核电厂在规定的运行限值和条件范围内的运行。

## 2.9

### 预计运行事件 anticipated operational occurrences

在核电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,这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。

## 2.10

### 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设计扩展工况。

## 2.11

### 设计基准事故 design basis accident

导致核电厂事故工况的假设事故,这些事故的放射性物质释放在可接受限值以内,该核电厂是按确定的设计准则和保守的方法来设计的。

注:设计基准事故包括稀有事故和极限事故两类。

## 2.12

### 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。

## 2.13

### 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系统(包括应急堆芯冷却系统和安全壳)丧失功能。

## 2.14

### 设计扩展工况 design extension conditions

不在设计基准事故考虑范围的事故工况,在设计过程中应该按最佳估算方法加以考虑,并且该事故工况的放射性物质释放在可接受限值以内。设计扩展工况包括没有造成堆芯明显损伤的工况和堆芯熔化(严重事故)工况。

## 2.15

### 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。

## 3 设计目标

### 3.1 总体目标

保证在所有运行状态下核电厂内的辐射照射或由于该核电厂任何计划排放放射性物质引起的辐射照射保持低于规定限值,且可合理达到的尽量低(ALARA)。同时,还应采取措施减轻任何事故的放射性后果。

### 3.2 运行状态下职业照射剂量限值、剂量约束和设计目标值

### 3.2.1 职业照射剂量限值

应对任何工作人员的职业照射水平进行控制，使之不超过下述限值：

- a) 由审管部门决定的连续 5 年的年平均有效剂量（但不可作任何追溯性平均），20 mSv；
- b) 任何一年中的有效剂量，50 mSv；
- c) 眼晶体的年当量剂量，150 mSv；
- d) 四肢（手和足）或皮肤的年当量剂量，500 mSv。

### 3.2.2 职业照射剂量约束

职业照射工作人员的个人年剂量约束应不超过 15 mSv。

### 3.2.3 职业照射剂量设计目标值

为了保证设计将人员受照剂量降低到可合理达到的尽量低的水平，同时体现最佳实践，应当对职业照射设定个人剂量和集体剂量设计目标。个人剂量设计目标应为剂量限值的一个适当的份额，一般而言，集体剂量设计目标不超过 1 人·Sv/堆·年。

## 3.3 运行状态下公众的剂量限值、约束值及排放量控制值

3.3.1 实践使公众中有关关键人群组的成员所受到的平均剂量估计值不应超过下述限值：

- a) 年有效剂量，1 mSv；
- b) 特殊情况下，如果 5 年连续年平均剂量不超过 1 mSv，则某一单一年份的有效剂量可提高到 5 mSv；
- c) 眼晶体的年当量剂量，15 mSv；
- d) 皮肤的年当量剂量，50 mSv。

3.3.2 任何核电厂址的所有反应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，每年应小于 0.25 mSv 的剂量约束值。

3.3.3 核电厂应按每堆实施放射性流出物年排放总量的控制，对于 3000 MW 热功率的反应堆，其控制值见表 1、表 2：

表1 气载放射性流出物控制值

核素或核素种类	控制值
惰性气体	$6 \times 10^{14}$ Bq/a
碘	$2 \times 10^{10}$ Bq/a
粒子（半衰期 $\geq 8$ 天）	$5 \times 10^{10}$ Bq/a
$^{14}\text{C}$	$7 \times 10^{11}$ Bq/a
氚	$1.5 \times 10^{13}$ Bq/a

表2 液态放射性流出物控制值

核素或核素种类	控制值
氚	$7.5 \times 10^{13}$ Bq/a
$^{14}\text{C}$	$1.5 \times 10^{11}$ Bq/a
其余核素	$5 \times 10^{10}$ Bq/a

3.3.4 对于热功率大于或小于 3000 MW 的反应堆，应根据其功率按照 3.3.3 的规定适当调整。

3.3.5 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 3.3.3 的规定值的 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。

3.3.6 核电厂放射性排放量设计目标值不超过上述 3.3.3、3.3.4 和 3.3.5 的规定的年排放量控制值，并需遵循可合理达到的尽量低的原则。

3.3.7 核电厂液态放射性流出物应采用槽式排放方式，需要确保液态放射性流出物排放是受控的，排放浓度和排放总量均不超过控制值，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。

3.3.8 对于滨海厂址，槽式排放出口处的放射性流出物中除氡和  $^{14}\text{C}$  外其他放射性核素浓度不应超过 1000 Bq/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  $^{14}\text{C}$  外其他放射性核素浓度不应超过 100 Bq/L。

### 3.4 事故工况下的辐射防护要求

3.4.1 按可能导致环境危害程度和发生概率的大小，可将核电厂事故工况分为设计基准事故和设计扩展工况。

3.4.2 核电厂事故工况下可采用设计基准事故来评价厂外公众的辐射影响，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：

- 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何 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（通常取 30 天）内可能受到的有效剂量应控制在 5 mSv 以下，甲状腺当量剂量应控制在 50 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何 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（通常取 30 天）内可能受到的有效剂量应控制在 0.1 Sv 以下，甲状腺当量剂量应控制在 1 Sv 以下。

3.4.3 在设计基准事故工况下，从事干预的工作人员所受到的辐射照射剂量不超过 50 mSv。

3.4.4 主要应急设施的防护设计应满足可居留性要求。主控制室等重要应急设施在设计基准事故工况下应满足的可居留性准则如下：在设定的持续应急响应期间内（一般为 30 天），工作人员接受的有效剂量不大于 50 mSv，甲状腺当量剂量不大于 500 mSv。

3.4.5 应急控制中心应考虑满足可居留性和可达性的要求，可居留性的评价不应局限于设计基准事故，对选定的严重事故的影响，在设定的持续应急响应期间内，工作人员接受的有效剂量不大于 100 mSv。

### 3.5 辐射防护最优化设计原则

要求将所有照射都保持在限值以内，并且在考虑了经济和社会因素之后可合理达到的尽量低。应该采取辐射防护措施，将核电厂运行工况和事故工况期间引起的受照剂量降低到这样一个值，使得进一步增加设计、建造及运行费用与所获得的受照剂量下降相比已不值得。

辐射防护最优化原则的应用，通常意味着从一系列防护措施中进行选择，如源项控制、屏蔽、远程操作和将辐射照射时间减至最短的手段等。为此，应确定可行的待选方案和比较适用的标准及相应的数值。最后，对这些方案进行评价、比较和选定。

设计中应考虑减小辐射防护控制区中不同类型工作人员所接受到的职业照射剂量的差别，避免放射性工作区的恶劣工作条件。可能受到最大照射的工作人员包括维修、在役检查和辐射防护人员等。最优化的概念还应当用于避免或者减轻导致工作人员或者公众照射的核电厂事故后果的设计特性中。

运行电厂的经验应被用于设计的更新和改进。辐射防护最优化应贯穿于核电厂寿期内的所有阶段，从设计、建造、运行直至退役。应采用系统的方法制定辐射防护大纲和放射性废物管理大纲，以保证最优化原则在核电厂的运行阶段中得到有效的实施。

## 4 辐射防护设计中的辐射源项

### 4.1 设计基准源项

设计基准源项主要用于核电厂屏蔽设计,也可用于辐射监测仪表量程确定、系统设计评价及设备辐照鉴定等。设计基准源项分析内容和原则如下:

- 堆芯源项主要包括反应堆堆芯裂变产物和裂变产生的中子及 $\gamma$ 射线。
- 设计基准反应堆冷却剂裂变产物源项应权衡各核素的产生量、半衰期、放射性强度及对人体影响的程度后确定。设计基准反应堆冷却剂裂变产物的活度浓度应根据一定的假设条件,通过机理模型计算得到,这些假设条件可包括燃料包壳破损率(典型值 0.25%)和不同核素的逃脱率系数等;
- 反应堆冷却剂活化腐蚀产物源项的确定,可参考同类型参考电厂测量数据,根据电厂的实际设计参数调整得到;
- 活化产物放射性源项,应根据电厂设计的实际情况,全面梳理电厂中可能存在重要影响的活化产物,并进行相应的分析。对于除堆芯外的主回路系统设备屏蔽设计,应重点关注 $^{16}\text{N}$ ;
- 核电厂各主要系统的设备源项分析应根据设备在系统中的功能及工艺流程确定合理、保守及详细的计算条件及参数;
- 厂房气载放射性分析主要针对核电厂安全壳、辅助厂房、燃料操作区域及汽轮机厂房的自由容积开展,并确定气载放射性浓度的最大值。

### 4.2 正常运行排放源项

正常运行排放源项分析主要用于厂址选址及环境容量论证、环境影响评价、辐射监测方案确定等。压水堆核电厂正常运行排放源项分析涉及到的核素包括氚、 $^{14}\text{C}$ 、裂变产物和活化腐蚀产物等,分析原则如下:

- 确定冷却剂源项时,应结合电厂运行经验,给出需要考虑的核素种类,并确定合适的核素活度浓度;
- 对于氚和 $^{14}\text{C}$ ,可基于理论模型详细考虑其产生途径,分析得到主回路中氚和 $^{14}\text{C}$ 的产生量,并结合电厂的运行经验,考虑一定的包络性,确定气、液态氚和 $^{14}\text{C}$ 的排放比例,分别给出气、液态的排放量;
- 对于除氚和 $^{14}\text{C}$ 外的其他核素,应详细评估气、液态流出物的产生来源、释放途径,并详细分析其净化处理过程,确定合理的分析参数。

### 4.3 停堆工况源项

在辐射防护设计中,停堆工况下需要考虑的辐射源项主要包括反应堆堆芯、乏燃料组件和相关组件源项、结构材料活化源项及沉积活化腐蚀产物源项。

#### 4.3.1 反应堆堆芯、乏燃料组件及相关组件源项

停堆后堆芯活性区及卸出的乏燃料组件内,由于裂变产物和锕系核素等放射性核素的衰变、缓发裂变等过程产生的中子和 $\gamma$ 射线,是停堆后堆芯及乏燃料组件放射性的主要来源。其分析原则如下:

- 停堆工况下反应堆堆芯源项计算时,应考虑堆芯中燃料组件的燃耗历史,并考虑一定包络性;
- 乏燃料组件源项分析时,应保守考虑乏燃料组件的燃耗深度、堆内辐照时间、功率水平及停堆后的冷却时间。计算得到的乏燃料组件源项应能包络堆内和乏燃料水池内所有乏燃料组件的辐射源项,从而确保乏燃料组件相关的屏蔽设计是保守且安全的。

对于相关组件，在堆内辐照期间由于中子活化反应而生成活化产物，在停堆后衰变产生 $\gamma$ 射线，是停堆后相关组件放射性的主要来源。计算时，应保守考虑相关组件在堆内辐照期间的中子注量率以及其辐照时间。

#### 4.3.2 结构材料活化源项

在堆内辐照期间，燃料组件非活性区结构、堆内构件等由于中子活化反应产生活化源，是停堆期间影响屏蔽分析的主要源项之一。结构材料活化源项分析的原则主要包括：

- a) 结构材料典型的活化反应包括： $^{54}\text{Fe}(\text{n},\text{p})^{54}\text{Mn}$ 、 $^{55}\text{Mn}(\text{n},2\text{n})^{54}\text{Mn}$ 、 $^{55}\text{Mn}(\text{n},\gamma)^{56}\text{Mn}$ 、 $^{58}\text{Ni}(\text{n},\text{p})^{58}\text{Co}$ 、 $^{59}\text{Co}(\text{n},\gamma)^{60}\text{Co}$ 、 $^{50}\text{Cr}(\text{n},\gamma)^{51}\text{Cr}$ 、 $^{58}\text{Fe}(\text{n},\gamma)^{59}\text{Fe}$ 、 $^{64}\text{Ni}(\text{n},\gamma)^{65}\text{Ni}$ 及 $^{109}\text{Ag}(\text{n},\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$ ；
- b) 每个部件的活化源项分析应基于具体材料成分以及受中子辐照历史。

#### 4.3.3 活化腐蚀产物源项

停堆期间，沉积于一回路压力边界或流体管道内表面的活化腐蚀产物是核电厂集体剂量的主要来源，也是关键设备的屏蔽分析的主要依据。

活化腐蚀产物沉积量受电厂运行状态影响较大，可根据实际电厂运行经验数据确定。

应考虑停堆及氧化运行期间一回路冷却剂中腐蚀产物尖峰现象对系统设计的影响。

#### 4.4 事故工况的辐射源项

用于厂外公众影响评价的设计基准事故，应按照事故发生频率，将其划分为稀有事故和极限事故两类，并选取具有代表性的、放射性后果为所属类型中最严重的事故开展相关的源项分析。主要包括的事故类型为反应堆冷却剂系统装量减少、一次侧热输出增加、反应堆冷却剂系统流量下降、反应性和功率分布异常及安全壳旁通等。

事故后屏蔽设计、设备鉴定及辐射分区应当选取具有代表性的事故源项。应评估系统、设备、管道内的源项及事故后气载放射性核素通过贯穿件及门等途径在各厂房中的迁移，同时应考虑放射性通过大气弥散途径进入厂房，并在各厂房间迁移。

### 5 运行状态下辐射防护设计

#### 5.1 源项控制

##### 5.1.1 裂变产物控制

在电厂正常运行时，反应堆冷却剂中主要的裂变产物来自于燃料棒包壳破损和燃料棒表面沾污铀的贡献。

针对主要可能导致燃料棒破损的燃料棒流致振动磨损、反应堆异物磨损及制造缺陷这三种影响因素，设计上应考虑减少磨损量从而减少燃料棒流致振动磨损；应通过采用防异物下管座及保护格架的结构设计减少进入燃料组件的异物数量，并加强质保控制（如包壳管制造、燃料棒焊接等关键环节控制）降低这些原因引起的包壳破损。

在燃料组件和零部件生产过程中（尤其是在燃料棒装管、燃料零部件清洗及燃料组件最终清洗过程中）应严格按照工艺合格性鉴定过程中确定的规程进行操作，保证铀沾污量得到严格控制。

##### 5.1.2 活化腐蚀产物控制

活化腐蚀产物中应重点关注 $^{58}\text{Co}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 和 $^{124}\text{Sb}$ 等核素，通过设计和运行管理上的考虑，可以有效地减少这些放射性核素。

#### 5.1.2.1 材料选择

在设计上，应考虑材料的技术规范，以限制含钴材料的使用。故应在材料的技术规格书中规定应使用低腐蚀释放率、极低或无钴的材料，尽量限制钴基材料的使用，使钴的输入最小化。各结构部件材料中的钴含量选取示例参见附录A。

通过材料选择控制 $^{58}\text{Co}$ 活度的能力相对于控制 $^{60}\text{Co}$ 来说，受到了更多的限制，主要是因为大多数耐腐蚀材料均是镍基合金。但在设计中仍应进行一定的考虑，如采用锆合金取代因科镍（Inconel）作为燃料格架材料。

为了控制 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 的量，在电厂材料选择时，应尽量控制含银垫片等的使用，同时应尽量减少控制棒的破损。

