

附件 2

核安全导则 HAD 102/12-2019

核动力厂辐射防护设计

(国家核安全局 2019 年 12 月 31 日批准发布)

国家核安全局

核动力厂辐射防护设计

(2019 年 12 月 31 日国家核安全局批准发布)

本导则自 2019 年 12 月 31 日起实施

本导则由国家核安全局负责解释

本导则是指导性文件。在实际工作中可以采用不同于本导则的方法和方案，但必须证明所采用的方法和方案至少具有与本导则相同的安全水平。

1 引言

1.1 目的

1.1.1 本导则是对《核动力厂设计安全规定》(HAF102)有关条款的说明和细化,其目的是在新建核动力厂的设计中建立和保持对辐射危害的有效防御措施,为实现辐射防护目标提供指导。本导则的主要内容可作为在役核动力厂设计修改和安全审查的参考。

1.1.2 本导则的附件 I、II、III 与正文具有同等效力。

1.1.3 本导则的附录为参考性文件。

1.2 范围

1.2.1 本导则的适用范围包括:

(1) 核动力厂设计中为实现剂量限制和辐射防护最优化体系所采取的辐射防护措施;

(2) 核动力厂设计中厂区人员和公众采取的辐射防护措施;

(3) 用于计算厂内外辐射水平和满足辐射防护设计要求的方法;

(4) 确定在设计中为厂区人员、公众和环境提供防护所针对的运行、退役和事故工况下的重要辐射源和污染源;

(5) 事故工况(包括严重事故)的辐射防护措施;

(6) 放射性废物的操作、处理和贮存的辐射防护。

1.2.2 本导则不涉及放射性废物长期贮存或处置方面

与废物形态和质量有关的安全问题，不涉及为减少事故发生频率和防止事故发展而需要采取的设计措施，也不涉及实际运行和退役过程的辐射防护。

2 安全目标、剂量限制与防护最优化

2.1 安全目标

核动力厂辐射防护设计必须保证在所有运行状态下核动力厂内的辐射照射或由于该核动力厂任何计划排放放射性物质引起的辐射照射低于规定限值，且可合理达到的尽量低。同时，还应采取措施减轻任何事故的放射性后果。

2.2 运行状态下的剂量限值和剂量约束

2.2.1 核动力厂的设计，应当使运行期间产生的辐射照射不超过为工作人员和公众所规定的剂量限值。剂量限值应符合《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871)的规定。

2.2.2 对于职业照射，应在核动力厂设计阶段确定剂量约束并作为确定辐射防护最优化方案范围的边界条件。职业照射剂量约束值不是剂量限值，超过剂量约束不代表未遵守监管要求，但可能导致采取后续行动。

2.2.3 对于公众照射，个人剂量约束应符合《核动力厂环境辐射防护规定》(GB6249)的规定。

2.3 最优化原则的应用

2.3.1 在考虑了下列经济和社会因素之后，所有的辐射照射都应当保持在规定的限值以内，并处于可合理达到的尽量

低的水平：

(1) 应当通过辐射防护措施，把核动力厂运行状态和事故工况引起的辐射照射降低到一定的数值，使得进一步增加设计、建造和运行费用与所获得的辐射照射的减少相比已不值得（经济因素）。

(2) 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的职业照射剂量的差异，避免放射性工作区的恶劣工作条件（社会因素）。可能受到最大辐射照射的工作人员包括换料、维修、检查和辐射防护人员等。

2.3.2 通常，辐射防护最优化应对一系列的防护措施（例如屏蔽、通风、控制距离和把辐射照射时间减至最短的手段等）进行选择。为此，应确定可行的待选方案和比较准则及数值，并对这些方案进行评估和比较。附件 I 描述了有关决策分析方法。

2.3.3 最优化的概念还应当用于避免或减轻导致工作人员或公众照射的核动力厂事故后果的设计特征中。

2.4 运行期间的设计目标

2.4.1 为了保证在设计中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，对公众照射设定个人剂量设计目标。个人剂量设计目标为剂量限值的一个适当的份额，应体现剂量约束的概念。

2.4.2 为了将设计的重点放在对工作人员的个人剂量

和集体剂量贡献较大的有关方面，需要对可能受到最大剂量的工作人员组（例如维修人员和保健物理人员等）设定集体剂量设计目标。同样，需要对每个工种的集体剂量设定设计目标，例如主要部件的维修、在役检查、换料和废物管理等。上述设计目标与设计关键阶段的剂量评价相结合，可作为剂量监测和运行中剂量管理的依据。

2.4.3 核动力厂工作人员集体剂量的设计目标可用人·希沃特/吉瓦·年（man·Sv/GWe·a）的形式来表示。应根据辐射防护最优化设计或参照良好实践确定集体剂量设计目标。

2.5 事故工况的设计目标

2.5.1 事故工况的设计目标是将核动力厂可能释放的放射性物质对公众带来的风险以及由于放射性释放和直接照射给厂区工作人员带来的风险限制在可接受的水平。应当将事故剂量的计算值与事故工况设计目标中所规定的剂量准则进行比较，以判断假想事故工况下保护厂区人员和公众的设计措施是否充分。应对不同发生频率的事故设定不同的设计目标。对于设计基准事故，要求在厂区边界和非居住区以外只会产生较小的辐射影响，即从辐射防护的角度而言没有必要采取撤离措施。

3 辐射防护设计

3.1 辐射源

3.1.1 在设计阶段，应当确定运行状态的辐射源的大小和位置。附件II简要描述了正常运行和退役期间导致辐射照射的主要辐射源，包括反应堆堆芯和压力容器、反应堆冷却剂和液体慢化剂系统、蒸汽和汽轮机系统、废物处理系统、已辐照燃料、新燃料贮存设施、去污设施以及各种其他辐射源（例如用于无损检验的密封源等）。最大的辐射源是反应堆堆芯、已辐照燃料和废树脂，设计应确保人员不会受到这些辐射源的直接照射。

3.1.2 在核动力厂的设计阶段，应确定事故工况下潜在的辐射照射源的大小、位置和可能的运输机理和运输途径。

3.1.3 对于采取了预防性设计措施的事故工况，其主要辐射源是从燃料元件中释放或者从滞留它们的各种系统和设备中释放出来的放射性裂变产物。附件III描述了对所选定的事故的辐射源进行评价的方法的实例。

3.2 运行期间的辐射防护设计

3.2.1 人力资源

3.2.1.1 设计部门应充分了解设计中的辐射防护措施。为此，设计团队应配备或聘请辐射防护专业人员，以提出完善的辐射防护要求和提供必要的培训。应将良好的运行经验反馈给设计部门，使设计工作和运行程序之间相互协调。

3.2.1.2 防护与安全的最优化应当贯穿于核动力厂寿期内从设计、建造、运行直至退役的所有阶段。应当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

最优化原则在核动力厂运行阶段中得到有效的实施。

3.2.1.3 在设计的每一个阶段，设计部门都应认识到辐射防护的重要性。

3.2.1.4 有关化学参数在控制核动力厂的辐射源方面起着非常重要的作用。放射化学方面的专业人员应参与设计过程，材料方面的专业人员应参与控制腐蚀产物所产生源项的设计过程。

3.2.2 组织

3.2.2.1 为使辐射防护的设计满足要求，应保证对可能影响照射的决定及辐射防护专业人员提出的建议都记录在案，并制定合理的设计过程。应当有适当的手段，以保证设计人员在设计过程中的每个阶段都考虑了所要求的辐射防护措施。

3.2.2.2 在整个设计过程中应实施系统化的质量保证大纲。

3.2.3 设计策略

3.2.3.1 一般方法

3.2.3.1.1 在设计开始时应确定设计目标，见本导则2.4节。

3.2.3.1.2 通常，为减少放射性物质对环境的释放，会增强废物处理系统，这会导致厂区人员因完成附加的工作而增加受照剂量。在实践中，可以独立地考虑公众照射和职业照射设计目标。然而，在提供减少释放的最佳的实际可行的

手段时，应对厂区人员受到的照射进行监测，以保证其不会有不必要的增加。

3.2.3.1.3 在确定设计目标时，应考虑在辐射防护方面具有良好运行记录的核动力厂的经验。应考虑参考核动力厂与所设计的核动力厂在设计、运行或政策方面的差异，这些差异可能包括功率水平、一回路的材料、燃料类型、燃料、负荷跟踪、反应堆在燃料失效情况下的运行要求、以及运行状态下安全壳的可达性要求。

3.2.3.1.4 图 1 给出了核动力厂设计中使用设计目标的一个简单示例。在设计过程的初始阶段，为保证实现所设定的设计目标而对原来的设计进行了修改。但是，实现设计目标并不保证剂量将会减少到可合理达到的尽量低的水平，因此，需要进一步完善设计以保证辐射防护的最优化。

3.2.3.2 厂区人员的辐射防护设计

3.2.3.2.1 厂区人员的辐射防护设计应采取以下步骤：

(1) 首先应制定控制照射的策略，以保证在设计的前期阶段以合理的顺序考虑了最重要的方面。例如，在很多类型的反应堆设计中，能够降低剂量的两个主要方面是定期维修和不定期维修。在一些压水堆的设计中，蒸汽发生器和阀门是两个重要的照射来源。因此，应首先考虑这些物项并保证设计的可靠性得到过验证。这可将照射降低到可合理达到的尽量低的水平，并有助于提高核动力厂的效益。

应考虑的第二个方面是使放射性核素的产生和积累最

小化的设计特征。减少放射性核素的产生和积累将降低整个核动力厂的辐射和污染水平，而局部的解决方案（例如增加屏蔽或改善通风）只会带来局部的好处。在考虑整体设计特征之后，还须考虑核动力厂的局部特征，例如核动力厂的布置、屏蔽以及系统和部件的设计等。图 2 给出了压水堆设计策略的简化示意图。