为了控制 $^{124}\text{Sb}$ 的量，电厂的主泵等泵体的轴承材料中，应不包含或尽量控制Sb元素的量，同时，对于使用次级源棒的电厂，应从设计上，尽量减少次级源棒的破损。

#### 5.1.2.2 腐渣阱去除

流体停滞区、传热区、流体动量变化区、材料特性区和表面衔接区容易形成腐渣阱。由于腐渣阱会导致辐射热点，增加废物处理过程的难度，所以设备和管道设计要避免腐渣阱。如蒸汽发生器（SG）传热管内表面通过降低表面粗糙度减小腐渣沉积，从而降低辐射水平；稳压器可以通过结构设计，防止流体停滞区产生，去除腐渣阱。

如不能避免腐渣阱，则应考虑区域去腐渣手段。

#### 5.1.2.3 材料表面处理

设计中应尽量进行如下的表面处理考虑：

- 机械抛光和电解抛光。**机械抛光之后进行电解抛光，能够有效减少腐渣沉积，降低区域辐射水平；设计中应合理考虑对与反应堆冷却剂接触的表面进行机械抛光和电解抛光，降低表面粗糙度；
- 镀铬处理。**镀铬处理能够有效阻止材料腐蚀。设计中可以考虑对部分重要部件进行表面镀铬处理。如可以对反应堆堆内构件和控制棒驱动机构中部分重要的动作零件和结构性零件进行表面镀铬；
- 此外，焊缝处的表面处理应保证光滑、无孔、无裂缝、无尖角。

#### 5.1.2.4 化学控制

设计中可进行如下的化学控制考虑：

- 初始启动期间化学控制。**因为腐蚀产物大部分是在电厂初始启动后几个月内释放，所以在电厂初始启动期间，应进行化学控制。不锈钢在一回路环境下表面易生成富铬的钝化膜，对腐蚀有一定的阻碍作用，因此宜在装料之前进行至少几个星期的加热预处理。启动期间首先应对冷却剂进行除氧并通入氢气，以使系统从酸性氧化性环境转变为酸性还原性环境。在此过程中，应维持系统充足的净化能力以去除残余的腐蚀产物，之后按pH控制方案进行硼稀释与加锂操作，以使系统达到碱性还原性环境；
- 运行期间化学控制。**电厂运行期间应维持pH值范围在6.9~7.4之间，这有利于提高腐渣的溶解度，并应通过过滤净化降低核电厂辐射水平，进而有利于退役操作。同时，应维持一定的氢



浓度，将有利于抑制冷却剂的辐照分解，也帮助反应堆冷却剂建立起还原性环境，从而降低材料的腐蚀；

- c) **停堆期间化学控制。**应考虑停堆期间通过化学控制去除沉积的活化腐蚀产物。在反应堆压力容器（RPV）顶盖打开前，应实施冷却剂氧化，以减轻释放到冷却剂的钴和镍增加对换料造成的影响。并应通过净化系统的过滤器、除盐床截留并除去部分腐蚀产物；
- d) 设计中可考虑向一回路中加锌或采用富集硼技术以减少辐射源项。

### 5.1.3 结构材料活化源

降低该放射性源的主要原则和措施包括降低对应结构材料处的中子注量及材料选择（材料选择见5.1.2.1）。为降低对应结构材料处的中子注量，设计措施包括：

- a) 应采用优化的堆芯燃料管理方案，从而有效降低从堆芯活性区泄漏出来的中子注量率水平；
- b) 同时，应开展合理的一次屏蔽设计，降低周围设备间的中子注量率，以控制相关设备及结构部件的活化水平；
- c) 另外，应通过合理可行的设计方案（如在堆腔辐射漏束途径上设置中子屏蔽材料）来减少堆腔辐射漏束泄漏的中子。

### 5.1.4 氚

设计中应进行如下的考虑：

- a) 优化燃料棒的结构和燃料棒的制造质量，控制反应堆冷却剂的化学水平，以尽量避免燃料棒破损；
- b) 尽可能使用锆合金包壳代替不锈钢包壳；
- c) 使用<sup>7</sup>Li丰度大于等于99.9%的LiOH作为pH值控制剂；
- d) 尽可能地隔离破损燃料棒，以避免污染乏燃料池；
- e) 另外，在核电厂中应设置氚的取样测量系统。

### 5.1.5 <sup>14</sup>C

减少反应堆冷却剂中氮的量，包括：很多采用联氨做pH值控制剂的电厂采用LiOH作为控制剂，化学和容积控制系统的容积控制箱等水箱中的覆盖气体尽量不采用氮气等。

## 5.2 厂房布置

在核电厂设计阶段应建立一个实体模型或计算机模型，用于厂房布置的分析和改进。

厂房布置应保证所有出入电厂控制区的人员应通过控制区出入口，控制区出入口应提供足够的人员监测仪表和辐射防护辅助设施。核电厂设计还应考虑应急情况下工作人员撤离路线，确保工作人员安全撤离。

厂房布置应考虑减少设备维护时间，为维护人员提供合适的工作空间与环境。厂房布置应考虑在特定设备检查和维护时减少其他辐射源的影响。

厂房设计应便于安装必要的临时屏蔽和遥控设备；针对不同辐射源及屏蔽要求，应合理布置永久屏蔽和临时屏蔽；潜在高放射性设备和低放射性设备、放射性管道和非放射性管道等应尽量分开布置；阀门布置在阀廊里，与主设备分隔屏蔽；放射性系统及设备的疏水排气应考虑直接接入疏水排气系统，减少放射性污染扩散风险；设计上降低正常运行期间需进入高辐射区域巡检的可能性；仪表装置、传送器和读数装置等应布置在远离辐射源的低辐射区；最大限度地减少使用嵌入式管道，尽可能将管道布置在易于接近的区域，如专用的管道线通道或管沟；源和工作人员正常可进入区域之间的贯穿件宜采用错位设置；各系统和设备的取样点宜布置在剂量尽量低的区域；应为检查和维修提供足够的空间，并应考虑

处理潜在设备污染所需的空間；潜在气载放射性区域应提供呼吸器等呼吸防护设施，需要吊装或拆除设备的区域应提供便利的工具等。

### 5.3 系统设计

#### 5.3.1 反应堆冷却剂系统

反应堆冷却剂系统的主要设计原则如下：

- a) 系统设计应尽量减少需要在役检查的焊缝，需要检查的焊缝应具有良好的可达性；
- b) 系统设计应保证在高辐射区使用的部件易于拆除。对那些在维护和检修时可能造成高剂量的部件应进行充分的隔离；
- c) 将经常进行维护或手动操作的设备布置在剂量率较低的区域，以减少对工作人员的照射；
- d) 布置应尽量减少在换料、维修和检查时的工作人员辐照剂量，在设计上应充分考虑提供专用工具；
- e) 系统设计中应尽量避免存在可能造成流体不流动和活化腐蚀产物沉积的死角；
- f) 系统设计的卸压装置应具有高可靠性，能够避免反应堆冷却剂系统出现超压，不会导致放射性物质向环境直接释放；
- g) 与反应堆冷却剂系统相连的系统应设置隔离装置，防止带有放射性的冷却剂流失；
- h) 应进行合理的设计，以利于净化系统除去反应堆冷却剂中的放射性物质；
- i) 应能提供泄漏监测手段，并设置合适的运行限值；
- j) 系统设计应考虑在蒸汽发生器传热管泄漏时具有蒸汽隔离能力；
- k) 系统应设有辐射监测手段，连续监测二次侧可能的放射性泄漏并及时进行报警，提醒操作员尽快采取必要措施隔离泄漏源。

#### 5.3.2 蒸汽发生器排污系统

蒸汽发生器排污系统的主要设计原则如下：

- a) 系统设计应考虑在蒸汽发生器传热管泄漏时具有排污隔离能力；
- b) 系统应设有辐射监测手段，连续监测可能的放射性并及时进行报警，提醒操作员尽快采取必要措施隔离泄漏源。

#### 5.3.3 化学和容积控制系统

化学和容积控制系统的主要设计原则如下：

- a) 系统设计应该保证为反应堆冷却剂系统提供合适的净化能力；
- b) 对净化及下泄回路中的热交换器、树脂床、过滤器、孔板及相关管道和阀门等物项进行辐射屏蔽；
- c) 净化及下泄回路中的热交换器、树脂床、过滤器、孔板以及相关管道和阀门等物项应保证表面光滑，避免能积聚放射性的弯角和凹坑，为盛装放射性液体的回路提供隔离、冲洗和疏水手段；
- d) 在合理可实施的情况下，用于制造净化及下泄回路部件的材料应选用不易辐照活化的材料；
- e) 净化及下泄回路的布置应尽量减少正常运行、换料、维修和检查时的工作人员辐照剂量，在设计上应充分考虑提供专用工具的必要性；
- f) 应将经常进行维护或手动操作的设备，布置在剂量率较低的区域，以减少对工作人员的照射。

#### 5.3.4 乏燃料池冷却系统

乏燃料池冷却系统的主要设计原则如下：

- a) 乏燃料池冷却系统应提供相应的净化措施,以维持池水的低放射性水平;
- b) 应确保足够的水层厚度来保证乏燃料组件的辐射屏蔽,管道布置应在出现虹吸效应或任何连接管道破裂时,乏燃料池的水位不会降低到安全液位以下;还应提供相应的补水手段防止乏燃料组件发生裸露;
- c) 应提供相应的泄漏监测和收集措施,以便能够及时发现并修复泄漏,并对可能的泄漏进行收集,减少乏燃料池因泄漏而导致的放射性释放;
- d) 乏燃料池冷却系统过滤器和净化床的布置尽量减少工作人员在正常运行、换料、维修和检查时所受辐照剂量。

### 5.3.5 一回路取样系统

一回路取样系统的主要设计原则如下:

- a) 系统管道布置应确保半衰期较短的核素(如 $^{16}\text{N}$ )充分衰变,同时放射性取样流体管线应布置在屏蔽墙后方;
- b) 应尽量采用可远距离操作的阀门和设备;
- c) 尽可能使放射性取样流循环复用,以减少放射性废液产生量。

### 5.3.6 设备冷却水系统

设备冷却水系统的主要设计原则如下:

- a) 系统应提供屏障,避免放射性液体通过厂用水系统向环境释放;
- b) 系统应设有辐射监测手段,连续监测放射性并及时对泄漏进行报警,提醒操作员尽快采取必要措施隔离泄漏源;
- c) 设备冷却水辐射监测装置应布置在低放射性区域,否则监测装置就应设置屏蔽;
- d) 系统应设置取样管线,并定期取样,检测由于泄漏引起的放射性水平的变化;
- e) 在需要进入维修的隔间内,对于有潜在放射性污染的设备和管线,应提供冲洗措施;
- f) 任何来自卸压阀和疏水管道的潜在带放射性废水应通过放射性废物处理系统处理;
- g) 系统含有潜在放射性的管道数量应尽量少;
- h) 系统主要设备应尽量避免布置在电厂辐射控制区内;
- i) 设冷水供水管线上的阀门与这些放射性设备间应尽量设置屏蔽和相互隔离。

### 5.3.7 放射性气体废物处理系统

放射性气体废物处理系统的主要设计原则如下:

- a) 尽量根据放射性废气的特性对其进行分类收集和处理;
- b) 应采用适当的废气处理工艺,能为放射性惰性气体(如Kr、Xe等)提供足够长的延迟(滞留)或贮存衰变时间;
- c) 放射性废气处理系统宜采用隔膜阀、波纹管阀或其他具有相似密封特性的阀门,以减少阀门泄漏;
- d) 含氢废气处理系统中各类设备和部件应设有严格的泄漏率要求;
- e) 经常操作的阀门和设备应尽量能实现远距离控制及指示;
- f) 应具备监测、调节或控制系统内氢、氧浓度的设备和措施,防止发生燃爆;
- g) 气态放射性废物应经适当的处理后,经由烟囱释入大气环境,并满足核电厂年排放总量的要求。

### 5.3.8 放射性液体废物处理系统

放射性液体废物处理系统的主要设计原则如下:

- a) 应根据放射性废液的物理、化学及放射性特性，分类收集各类放射性废液，尤其将化学废液、含油废液、含洗涤剂的洗衣及淋浴废液与其他废液分开收集；
- b) 应根据各类废液的特性分别选择适当的处理工艺，提高净化效率，减少二次废物产生；
- c) 完善放射性废液相关系统的泄漏探测措施，及早发现和排除泄漏；
- d) 贮存放射性废液的箱体，都应设置液位检测仪表，防止出现溢流，并应能将溢流水引入相应的收集槽或地坑；
- e) 输送较少颗粒放射性废液管道的阀门应尽可能采用波纹管密封阀、隔膜阀或具有相同密封性能的阀门，以减少阀门的泄漏；
- f) 除泵、压缩机进出口、设备人孔、管道孔板等采用法兰连接，设备、管道、阀门应尽量采用焊接连接，焊缝内壁应光滑，减少放射性活化腐蚀产物沉积，还应保证焊缝质量，以减少潜在的泄漏；
- g) 经常操作的阀门和设备应尽量能实现远距离控制及指示；
- h) 设置有贮存放射性废液的箱体的房间，当发生水箱溢流或水箱破裂等事件时，能够将放射性废液滞留在房间内或排至废液处理系统。如可设置加高的门槛和设置通至废液处理系统的地面疏水路径等防止放射性废液向外扩散；
- i) 对于装有较高放射性水平废液的设备应布置在专门的设备间内，设备间宜根据实际情况设置钢托盘或钢覆面，钢托盘或钢覆面的高度应足够容纳设备泄漏溢出的废液量，使泄漏时的污染限制在最小范围内；
- j) 室内输送放射性废液的管道穿墙或楼板时宜设置套管，应尽量避免将工艺管道直埋在混凝土结构内；
- k) 应将经常进行维护或手动操作的设备，布置在剂量率较低的区域，以减少对工作人员的照射；
- l) 应结合电厂特征、厂址条件和运行经验反馈，选用最佳可行技术，进行放射性废液处理系统设计；
- m) 液态流出物应采用槽式排放方式，排放前应对槽内液态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；
- n) 室外输送放射性液体的管道宜布置在管沟内或设置双套管，并应考虑相应的泄漏监测手段，避免直埋地下；
- o) 对于蒸汽发生器排污水、常规岛二回路废水等液态流出物，需经收集后监测排放，若经分析放射性活度浓度超过排放控制值，应送往废液处理系统进行处理。

### 5.3.9 放射性固体废物处理系统

放射性固体废物处理系统的主要设计原则如下：

- a) 应在固体废物产生地对其进行分类收集，设置必要的分拣装置和辐射监测仪表，以便于对不同放射性活度的废物进行分类；
- b) 废树脂槽应有足够的容量在树脂处理前提供一定的衰变时间，应尽可能将来自核电厂化学和容积控制系统的高放射性水平树脂与来自其他水净化系统的低放射性水平树脂分开贮存，并应考虑相互连通；
- c) 当废树脂采用水力或泵输送时，废树脂槽内树脂层的上部应有适当的水层；
- d) 废树脂槽溢流管应设置滤网，以防止树脂颗粒溢出。滤网应具有适当的过滤面积，以保证溢流管有足够的溢流能力；
- e) 设计输送废树脂、浓缩液或泥浆管道时，应考虑防止管道堵塞的措施（如流速、管径、弯管半径等），还应考虑冲洗措施；
- f) 在环境温度下可能产生结晶的含硼浓缩液，其输送管道应该保温或有伴热措施；