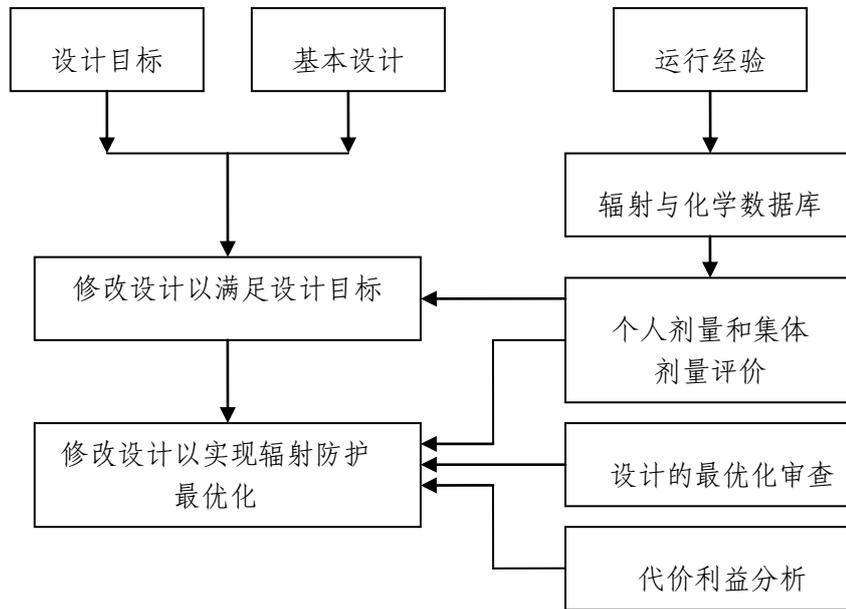


图 1 辐射防护最优化策略

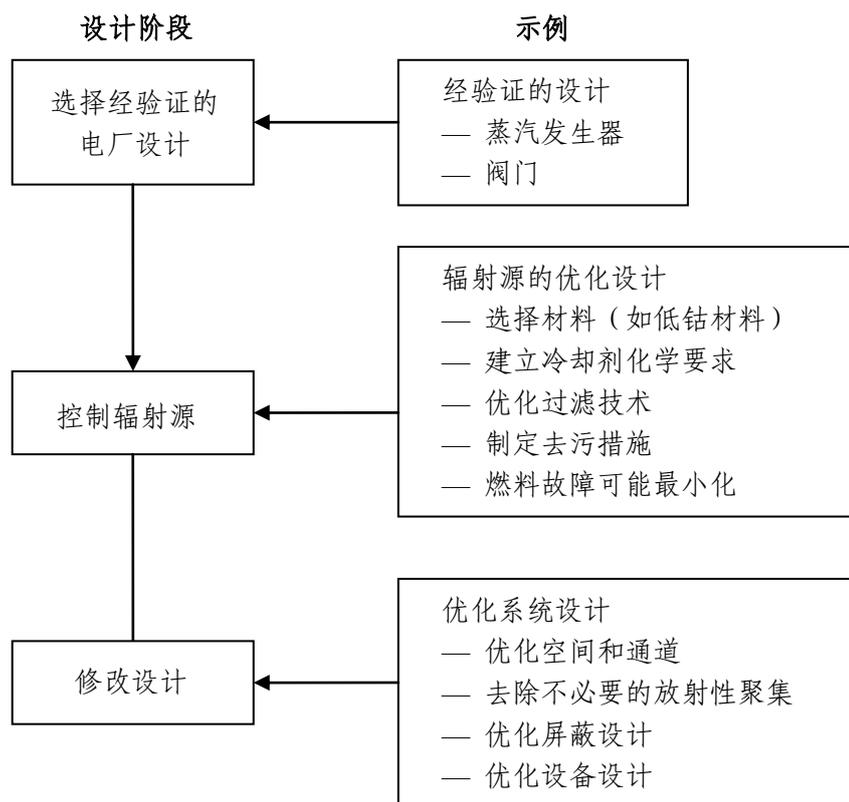


图 2 压水堆降低辐射照射的策略

(2) 应制定核动力厂的总体要求并形成相关文件。总体要求包括核动力厂的布置原则和在设计中限制使用的材料。这些文件是设计质量保证过程的一部分。

(3) 根据预期剂量率、污染水平、可达性要求以及安全序列的隔离需要等特定要求，提出合理的核动力厂布置并对控制区进行进一步分区。可以使用辐射防护设计基准的源项计算预期剂量率（见附件 II 和附录）；在相关设计和运行参数差别不大的情况下，也可以根据类似核动力厂的运行经验估计预期剂量率。在设计阶段，应对辐射分区进行细致的分析计算。

(4) 应制定完善的维修大纲、程序以及合理安排操作任务。应基于运行要求而不仅仅是为满足相关规定或剂量约束而人为地增加每项任务的工作人员数量。对于预计剂量相对较小的任务，一般可以将所需的工作量表述为在每个辐射区域中花费的人·小时。同时也应确定完成每项任务的工作人员的类型，包括维修人员、在役检查人员、支持人员（如脚手架拆装人员）、去污人员和保健物理人员等。

(5) 应结合上述第(3)和第(4)步骤的结果对个人剂量和集体剂量做出评估。评估时，可使用有关的数据库。在能够获得相关运行经验的情况下，应最大限度地利用这些经验，尤其是对于计划外维修等难以预计的工作。

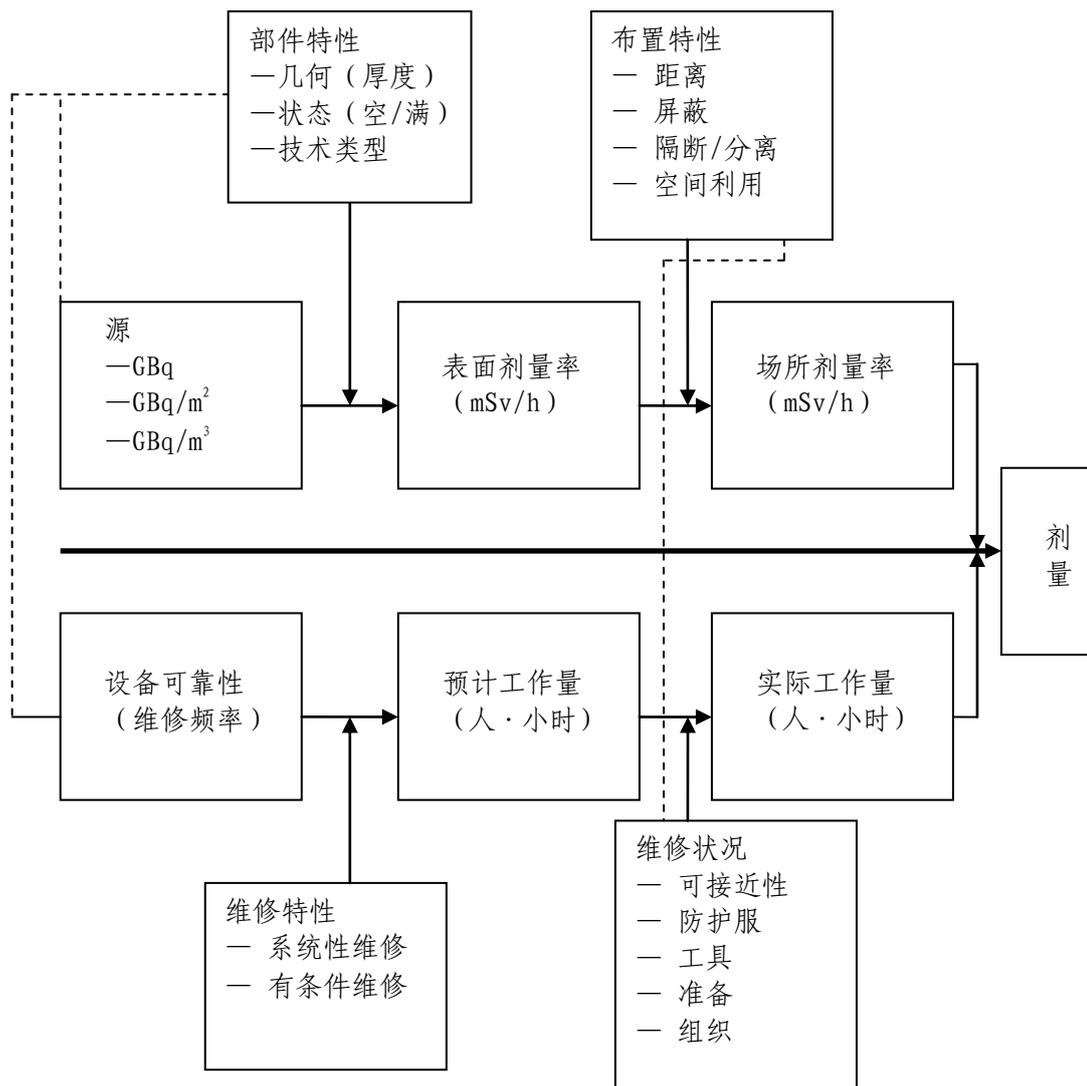
(6) 图 3 给出了确定个人剂量和集体剂量的流程。在设计每个重要阶段都应采用图 3 所示的程序。随着设计的深入，其详细程度应逐步提高。在设计每个阶段，所评估的剂量都应与每个类型的工作所设定的设计目标进行比较。

(7) 对于图 3 中的每个步骤，在有不同的设计方案可供选择时，应进行最优化的研究。对于预计辐射剂量将超过设计目标的情况，这种研究尤其重要。

如表 1 所示，上述厂区人员的辐射防护设计程序应是迭代进行、逐步细化的过程。

3.2.3.2.2 应对在设计过程中所做出的所有决定及其理由进行备案，使得影响辐射照射的每一个设计方面都是合理的。这是设计质量保证的一部分。

3.2.3.2.3 应考虑制定初步的退役计划，以保证设计考虑了在退役期间降低和控制照射的必要特征。在很多情况下，这些特征与运行状态所必要的特征相同，但是对于退役可能需要某些附加的特征。如果这些附加的特征很重要，应使运行状态所必要的特征和退役所必要的特征达到最优化。