- g) 用于输送带有颗粒物物料（如泥浆、离子交换树脂等）管道的阀门应采用直通型阀门，以减少阀门堵塞的可能；
- h) 应根据操作频率确定阀门的操作方式，经常操作的阀门和在应急情况下需要操作的阀门应是电动或气动阀门。布置在剂量率较高区域但操作频率较低的阀门可用远距离手动操纵杆进行操作；
- i) 应采用带屏蔽的远距离拆卸装置拆卸化学和容积控制系统及其他放射性活度浓度较高的废液过滤器。过滤器芯拆卸装置应能远距离地将废滤芯装入到带屏蔽的转运装置内；
- j) 固化搅拌装置应保证废物与固化剂混合均匀，且确保在搅拌过程中不会发生任何飞溅和喷洒；
- k) 固化系统应设有清洗去污装置，每批次固化完成后应对系统管路及搅拌装置进行清洗；
- l) 固化装置设计时应考虑失去动力或设备故障时的应急操作措施；
- m) 设备和部件的设计应考虑尽量减少其维护和维修频率，减少工作人员的受照剂量。

### 5.3.10 通风系统设计

电厂厂房内和流出物释放的气载放射性活度浓度主要由电厂通风系统风量、该区域的流体泄漏率和泄漏的放射性活度决定。通风系统设计应该考虑尽量减少工作人员所受的辐照剂量，并且应证明在系统和设备设计时满足了职业照射剂量限值等的要求。

通风系统中的气流组织，应使气载污染区保持相对于邻近清洁区为负压区，其排风量大于送风量。尽量减少该区域未受控制的泄漏量。通风系统中的气流方向应从气载污染水平较低的区域流向气载污染水平较高的区域，气流速度的大小应尽可能减小污染物的再悬浮。应考虑维修时对正常气流组织的潜在破坏，并在设计上预防气流逆流。

各设备间通风系统的通风量，应根据房间的辐射分区进行核算，所在房间的气载放射性活度浓度应满足所在房间辐射分区的要求。在反应堆停堆工况下，需要增加安全壳厂房的通风量，确保人员可以适当进入。

通风机和过滤器应设置足够的检修空间，以减小工作人员受照剂量。通风系统设计应能快速地更换部件。通风管道设计尽量减小风管内放射性污染物的积聚。电厂放射性控制区域的通风应为直流式。设备安装地点应尽量减少工作人员受辐照。新风送风机组和厂房排风系统部件所在房间，应便于工作人员进入。

通风系统中，应设置合适的通风净化过滤系统去除和抑制放射性物质向环境的释放。对于碘同位素，一般通过活性炭碘吸附器去除。对于通风系统的放射性颗粒物，应使用高效粒子空气过滤器去除。用于减少放射性释放的通风净化过滤系统的性能，通常活性炭碘吸附器净化效率应不低于90%，高效粒子空气过滤器的净化效率应要不低于99%。

## 5.4 设备或部件设计

### 5.4.1 设备或部件设计中减少辐照的主要途径

在设备或部件设计中减少辐照的主要途径包括最少的维修、最少的试验和标定、最低的监督要求和最大的可靠性。所有这些途径，目的在于减少工作人员在设备和部件旁工作的时间。在经验表明设备或部件潜在有缺陷的场所，应采取措施以减少工作人员的预计工作量和人员剂量，或者采用已有较成功经验的设施。在高辐射区中的设备或部件（包括非放射性设备）应可尽快拆除和安装。

应把核电厂设备或部件中的放射性物质总量减至最少，以减少工作人员的受照剂量。尽量缩短带有放射性物质的管道长度，但在选择最短路线时，放射性管道不得穿过低辐射区或人员需要经常进出的区域。在核电厂设计中，确定在带有放射性流体设备或部件的系统之间的联接方式非常重要，在设计初期就应在电厂布置中加以考虑。

设备或部件设计中应尽可能选择满足功能要求的适当材料,以尽量减少放射源的强度和所引起的剂量。

易于污染的设备或部件应设计成便于去污,并使表面光滑,避免能积聚放射性的弯角和凹槽、以及为盛装放射性液体的回路提供隔离、冲洗和疏水手段。若设计中考虑使用机械方法(如用高压水喷射和喷砂)去污,则应考虑实施的可行性和便利性。

下面给出核电厂中一些特种设备和部件的辐射防护设计原则。

#### 5.4.2 反应堆压力容器区域

为减少堆腔辐射漏束和结构材料的活化,应尽可能减小RPV与一次屏蔽混凝土墙之间的空隙。

中子屏蔽材料的运用应减小材料活化,并且应考虑RPV保温的最优化。

管嘴检查盖板的设计应尽量减少压紧装置的数量和增加密封或衬垫的可靠性。

系统设计应考虑RPV顶盖、控制棒驱动机构和高压导管的移除和复位。设计尽可能采用钩扣搭接替代螺栓或螺钉。输送管道设计中,大型号的管段应安装永久吊钩以方便操作,所有管段应提前做好标记以方便组装。

如安装反应堆堆腔永久密封环,用于永久密封RPV法兰和换料腔地面之间的环面,可消除密封泄漏和不必要的辐射剂量。

该区域主要设备的要求如下:

- RPV的焊缝数量应尽量少,RPV材料应耐腐蚀和耐辐射。法兰设计应考虑易于清洗;
- 应减少RPV内部构件的更换次数,以减少接触高放射性的时间。RPV内部构件设计应易于在役检查,使用的材料应耐腐蚀和耐辐射,堆内构件应尽量避免使用钴基材料;
- 应减少顶盖开孔。应易于法兰密封的更换。顶盖应容易拆除和重新安装。使用的材料应耐腐蚀和耐辐射。设计时RPV顶盖应易于在役检查和去污;
- 控制棒驱动机构设计应易于替换和检查,尽量减少腐渣沉积。

#### 5.4.3 主泵

应避免使与主泵相邻的管道和部件成为主泵工作区域的主要辐射源。管道布置应尽量减少检查和维修时间。

应考虑使用辅助挂钩、起重机或单轨来移动和搬运主泵部件,将这些部件运输到别处进行检查和维修。焊缝区域应设置可快速拆开的保温层,并且应提供保温层搁置区。该区域应有足够的灯光照明和电力支持。应为主泵提供足够的维修空间,包括人员通道和临时屏蔽设施。

应考虑主泵在役检查便利性和可实施,减少放射性在该区域沉积。

#### 5.4.4 蒸汽发生器

在SG和相邻的设备、支撑结构和墙之间应设置固定平台和临时平台供工作人员在役检查。固定平台应高于临时平台,固定平台应可调整且边缘应防止工具滚落。

SG设计和布置应考虑气载放射性控制措施,如过滤和隔离。所有人孔、手孔、接管焊接和外壳焊缝区域应设置可快速拆装的保温层。人员可接近区域应避免布置潜在携带高放射性的管道,并应避免放射性在该区域的沉积。工作平台上主要辐射源应只来自SG检查和维护部分,并且应提供足够的临时屏蔽降低该区域的辐射水平。水室封头内表面应考虑采取电解法抛光或其它表面处理措施。

该区域应有足够的灯光照明和电力支持,考虑使用辅助挂钩、起重机和单轨来移动和搬运维护设备,为SG维护提供足够的空间,在每台SG附近为维修和检查支持设备提供局部出口。

#### 5.4.5 稳压器



应为稳压器区域提供足够的工作人员出入和布置工作平台的空间,以便安全快捷地完成检查和维护工作。在稳压器和相邻设备、支撑结构和墙之间应设置平台,固定平台应高于临时平台,固定平台应可调整且边缘应防止工具滚落。

稳压器设计和布置应考虑气载放射性控制措施,如过滤和隔离。所有人员通道、手孔、接管焊接和外壳焊缝区域应设置可快速拆装的保温层。人员可接近区域避免布置潜在携带高放射性的管道,并应避免放射性在该区域的沉积。工作平台上主要辐射源应只来自稳压器检查和维护部分,并且应提供足够的临时屏蔽降低该区域的辐射水平。应将稳压器直接连接的阀门设置在外面,并应提供充足的空气循环保证稳压器阀门区域附近的温度低于38℃。稳压器室顶部应敞开以利于降低温度和增加可见度。应提供有利于安全、快速移动和贮存的人孔盖板及稳压机器人孔隔板的方式。应提供足够的空间允许稳压器加热器的移除,并提供加热器的电器连接通道。

该区域应有足够的灯光照明和电力支持,考虑使用辅助挂钩、起重机和单轨来移动和搬运维护设备,并为稳压器维护提供足够的空间。

#### 5.4.6 仪器

仪器如控制面板、读取仪器、传送器和需要校准的仪器等宜布置在低辐射区。应合理布置电缆,对电缆使用环境和耐用时间进行试验,减少使用临时电缆。应考虑使用通信电缆的需要。

应屏蔽含放射源的仪器,例行取样的取样点宜布置在辐照剂量尽量低的区域。

#### 5.4.7 泵

若泵布置在屏蔽隔间内,需要开关或电闸进行控制时,开关或电闸应布置在泵隔间外。泵和驱动电动机之间使用可拆卸式联轴器(带中间短轴)。也应提供密封件以便冷却剂液位的变化不会影响密封维护的进行。可拆卸式联轴器允许移除密封组件而不影响驱动电动机。在放射性条件下运行的泵应进行机械密封,尽量避免泄漏。应提高泵的质量,减少维护次数和时间,以减少维护剂量。在机械密封失效时应有补救措施,尽量减少泄漏。含有潜在放射性的泵(主泵除外)与管道应尽量用法兰连接,减少检查和维护剂量。

接触高硼含量冷却剂的泵,其材料和密封应考虑高硼环境。

#### 5.4.8 过滤器

为减少辐射剂量,含有放射性的过滤器应具备方便快捷地拆除、处置和组装的特性。存储已使用过的过滤器的房间应维持负压,并通风过滤。

由于滤芯可能具有较高的放射性,因此远程进行滤芯更换可降低工作人员辐照剂量。过滤器设计应包括如下特征:

- a) 便于从顶部拆卸;
- b) 过滤器的螺栓应便于专用工具拆卸;
- c) 吊耳位于顶盖中间;
- d) 过滤器可装在专用运输或转运容器中。

根据需要合理使用不同类型的过滤器,包括高效过滤器、活性炭过滤器等。更换过滤器应启用临时通风系统,防止放射性扩散。应按照设计路线转移运输已使用过的过滤器,并应进行屏蔽,防止发生跌落等事故。

#### 5.4.9 除盐床

应通过适当的设计减小除盐床树脂输运时管道或阀门堵塞的可能，如减少管道急转弯、窄口管道或其它容易导致堵塞的设计特征。除盐床的运行可通过远程控制。在非预计运行事件时，提供可接近设备的措施。树脂采用除盐水冲排。

除盐床应方便清洗和冲刷，避免堵塞。更换除盐床应启用临时通风系统，防止放射性扩散。应按照设计路线转移运输废树脂，并应进行屏蔽，防止发生跌落泄漏等事故。

#### 5.4.10 热交换器

热交换器系统管道应可用化学液循环清洗热交换器内表面。潜在放射性热交换器的化学清洗液应进入放射性液体废物或固体废物处理系统进行处理。

对于管板边缘螺栓孔，应考虑每隔3个设置一个螺纹孔，这样便于拆卸壳体、管板以露出换热管端进行泄漏检测和试验；高放射性流体流经热交换器的管侧部分，这样可以减少热交换器中放射性的累积，管壁也可以起到一定的屏蔽作用。

热交换器传热管应用法兰连接，减少泄漏。潜在接触高放射性液体的热交换器应考虑更换热交换传热管和外壳，减少腐渣沉积。

#### 5.4.11 管道

放射性管道的布置应考虑附近区域的辐射分区，避免布置在工作区域和工作人员经常进入的区域，使得附近设备或组件维护的工作人员照射剂量尽量低。

放射性的管道与干净管道应分开布置，根据放射性水平设置屏蔽。管道布置应考虑留有足够安装和维护设备的空间，并可适用辅助工具。距放射性设备应足够远，并可设置临时屏蔽，方便维护工作人员进入维护区域。

经常拆卸部分应用法兰连接，应容易冲洗。排水管线应有适当的尺寸、倾斜度和线路，防止放射性液体回流或满溢。

以下为减少管道腐渣沉积的设计导则：

- a) 避免流向突变；
- b) 较少使用或不使用的支线应该布置在母线中平面以上；
- c) 热胀部分尽量布置在环路上升段；
- d) 排水和冲洗应布置在污水管最低处；
- e) 管道内表面应光滑，避免不连续面；
- f) 避免导致两个管口不连续的焊接。

#### 5.4.12 箱体

工作人员进入前应对箱体内部进行冲洗。箱体内部构件设计时应避免产生腐渣阱。所有废物收集和处理的箱体设计成倾斜或锥形底面，方便排水和冲洗。若液体废物的固体含量较高，则使用锥形底面。

贮存潜在放射性的箱体应密封，防止放射性泄漏，包括液体满溢和气体泄漏。阀门应尽量接近屏蔽墙，以减少关闭阀门时放射性管道露在屏蔽墙外的长度。

装有废树脂等泥浆状废物的箱体，如果机械搅拌不可行时，应提供其他手段对箱体内废物进行搅动。应考虑把放射性淤泥安全便捷地运往放射性废物处理系统。

#### 5.4.13 阀门

放射性阀门的布置应考虑相邻区域的辐射分区。低放射性或不携带放射性的阀门宜布置在低辐射区或监督区。阀门等维护率高的设备应与其他设备隔离，减少维护剂量。连接长管道的放射性系统的阀门应布置在阀门间，阀门间的管道应尽量短。阀门间内的阀门应尽量使用远距离操作。



根据辐射水平和运行、维护要求选择阀门。阀门的阀瓣和阀座等宜使用低钴合金材料，减少腐渣阱，并尽量避免使用含银垫片。应尽量避免阀门泄漏，并做好阀门泄漏液的收集和处理。

#### 5.4.14 其它设备

除以上主要的设备外，还应考虑贯穿件等相关设备或管道的设计。

穿过屏蔽墙的贯穿件设计应考虑：

- a) 设置阀廊，隔离走廊上的放射性管道与阀门；
- b) 贯穿位置尽量靠近顶部天花板或底部地板，并且避免直接贯穿，减少辐射泄漏；
- c) 应使用屏蔽材料填充穿孔与贯穿件和管道之间的空间；
- d) 避免从高辐射区直接贯穿。