注：虚线表示某些部分对其他部分可能产生影响

图3 核动力厂辐射剂量评估示意图

表 1 设计过程实施策略实例

步骤 ^a / 子项 ^b	设计目标		最优化过程	剂量率		个人和集体剂量
	个人剂量目标	集体剂量目标	待完成的研究	分区	表面剂量率	工作量
步骤一 ^c	所有工作人员的平均值	设计总值	选择方案优/缺点描述	(不相关)	(不相关)	选择方案的工作量估计
步骤二	更新步骤一的数值	更新步骤一的数值	评估主要选择方案	建立初步分区	(不相关)	大纲确定的工作量估计
步骤三	确定的工作人员平均值	随步骤二的决定更新	限于重要点位	使用设计源项/现实源项/事故源项评估	计算表面剂量率	工作量估计
步骤四	每类工作人员的剂量目标值	更新	按任务细化	确认/精确性	确认/精确性	工作量的详细估计

步骤^a：研究工作延续数年的复杂工程的设计通常分为若干个步骤。研究的详细程度随步骤数而增加。

子项^b：要考虑的主要参数。

步骤一^c：在步骤一期间，将设定平均剂量约束（包括所有的工作人员类型）以及集体剂量目标，包括一定的裕度；最优化研究将给出选择方案优、缺点的清单；不进行分区或表面剂量率计算；将考虑不同选择方案（所涉及的工作由工作人员或机器人完成），估计工作量（人·小时）。

3.2.3.2.4 应采用下述部分或全部措施，使设计应有利于职业照射剂量目标的实现，包括个人剂量和集体剂量。

（1）降低工作区中的剂量率：

A) 降低源项（例如通过去污、材料选择、腐蚀控制、水化学、过滤和净化等防止外来物质进入一回路系统）；

B) 改进屏蔽；

C) 增加工作人员和源之间的距离 (如利用远程操作);

(2) 减少在辐射场内的停留时间:

A) 采用可靠性高的设备, 以保证较低的设备故障率;

B) 保证设备容易维修和移出;

C) 通过在设计中采取内设的辅助设备和设置永久出入口等措施, 以减少有关操作;

D) 保证良好的可达性和良好的照明。

3.2.3.3 公众成员的辐射防护设计

3.2.3.3.1 在设计开始时, 应设定公众成员的年个人剂量设计目标。必要时, 应考虑场址周边区域的发展和寿期内的人口分布情况。

3.2.3.3.2 应以下述方式实现设定的设计目标:

(1) 在设计过程的早期阶段查明影响公众成员剂量的场址特征, 并在设计中加以考虑。

(2) 考虑相关的运行经验, 利用放射性废液废气处理系统设计的最佳可行手段, 设定放射性流出物的排放目标, 包括年排放总量目标和排放浓度目标。

(3) 评估关键人群组所受到的剂量, 以保证设计目标的实现。

(4) 如果考虑的方案不能实现设定的设计目标, 评估其他可选方案。

3.2.3.3.3 设计应保证能够对离开核动力厂的材料的沾污进行适当的监测。

3.2.3.4 调试要求

3.2.3.4.1 设计中为运行状态提供最佳辐射防护水平而考虑的措施覆盖了调试过程的辐射防护要求。在调试过程中，由于较低的功率水平和有关部件中的放射性物质的积累较少，辐射水平要低于运行状态。

3.2.3.4.2 应在调试早期采取措施查明可能存在的设计缺陷（例如屏蔽设计不能满足防止漏束的要求等），以便在满功率运行之前纠正这些缺陷。

3.3 事故工况辐射防护的设计方法

3.3.1 应通过高质量的设计和在核动力厂设计中考虑的特殊设施（例如各种安全系统）来达到事故工况的设计目标。应通过安全分析确认已经达到了设计目标。为了证明能够符合剂量接受准则，应根据设计基准事故分析中的保守假设和设计扩展工况分析中的最佳估算方法进行确定论安全分析及相关的剂量评价和概率安全评价。

3.3.2 为实现上述设计目标，应制定必要的设计规定和规程（例如控制室的进入、关键设备的维修、工艺取样等），使核动力厂的运行人员能够恰当地处理事故。

3.3.3 应在设计中考虑相关的运行实践，以保证为事故工况厂区人员和公众提供足够的辐射防护。应培育安全文化，以保证给予安全问题最高的优先级以及在恰当的裕度下满足事故工况下放射性物质释放的要求。

3.3.4 应咨询辐射防护、运行、设计和事故分析等领域

的专业人员，以保证对事故工况下用于辐射防护的核动力厂系统和部件进行恰当的设计。在整个设计过程中，这些人员之间应当保持经常性的交流，以满足核安全监管部门有关事故工况下辐射防护的要求，同时设计也应保证能够实施有效的事故管理程序。

4 运行期间厂区工作人员的辐射防护

4.1 辐射源的控制

4.1.1 概述

4.1.1.1 在设计的前期阶段，应对核动力厂辐射源的控制进行最优化设计，因为辐射源会影响到整个核动力厂的辐射水平，而其他方面的设计仅会对局部区域内的辐射水平产生影响。对于大多数反应堆的设计，主要辐射源是活化腐蚀产物，只有在发生大量燃料包壳失效的情况下，裂变产物才有可能成为主要的辐射源。这些辐射源来源于堆芯，并通过反应堆冷却剂进行输运，在使用液体慢化的反应堆中也通过慢化剂进行输运。任何降低辐射源强或减少放射性物质输运，不增加额外成本且不降低设备可靠性的实际可行的措施都应采用。应尽可能地防止泄漏，并提供泄漏监测手段，尤其是对于存在氚泄漏危险的重水堆。如果使用密封技术，应确保密封材料中不含铍。附件 II 对正常运行和退役期间的辐射源及其控制进行了详细的描述。

4.1.1.2 应在设计阶段适当地考虑退役，以便于退役的

进行，避免或减少不必要的辐射照射。在设施和设备的设计以及在运行的有关安排方面也应考虑便于退役。例如，对于在正常运行状态下不可达的区域，应为便于退役设计必要的通道。

4.1.2 腐蚀产物

4.1.2.1 应通过下列措施减少活化腐蚀产物源项：

(1) 通过选择合适的材料和控制冷却剂的化学性质，减少回路材料的腐蚀和侵蚀速率；

(2) 通过选择适当的材料，尽量减少可能成为重要辐射源的核素浓度（尤其是钢中的钴）；

(3) 设置净化系统（例如粒子过滤器和离子交换树脂床）；

(4) 尽量减少堆芯补给水中能够被活化核素的浓度；

(5) 设备和管道的设计应能尽量减少腐蚀产物的累积。

4.1.2.2 根据最优化设计原则，应减少高钴材料（例如钨铬钴合金，这种材料由于硬度很高，常被用于阀门座和轴承中）在主冷却剂回路、化学控制回路、沸水堆汽轮机系统以及直接连接的回路中的使用，这对于堆内构件尤其重要。应特别注意补给水系统加热器材料的选择，同时考虑到在靠近堆芯入口处的补给水回路或堆芯冷却剂回流回路上安装过滤器时可能遇到的问题。