应为以下辐射提供足够的屏蔽：

- e) 直接来自 RPV 区域的辐射源；
- f) 堆腔辐射漏束；
- g) 活化后中子测量和温度测量等的套管；
- h) 废滤芯和废树脂；
- i) 乏燃料组件等。

#### 5.5 屏蔽设计与人员出入控制

辐射屏蔽设计和人员出入控制的目的是保护进入核电厂区域的人员受照剂量低于限值并且可合理达到的尽量低。

核电厂厂内一般应分为辐射工作场所和非辐射工作场所，将辐射工作场所分为控制区和监督区，并将控制区细分为若干子区，为厂内的辐射屏蔽设计和人员出入控制提供依据。

屏蔽设计的布置通常是先设计整体屏蔽，再考虑贯穿件等局部屏蔽。在进行整体屏蔽优化设计时，不仅应考虑材料的成本，还应考虑制造、安装和附加成本，并应考虑屏蔽设计修改对电厂设计其他方面的成本影响。

在开展电厂屏蔽设计时，为有效屏蔽辐射源并节省屏蔽材料，应让屏蔽体尽量靠近辐射源，根据实际情况结合使用永久屏蔽和临时屏蔽。永久屏蔽应考虑屏蔽材料的抗腐蚀性和稳定性，临时屏蔽应考虑屏蔽有效性和可移动性。屏蔽材料选取应考虑经济性、可操作性和可靠性，应选用性能稳定、无毒、无特殊气味、容易获得、运输方便和价格低廉的材料。

屏蔽设计计算方法可根据不同设计对象，选用点核积分、离散纵标及蒙特卡洛等方法，计算中应配套使用评价过的参数，以保证计算精度和保守性。

在开展电厂屏蔽设计时，应参考同类型电站的运行经验，对原屏蔽设计进行优化。

根据电厂内不同区域的辐射分区和剂量率水平，通过控制区出入口的设置、张贴辐射标志、人员控制、报警和锁的使用来管理和控制人员的进入。电厂运行期间，只有通过控制区出入口才可进入到放射性控制区。控制区出入口应设置有更衣室、监测体表和工作服污染的设备、人体去污设施、监测携带物品污染的设备和被污染衣具的收集装置等。

控制区域相关设计应使工作人员进入低辐射区不必穿过较高辐射区，尽量缩短通行路线，应为人员进出提供足够的空间和便利措施（如照明、标识及通信等）。

#### 5.6 远程技术

构筑物、系统和部件可进行远程或半远程运行、维修和检查，以有效地减少工作人员在放射性区域的停留时间和受照剂量。如为系统提供远程操作、排水和冲洗；蒸汽发生器、反应堆压力容器和主管道可采用机器人技术进行远程检查和维修；使用长臂工具或遥控技术增加工作人员与辐射源的距离，可以

减少检查和维护时工作人员受到的照射剂量；采用远程操作工具移除废滤芯，降低人员在滤芯更换过程中的辐照剂量；除盐床的运行通过远程来控制等。

其他可以用到远距离操作工具的活动包括（实际是否使用根据电厂运行管理确定）：

- a) 废物桶操作；
- b) 燃料棒束检查和啜吸试验；
- c) 燃料操作；
- d) 螺栓拉伸机操作；
- e) 反应堆冷却剂系统内部检查和清洗；
- f) 堆内构件的超声检测（UT）检查和维护；
- g) 管道、焊缝、RPV 和核设备 UT 检查；
- h) 阀门泄漏探测；
- i) 控制棒驱动机构更换；
- j) 自动或远程管道焊接机和切割机；
- k) 通过测量中子“噪声”来监测堆内构件振动；
- l) 重要设备振动分析；
- m) 表面去污。

远程技术可以在退役期间拆除大多数放射性设备时发挥重要的作用。在设计阶段应考虑使用这种技术，并且厂房的设计和布置应为此技术的使用提供便利条件。

## 5.7 隔离和去污

对于那些可能对工作人员产生潜在辐照危害的设备，应尽可能的将放射源移除或隔离。设计上应体现相关的隔离和去污措施。可体现在以下几点：

- a) 去污的必要性可通过限制放射性物质在处理设备中的沉积来降低，特别是在一些死角等沉积容易发生的地方。放射性在管道中沉积的减少和去污效果的增强可通过避免管道死区、在管道中心线设置连接、使用倾斜的流道、在系统低位区提供排水等方式来实现；
- b) 降低对设备和工作区域的去污需求可通过降低释放的可能性、释放量及降低扩散等几方面来考虑。可以通过通风系统、排风口的设置及防止泄漏的扩散来实现；
- c) 对于不可避免的腐渣或其他放射性材料的沉积，可通过流体的循环并采取一定的化学及物理处理措施来降低。这些流体应在电厂的废物处理系统进行处理；
- d) 持续的净化或通风对于人员剂量的控制非常重要，可通过冗余设备的投入使用来实现含有放射性设备的隔离；
- e) 与含有放射性的系统相连接的相对比较干净的系统可能由于泄漏会被污染，可通过设置隔离阀来实现对放射性源的隔离。同时，含有放射性的管道的寿命应设计的与电厂一样，这样可以避免更换；
- f) 表面光滑、无孔、没有破损、无裂缝，则其去污处理更加便捷。这些可通过相关设计制造来实现，并且可对表面进行涂层来实现；
- g) 由于设备的失效导致重要系统的去污不可实现，可通过使用其他允许替代去污措施来实现；
- h) 乏燃料池中的污染水和沉积残渣是该区域辐照的主要贡献。处理系统对池水中污染物的去除可通过以下措施更加高效的实现：
  - 1) 乏燃料处理系统的进出口的设置可加强流体的混合，同时避免池水的滞留；
  - 2) 如果池水溢流并且提供了撇沫器，流体喷射和真空搅拌器也有助于降低腐渣在乏燃料池系统的沉积。

## 5.8 辅助设施设计

核电厂的设计应当包括在运行和维修及应急响应期间可有效地控制辐射照射的辅助设施,尤其是执行如下功能的辅助设施:限制辐射防护控制区内的污染物扩散和防止污染扩散到辐射防护控制区之外,充分实施工作场所监测和个人监测,为工作人员提供必需的防护设备。

这些辅助设施应包括:

- a) 配备辐射仪器和防护设备测试和标定设施的工作场所;
- b) 防护服更衣室;
- c) 人员去污设施;
- d) 设备去污设施;
- e) 污染服洗涤设施;
- f) 急救室;
- g) 放化实验室(样品制备与活度测量);
- h) 污染物品与工具的贮存区;
- i) 存放被污染设备的车间;
- j) 辐射源贮存室;
- k) 废物管理、整备和贮存设施;
- l) 剂量学实验室或者在有承包商时的剂量学控制;
- m) 数据记录和存储系统,可用于创建相关的数据库且可按需升级;
- n) 备用的或者外部保健物理控制中心;
- o) 厂内应急集合区域;
- p) 应急控制中心;
- q) 厂内人员隐蔽场所。

应提供如下设备,并保证它们在核电厂投入运行之前可用:

- a) 防护服、靴子等;
- b) 呼吸道防护设备及压空系统;
- c) 空气取样器和测量气载放射性浓度的设备;
- d) 带有可变整定值音响报警器的便携式剂量率计,人员和表面污染监测装置;
- e) 可移动屏蔽、标志、绳索、支架和远程操作工具;
- f) 通信设备;
- g) 气象仪器;
- h) 监测个人放射性核素摄入的设备;
- i) 盛放固体放射性废物的临时容器和盛放液体放射性废物的特定容器;
- j) 应急设备(包括附加的防护服,自供电空气取样器和应急车辆);
- k) 急救设备;
- l) 废物贮存区域周围的取样和分析设备,如放射性废物地下贮存设施的测井监测设备等。