4.1.2.3 还应特别注意材料的选择和冷却剂的化学成分，它们对核蒸汽供应系统的可靠性起着重要的作用。应谨

慎考虑材料和冷却剂的相容性，这对于保证减少一回路部件所需维护、修理和例行检查的次数非常重要。应只使用与冷却剂相容的材料，并特别注意发生晶间应力腐蚀裂纹的问题。

4.1.2.4 在水冷反应堆中，利用能去除可溶性核素的离子交换树脂以及粒子过滤器去除腐蚀产物。处理能力应能满足在启动和冷停堆状态期间突然增加的腐蚀产物和裂变产物的释放量。

4.1.2.5 对于水冷堆和气冷堆的主冷却剂回路，应设置去除放射性和非放射性的腐蚀产物的系统。这些系统对于具有不锈钢燃料包壳的气冷堆（如改进型气冷堆）减少放射性物质在冷却剂系统可能的沉积尤为重要。在改进型气冷堆中，冷却剂回路中的活化腐蚀产物主要来源于燃料包壳的氧化。当发生反应堆紧急停堆、燃料元件受到热冲击时，氧化物会从堆芯表面以颗粒物形式脱落下来。在冷却剂的流道上应设置过滤器，以去除冷却剂中被活化的氧化物，从而减少在蒸汽发生器内、以及需要进行检查和维修的冷却剂回路的其他区域内的沉积。应对燃料包壳进行处理（例如电镀），以减少剥落。

4.1.3 裂变产物

燃料包壳的破损可能使裂变产物释放到冷却剂中，从而能显著地增加冷却剂中的放射性，并且污染冷却剂回路。包壳破损的燃料元件应尽快从堆芯中取出，以减少这种辐射源

对厂区工作人员的照射。在停堆换料的情况下，应提供包壳失效的监测措施，并对运行状态下冷却剂的放射性活度浓度设置适当的限值，当冷却剂的放射性活度浓度超过运行技术规格书中规定的限值时，应在规定的时间内停堆。

4.1.4 池水中的活度

应采用粒子过滤器和离子交换树脂等组成的净化系统，将燃料贮存池的池水保持在较低的放射性水平。对贮存有重大破损燃料的燃料贮存池进行改造时，设计中应考虑防止放射性物质泄漏到池水中的措施，例如将燃料装罐或其他等效操作。

4.2 厂房布置

在设计阶段，应对设备进行操作、检查、维修、修理、更换和退役的可达性进行评估，以保证能满足相应的要求。设计应当使厂房的布置便于上述工作的开展，并能限制厂区人员受到的辐射照射和污染的扩散。区域分隔、适当的通风布置、设备吊运装置、更换装置、出入控制、远距离装卸装置、去污装置和屏蔽以及系统和部件的有关设计措施等都可以作为实现该目的而采取的手段。

4.2.1 区域和分区

4.2.1.1 应对辐射工作场所建立控制区和监督区。每个辐射防护控制区应分别为人员、物资和设备设置尽量少的出入口。人员通道和物流通道必须严格分开。

4.2.1.2 厂房的布置应把需要和可能需要专门防护手

段或安全措施的区域设定为控制区，以便控制正常工作条件下的正常照射或防止污染扩散，并预防潜在照射或限制潜在照射的范围；把未被定为控制区，在其中通常不需要专门的防护手段或安全措施，但需要经常对职业照射条件进行监督和评价的区域设定为监督区。

4.2.1.3 应对辐射防护控制区域的每个控制区出入口进行控制，并监测离开辐射防护控制区的人员和设备。

4.2.1.4 在设计阶段，应根据预期的辐射水平和放射性污染水平（例如剂量率、表面污染水平或空气中放射性核素的活度浓度）将辐射防护控制区细分为若干子区，包括在运行期间不太可能进入的子区；子区中的辐射或污染水平越高，对该子区的进出控制越严格，以满足剂量限值和剂量约束的要求。

4.2.1.5 应考虑在运行或者计划性维修期间可能需要对某些区域进行临时或永久重新划分的可能性。因此，应特别注意出入路线的规划。在重新划分时，应对这些分区和控制区进行重新评价。

4.2.2 更衣场所及相关设施

4.2.2.1 在辐射防护控制区内，应在较清洁的和可能较脏的区域之间的选定位置设置更衣场所，以防止污染的扩散。这些场所中所需的设备，取决于从这两个区域的交界处进入可能较脏一侧的要求和预计的污染水平。在设计阶段，应当为确定的更衣场所提供服务点（例如电、水、压缩空气

等), 还应当为活动房屋的装配留有足够的空间, 以便设置临时更衣室。

4.2.2.2 在可能存在空气污染(例如碘、气溶胶、氙等)的地方, 应设置永久更衣场所, 在该区内应有个人去污设施、防护服(包括塑料衣裤及连带的防毒面具、防护罩、空气管道、涡流冷却器等)和污染监测装置等, 以供日常运行、停堆或应急状态所需。

4.2.2.3 更衣室应设置在控制区出入口与监督区的交界处。

4.2.2.4 在更衣室内, 应提供实体屏障把清洁区和可能的污染区清楚地分隔开。更衣室的空间应足够大, 以满足维修期间的工作需要和防止人员的接触式交叉沾污, 并应考虑临时工作人员。

4.2.2.5 控制区出入口应当提供人员和设备外部污染检测设备, 对该区域的出口应当进行监视, 以保证只有得到全身污染监测器的许可信号或经辐射防护人员许可后, 人员和设备才能离开。

4.2.2.6 除辐射监测器以外, 更衣室至少还应当提供以下设施:

- (1) 人员去污设施(淋浴或洗涤盆);
- (2) 清洁工作服及其必要的贮存设施;
- (3) 污染工作服存放容器。

4.2.3 进入和停留控制

4.2.3.1 对高剂量率区和高污染区应采用加锁门进行控制。需要时，可采用联锁装置以保证只能在可接受的低辐射水平时才可以进入，该装置应设计为失效时发出报警信号。

4.2.3.2 应当将人员穿过辐射区和污染区的路线缩至最短，以减少穿越这些区域所花的时间。

4.2.3.3 为减少在辐射防护控制区工作的人员所受的辐射剂量和污染的扩散，辐射防护控制区的布置应使工作人员不必穿过较高辐射区才能进入较低辐射区，也不必穿过高污染区进入较低污染区。关于辐射水平和污染水平的确定，应充分利用同类型反应堆的运行经验反馈。

4.2.3.4 设计应能限制污染物的扩散，并易于建立临时性的包容装置。

4.2.3.5 设计应当使在辐射区和污染区从事维修、试验和修理所需的停留时间符合辐射防护最优化原则。例如，可以通过以下措施来实现：

(1) 设置足够宽敞的走廊，以易于到达核动力厂的系统和部件。对于厂区工作人员有可能穿戴全身防护服（包括带有便携式气源的面罩或者通过软管连接气源的面罩）的区域，走廊的大小应考虑这种情况。

(2) 提供足够宽敞的清洁走廊，以便于将核动力厂物项送到维修车间进行去污、维修或处置。应在设计阶段规划出核动力厂退役期间大型设备的搬运路线，并应把所需的装

备考虑进去。

(3) 在工作区域有足够的空间，以进行维修或检查等工作。

(4) 高辐射区有良好的可达性，例如压水堆的蒸汽发生器的水室和主冷却剂系统的阀门室等。

(5) 在低辐射水平区设置等待区域。

(6) 将可能进行频繁操作或需要维修和拆除的部件，设置在便于工作的高度。

(7) 在预计需要对核动力厂的设备进行维修或拆除的区域，提供梯子、通道平台、吊车轨道或吊车。设计中应包括便于安装临时屏蔽的特性。

(8) 运用计算机辅助设计模型对影响工作时间的设计进行优化。在核动力厂的建造期间进行视频或照相记录，以便于对运行期间高辐射区域中的工作做好计划，从而缩短工作时间。

(9) 在需要进行例行维修和检查的部位，提供易于快速拆除屏蔽和保温层的设备。

(10) 提供便于工作的专用工具和设备，以减少照射时间。

(11) 提供远程控制设备。

(12) 提供适当的通讯系统，以便与在辐射区或污染区工作的人员进行联系。

4.3 系统设计

4.3.1 核动力厂系统的设计应基于运行核动力厂在降低辐射照射方面的经验反馈。在考虑新建核动力厂的辐射防护设计改进时，这些经验是非常有价值的。

4.3.2 在系统的设计中应当采用下述降低辐射照射的措施，除非有其他更为重要的考虑使这些措施变得不现实，或者采用这样的措施过于昂贵而不符合“可合理达到的尽量低”的原则：

(1) 需要进行定期维修的部件（例如泵和阀门）处于高辐射水平场所中时，应当将工作空间屏蔽起来，防止来自其他系统的辐射。

(2) 不必安装在放射性部件近旁的非放射性部件（例如显示仪器、辅助设备、驱动机构和控制设备等），应设置在高辐射区外。

(3) 对于放射性液体取样，应提供辐射照射最小化的方法（如远距离取样）。为了减少污染，应在取样点下面设置滴水收集盘。应提供处理这些收集盘容纳物的适当措施，这些措施可能包括与废液处理车间疏水连接的管道。

(4) 应提供避免和减少放射性淤泥在管道和容器内沉积的方法（如冲洗）。

(5) 对互为备用的放射性系统，如果要求在其中一个系统运行时对另一个系统进行维修，则应当在两个系统之间设置足够的屏蔽。

(6) 如果需要在高辐射区中拆除屏蔽，应当备有起重

设备或其他快速且易于使用的拆除设备。

4.3.3 含有放射性液体的管道应尽可能地不靠近非放射性的管道，并且应与需要维修的物项保持适当的距离。在管道和墙之间应留出足够的空间以进行检查、维修和修改等工作。

4.3.4 应通过对流体流动方式的适当设计、化学成分的控制以及使用内表面光滑和平整的管道，防止放射性物质在管道内不可控的累积。

4.3.5 应尽量减少通风和排水管道。排水应设置排放到地坑或封闭系统中。管道的设计应避免造成液体在某些地方汇集。

4.3.6 在管道设计中，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。

4.3.7 在冷却剂回路和辅助回路的设计中，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。

4.3.8 泄排管道的位置应保证回路排水时不会有残留水的积累，放射性液体的回路设计应尽量减少泄排点的数量。如果排水管线上存在死水点，则在回路充满水时和在正常运行状态下，就会出现高的污染水平。为了降低辐射源，贮水箱应具有排水和冲洗设施。

4.4 部件设计

4.4.1 部件设计的一般原则是满足辐射防护的要求，其中大部分原则与系统设计相同。

4.4.2 在设计中将辐射照射减少到最小的主要方法是采用高可靠性的部件，这样的部件要求最低程度的监督、维修、试验和标定。

4.4.3 设计应保证在高辐射区使用的部件易于拆除。

4.4.4 应将核动力厂部件中的放射性物质降低到最小，以减少对厂区工作人员的照射。

4.4.5 可能被污染的部件和厂房区域的设计，应保证易于采用化学或机械的方法去污。包括提供光滑的表面，避免放射性物质可能积聚的弯角和凹坑，以及为盛装放射性液体的回路提供隔离、冲洗和疏水等措施。

4.4.6 应尽量缩短放射性物质流经管道的长度，以将核动力厂部件中的放射性物质总量减至最少，从而减少对厂区工作人员的辐射照射。但在选择最短路径时，载有放射性物质的管道不得穿过人员需要经常进出的区域和低辐射区。在核动力厂的设计中，非常重要的工作之一是确定在含有放射性流体部件的系统之间如何相互联接，并在设计的早期就在核动力厂的布置中加以考虑。

4.4.7 对那些在维护和检修时可能造成较大集体剂量的部件，应进行充分的隔离。

4.5 远程技术

4.5.1 应尽可能采用远程技术，以将工作人员受到的照射减至最小，包括远距离检查、设备的拆除和重新安装。在设计阶段应考虑这些技术，因为在施工后，由于空间的限制，

可能使以后的安装更困难或者不可能。对于核电厂设备的检查、拆除和操作可能是半远程的，因为厂区人员可能仍需要进入辐射防护控制区在台架上安装设备。远程或半远程技术的一个例子是设备焊缝的超声波检查。安装扫描器时可能需要靠近焊缝，但之后操作人员可以在低辐射区进行操作。为进行远程外观检查，应该采用电视摄像机和使用由铅玻璃或者与其相当材料组成的屏蔽观察窗。

4.5.2 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作用。在设计阶段应考虑使用这种技术，并在设计中保证对它们的使用得到落实。在核动力厂的整个寿期以及退役过程中，远程控制技术会得到改进。在进行相关的工作时，应采用能够获得的最佳的实际可用的技术。

4.6 去污和地面疏水

4.6.1 应在设计阶段考虑去污的必要性。如果通过去污能明显降低辐射照射，则应当设置去污装置。在规划去污设施时，应考虑预计与冷却剂或废物接触的所有部件。

4.6.2 所有可能发生污染液体泄漏或溢出的区域，都应给予特殊的考虑。应把这些区域设计成易于去污（例如地板上采用特殊的覆面）和易于控制污染物的扩散。在这些区域中要有多重隔障，地面要有足够的坡度，以限制污染面积，并能快速排出和收集溢出的液体。