## 6 事故工况的辐射防护设计

### 6.1 一般要求

为减轻事故放射性后果,应在设计中引入相应的保护措施,可以降低事故放射性后果的防护措施包括(但不限于):

- a) 提高安全壳的气密性,控制事故后安全壳泄漏率,并在事故后,尽快对安全壳进行隔离;

- b) 设计中应考虑向安全壳地坑中添加化学添加剂,以提高 pH 值;
- c) 对于能动核电厂,应合理设计安全壳喷淋系统的触发逻辑,并确保喷淋可以持续足够的时间;
- d) 对于非能动核电厂,应尽量降低事故后安全壳壁面温度,提高扩散泳等机制去除放射性气溶胶的能力;
- e) 应对事故后放射性液体可能的释放进行全面评估,并尽可能的加以避免,应将放射性液体滞留在厂房内,而不是向环境释放。

## 6.2 事故后人员可达性

为确保事故后人员可达性,主要的设计考虑包括:

- a) 应选取代表性事故,针对核岛厂房开展事故后辐射分区或辐射场分析,增加永久屏蔽或临时屏蔽,并采取措施尽量减少为电厂或厂区人员的安全而需要进入区域的气载和液态放射性污染;
- b) 应根据电厂事故规程,梳理出为了缓解事故,需要人员进行就地操作的规程。合理设计人员的出入路线,确保人员能够到达并进行相应的操作,又不会超过允许的剂量验收准则。

## 6.3 事故后主要应急设施的可居留性设计

为确保事故后主要应急设施的可居留性,主要的设计考虑包括:

- a) 可居留性的评价不应局限于设计基准事故,应适当考虑严重事故的影响,并评价可居留时间;
- b) 电厂应急设施通常包括主控制室、辅助控制室、技术支持中心、应急控制中心等,应结合其在事故情况下担负的基本功能,确定需要维持长时间可居留的应急设施;
- c) 应急可居留设施应考虑屏蔽设计措施,尽量减少工作人员所受的照射剂量;
- d) 应急可居留设施通风系统的新风吸入口应尽量远离主要的潜在释放点,并避免设置在主要的潜在释放点的主导风向的下风向;
- e) 应急可居留设施通风系统设计时,新风吸入量、内循环风量和过滤效率的设计应考虑尽量减少工作人员所受的辐照剂量,并且应证明在系统和设备设计时满足了剂量限值等的要求;
- f) 尽可能保持应急可居留设施边界的完整性,尽量避免或减少通过门窗、贯穿件、墙体等途径的非过滤渗漏。

## 6.4 事故后取样

应考虑事故后气体(如安全壳大气)和液体(如安全壳地坑)的取样要求和手段(如远距离取样),并采取一定的设计措施或屏蔽,使取样时不会受到过高的个人照射。

取样分析的能力应有如下的考虑:

- a) 当需要或可行时,应有能力对样品(气体和液体)进行稀释;稀释后的液体样品中放射性核素浓度一般应在 37 GBq/t ( $1\mu\text{Ci/g}$ ) ~ 370 GBq/t ( $10\mu\text{Ci/g}$ ) 之间,以提供测量能力并减少工作人员可能受到的辐射剂量;
- b) 应控制取样分析时的本底辐射水平,使得取样分析的结果在一定的误差范围内,可以通过足够的屏蔽设施或通风系统来控制。

## 7 辐射监测

应设置相应的辐射监测设备,以保证在正常运行、预计运行事件和设计基准事故工况下提供充分的辐射监测,以及在设计扩展工况下提供尽实际可行的辐射监测。核电厂辐射监测主要包括排出流监测、工艺流监测和气载监测,并对有需要的电厂区域的放射性环境进行连续指示。辐射监测各监测通道应根据相关法规、标准和系统设计功能的要求,设置合适的报警阈值。具体辐射监测包括。

- a) 应提供固定式剂量率仪表,在工作人员日常出入的场所和在运行状态下辐射水平的变化使得仅能允许在某些规定时段内出入的场所,监测辐射剂量率;
- b) 应在适当的地点安装固定式剂量率仪表,以反映在事故工况下核电厂的总体辐射水平。在主控制室或工作人员能够采取纠正行动的适当控制位置,固定式剂量率仪表应给出充分的信息;
- c) 应安装固定式监测设备,在工作人员日常停留的区域和气载放射性物质的活度水平可能达到须采取保护措施程度的区域,测量空气中放射性物质的活度。当探测到放射性活度高时,这些系统应在主控制室或其他适当地点给出指示。还应在因设备故障或其他异常情况可能会造成污染的区域提供监测设备;
- d) 应设置固定式设备和实验室设施,在运行状态和事故工况下流体工艺系统中,及时测定选定放射性核素的浓度,以及在核电厂系统或环境中采集的气体 and 液体样品中,及时测定选定放射性核素的浓度;
- e) 应设置固定式设备,在核电厂向环境排放之前或在排放期间,监测放射性流出物和可能被污染的流出物的活度浓度,并确保电厂烟囱气载流出物取样监测具有代表性;
- f) 应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、排放活度浓度及主要核素的含量。气态放射性流出物的监测项目应包括惰性气体、碘、粒子(半衰期 $\geq 8\text{ d}$ )、 $^{14}\text{C}$ 和总氚;液态放射性流出物的监测项目应包括氚、 $^{14}\text{C}$ 和其他核素;
- g) 应设置用于测量表面污染的仪器仪表。应在辐射监督区和控制区的主要出入口设置固定式监测设备(如门式辐射监测仪、手足监测仪);
- h) 应设置用于测量运行人员所受照射和污染的设施。应制定用于评定和记录工作人员随时间所受累积剂量的程序;
- i) 应根据核电厂周围区域剂量率或放射性活度浓度设计环境监测系统,配备环境监测设备,这种设备应能探测出辐射超过本底的显著增加(通常取大于本底信号标准偏差的两倍)。环境监测应包括外照射、气溶胶和碘的活度浓度,以及沉积放射性的测量(可以连续测量,也可以用在规定时间间隔内的积分测量)。环境 $\gamma$ 辐射水平监测范围的覆盖半径一般取20 km。

附 录 A  
(资料性附录)  
设备材料钴杂质含量水平

设备材料钴杂质含量水平见表A.1

表A.1 设备材料钴杂质含量水平

区域部件或应用	钴的最大质量百分比(%)
燃料组件中的镍基合金和不锈钢部件	0.05
SG中的镍基合金管	0.015
堆芯活性区外中子高通量区域中的部件,典型的有围板、幅板、堆芯上板、堆芯下板、吊篮筒体和中子衬垫	0.05
除传热管外的SG其它表面	0.1
除了后面列出的硬面和紧固件外的其他主要设备和堆焊层表面,如主管道等	0.05
暴露在堆冷却剂下的辅助热交换器	0.05
堆内构件中的螺栓材料;高中子通量区的其他小部件	0.2
轴承和硬面材料	无限值(尽可能采用低或无钴材料)
辅助部件,如阀门、管道、仪器、箱体等,包括主要和辅助部件中的螺栓材料	无限值
焊接材料(用于堆焊层的除外)	无限值

中 华 人 民 共 和 国  
能 源 行 业 标 准  
压水堆核电厂辐射防护设计准则  
NB/T 20529—2018

\*

核工业标准化研究所出版发行  
北京海淀区骚子营 1 号院  
邮政编码：100091  
电 话：010-62863505  
原子能出版社印刷  
版权专有 不得翻印

\*

2019 年 4 月第 1 版 2019 年 4 月第 1 次印刷  
印数 1—50 定价 48.00 元