4.6.3 燃料贮存池和燃料装卸池的壁面以及在这些区域中使用的设备，可能会被污染。当这些水池的水位降低时，

壁面可能变干，从而可能造成气载放射性的危害。应在壁面变干前进行去污。应提供必要的系统，在可能需要在水池中进行修理的燃料运输罐和部件变干前进行去污。

4.6.4 应对放射性系统回路定期进行在线化学去污，为此需安装过滤器和离子交换柱。

4.6.5 对需要进行检修的运输工具和设备，应提供必要的去污装置。在运输之前对运输屏蔽罐和货包（例如，辐照后燃料元件或废物货包）的表面进行去污。

4.6.6 应提供去污设施满足工作人员和可重复利用的防护服的去污需要。

4.6.7 所有具有放射性液体系统的房间都应设置放射性排水的地漏系统。这些房间的地面排水通道和坡度的设计应保证排出设计基准泄漏量，并以可控的方式排向收集放射性液体的系统。地面放射性排水系统的设计应保证在发生地坑阻塞或者排水能力不足的情况下能够避免发生水淹事件。在设计地面放射性排水系统时，应考虑房间内温度和压力改变对排水的影响。所有地坑或者房间都应具有液体放射性水平探测器，并在放射性水平较高时发出警报。

4.6.8 地面排水系统应设置过滤，以防止大量的颗粒物进入水处理系统。

4.6.9 收集罐的容积要足够大，以防止在临时转运放射性废液时，对其他系统造成不必要的负担。同时，收集罐的容积也要能足以确保放射性废液的排放对环境的影响将保

持在较低水平。

4.6.10 来自去污设施的疏水应当排向放射性废液处理系统。

4.7 屏蔽

4.7.1 屏蔽设计

4.7.1.1 对于特定辐射源的屏蔽设计，首先应确定剂量率的设计目标值，该值的大小应考虑在该区域中预期停留的频度和持续时间，同时还应考虑源项的不确定性以及预期剂量率分析的不确定性。

4.7.1.2 在确定屏蔽的技术规格时，应考虑核动力厂整个寿期内放射性核素的累积。

4.7.1.3 在对源的可能源强完成评价之后，屏蔽设计是一个反复进行的过程。首先，应设计没有贯穿的屏蔽；其次，应考虑需要穿过屏蔽层的贯穿，例如管道、电缆和出入通道，并应采取措施为厂区人员的防护保持屏蔽的有效性。

4.7.1.4 屏蔽材料的选择应基于射线的特性（ β 射线、韧致辐射、中子和 γ 射线，或者只有 γ 射线），材料的屏蔽性能（例如散射、吸收、二次辐射的产生、活化），机械性能或者其他性能（例如稳定性、与其他材料的相容性、结构特性），以及空间和重量的限制。

4.7.1.5 环境条件的变化可能会导致屏蔽有效性的丧失。应当考虑中子和 γ 射线与屏蔽材料相互作用而引起的效应（例如，具有较高中子吸收截面的核素的能耗、辐射分解

和脆化), 与其他材料的反应而引起的效应(例如, 冷却剂产生的腐蚀和侵蚀)以及温度效应(例如, 混凝土脱氢、脱水)。

4.7.1.6 应对堆芯和辐照过的燃料发出的中子进行屏蔽。对未受辐照的混合氧化物燃料也应提供中子屏蔽。

4.7.1.7 为了获得对堆芯或其他中子源的最佳屏蔽设计, 可能需要采用组合材料。铁、钢等具有很高的弹性或者非弹性散射截面的材料可用来降低高能中子的能量。水或者混凝土等含有低原子序数的材料可用于降低中子的能量, 这种作用的截面低于屏蔽材料的核非弹性散射截面的阈值。

4.7.1.8 当中子被屏蔽体俘获时, 应当将因俘获产生的 γ 射线吸收掉。通常采用混凝土作为反应堆压力容器外侧的中子屏蔽。中子屏蔽的设计应保证在人员可进入的区域内, 中子的辐射水平很低。

4.7.1.9 质量厚度相同的屏蔽体对 γ 射线通量的减弱具有大致相同的能力, 尤其是对能量较高的 γ 射线。在空间受限的地方, 应使用高密度和高原子序数的材料, 例如铅。另外, 也可以使用混凝土, 采用特殊的骨料和添加剂能够提高混凝土的有效密度。

4.7.1.10 应通过适宜的质量保证程序, 以避免建造期间在屏蔽层中形成空洞。

4.7.1.11 永久屏蔽的设计应考虑地震的作用。

4.7.1.12 在核动力厂运行期间可能需要临时附加屏蔽

的区域，在设计中应考虑附加屏蔽的重量，以及运输和安装该屏蔽的需求。

4.7.2 穿越屏蔽体的贯穿

4.7.2.1 贯穿是中子和 γ 射线易于穿过的途径。无论一次源是中子还是 γ 射线，控制因贯穿造成的剂量率的基本方法是相同的。这些方法包括：

(1) 将含有很低密度物质（例如气体，包括空气）的直线通道的截面积和数目减少到最少；

(2) 设置屏蔽塞；

(3) 设置Z形或弯曲通道，以保证沿任何视线路径都存在屏蔽。在这种情况下，需要增加贯穿附近的壁厚或密度，以补偿因贯穿造成的材料损失；

(4) 用砂浆或其他填充屏蔽材料填满所有缝隙。

4.7.2.2 在某些情况下，根据相对于贯穿处源的强度和位置，可能不需要附加的屏蔽。在另外一些情况下，应采用具有屏蔽塞或迷宫的复杂屏蔽设计，此时需要用计算机进行屏蔽计算以验证该设计。

4.7.2.3 高辐射区的人员入口是屏蔽贯穿的特殊情况，这种情况下贯穿的尺寸大于屏蔽厚度。在考虑这种通道的屏蔽措施时，应考虑源的强度和源所在区域外侧的剂量率限值要求。通常的办法是采用迷宫或者屏蔽墙（即阴影屏蔽），以使只有少量的散射辐射可以到达该区域的入口处。

4.8 通风

4.8.1 为了保持辐射防护控制区内的工作场所适宜的清洁条件，应设置专用的能动通风系统。

4.8.2 就辐射防护而言，通风系统的主要目的是控制工作环境的气载放射性污染，以减少佩戴呼吸防护的需要。

4.8.3 应当使用空气净化过滤器和保持适当的压差来限制污染物的扩散和向环境的释放量。

4.8.4 过滤器的位置和屏蔽应当尽可能使污染的过滤器对核动力厂工作人员的辐射照射减至最少。

4.8.5 通风系统应提供合适的空气条件，使工作人员感到舒适。

4.8.6 在设计控制气载放射性污染的通风系统时，应考虑以下方面：

- (1) 热力和机械力的混合作用机制；
- (2) 在降低气载放射性污染方面，受到稀释效率的限制；
- (3) 潜在污染区域内的排气靠近污染源的位置；
- (4) 采用与污染区潜在污染水平相匹配的排放速率；
- (5) 应当保证排出空气的排放点不靠近通风系统的进风口。

4.8.7 通风系统中的气流组织，应使气载污染水平较低区域处的压力高于气载污染水平较高区域处的压力。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，然后排出。气流速度的大小应尽可能减

小污染物的再悬浮。

4.8.8 在维修期间可能发生产气载污染的区域中，应当采用便携式通风系统（通风机、过滤器和帐篷），配置相应的电源点，并为通风系统的操作提供足够的空间。

4.8.9 通风系统的排气应设置为排入污染通风排气系统中。为了减少从外部环境把粉尘带入核动力厂内和防止污染传播的增加，在空气入口处应使用过滤器。

4.9 废物处理系统

4.9.1 在固态、液态和气态的放射性废物处理系统中的设备可能含有高水平的放射性物质，为此应当为厂区人员提供针对这种放射性物质的辐射防护。应当对处理的废物中预计的放射性核素成分，及其在废物处理系统的每个区域中可能引起的最高辐射水平进行估算。应当把在所考虑区域中的最高辐射水平的源（例如离子交换树脂、报废的放射性部件、过滤器废物等）作为系统辐射防护设计的设计基准并适当考虑其屏蔽。在评估这些辐射源项和辐射水平时，应当考虑由于处理而可能引起废物中的放射性浓度变化，特别是放射性浓度的增加（例如焚烧炉的炉灰或压缩废物）。

4.9.2 废物处理系统的设计应设法把树脂和蒸发浓缩物在系统的管道和部件中的沉积、在各种储罐中的结晶和沉积量减至最少。

4.9.3 废物处理系统的设计应尽可能降低各种泄漏的可能性。尤其是应该关注防止各容器中树脂和浓缩物的泄

漏。要保证能够迅速监测到各种泄漏。在容器所在的房间中，应采用围墙把每个容器包围起来，包围的容积应能容纳该容器所装的液体量，或者每个房间的墙面都应易于去污，其去污高度线至少应为在没有采用围墙隔离情况下因容器泄漏而淹没的高度。

4.9.4 设计应保证对树脂进行远程控制的反向流动冲洗、洗涤、再生和替换。

4.10 放射性废物的厂内贮存

4.10.1 应对核动力厂内产生的放射性废物提供安全的贮存设施。贮存设施的设计应考虑废物的来源、废物形态(固态、液态、气态或某种混合形态)、放射性核素的种类、以及涉及到对废物进行处理特性。废物的安全贮存在一定程度上取决于贮存设施相关的设计、建造、运行和维修。对贮存设施的设计应保证在放射性废物接收、操作、贮存和回取的情况下，对工作人员或公众不会造成过量的照射，对环境不会造成不可接受的影响。

4.10.2 放射性废物的贮存设施应包含以下功能：

- (1) 维持对所贮存物质的包容；
- (2) 提供辐射防护功能(通过屏蔽和污染控制的方式)；
- (3) 提供必要的通风；
- (4) 废物可回取，以便运离厂区。

4.10.3 贮存设施对废物应具有保护措施，以防止在贮存期间和回取时由于损坏或性能下降可能给操作带来安全

问题。在整个寿期内应保证包括贮存容器在内的整个贮存设施的屏蔽和贮存功能完好。应通过适宜的设计、选择合适的材料、维护和维修、或者设备更换来满足上述要求。应考虑以下因素：

(1) 化学稳定性，以防止在废物的贮存过程中由于贮存设施与废物的相互作用或者外部条件而引起的腐蚀；

(2) 抗辐照损伤的保护，特别是辐照造成的有机材料的降解和电子设备的损坏；

(3) 抵抗运行负荷、事件和事故导致的影响；

(4) 抵抗热效应。

4.10.4 应考虑贮存废物变化的可能性，这种变化会导致：

(1) 由于化学效应或者辐照分解效应（例如辐照分解产生的氢气）引起有害气体的产生，从而造成压力增加以至超压；

(2) 引起易燃的或者腐蚀性物质的产生；

(3) 金属的加速腐蚀（特别是低碳钢）。

4.10.5 在贮存设施的设计中应当考虑发生事故的可能性。这与正常运行所要求的设计特点可能是不同的，应补充考虑。

4.10.6 在贮存设施的设计中除了考虑放射性危害外，还应当考虑非放射性危害（例如火灾或爆炸），这些非放射性危害可能引起重大的放射性后果。

4.10.7 应在适当的地方为贮存设施设置有效的安全联锁装置或具体的防范措施，以防止危险性的操作或误操作。这些联锁装置或防范措施应能防止不应有的转运（例如废物转运到厂区人员停留区域造成高剂量率）。

4.10.8 在废物包装容器会导致高剂量率的地方，或者放射性气溶胶或气体可能释放到工作场所并引起危险的地方，应当采用远程操作。

4.10.9 远程操作装置的设计应使其便于进行维修和修理，例如提供具有屏蔽的服务区，使工作人员受到的辐射照射保持在可合理达到的尽量低的水平。

4.11 辐照过燃料的在堆贮存

辐照过燃料贮存设施应包含以下功能：

- （1）维持次临界状态；
- （2）排除自身的衰变余热；
- （3）满足 4.10 节的要求。

5 运行期间公众的辐射防护

5.1 排放准则

5.1.1 为保护公众免受核动力厂运行造成的辐射影响，核动力厂营运单位应当保证流出物中的放射性物质和核动力厂的直接辐射对公众造成的个人剂量不超过规定的限值并符合最优化原则。应当考虑液体、工艺废气和通风空气。对放射性流出物排放实施监管的一般原则是促使采用排放

最小化的最佳可行方法，对最为重要的放射性核素规定相应的排放控制值是实施排放监管的主要手段之一。

5.1.2 核动力厂流出物的排放限值在其他有关规定和标准中描述，本导则不再重复。

5.2 源的减少

5.2.1 为保护厂区人员所采取的控制放射性物质来源的设计措施会对废物流和排放的活度产生影响。然而，对于一些放射性核素，应更多地考虑对公众的保护。以碘的同位素为例，应确定它们的运行限值，如果在规定的时间内超过了该限值，则应使反应堆进入适当的状态以防止对公众产生不可接受的辐射照射。

5.2.2 在实践中，运行限值通常取决于为限制假想事件的后果（例如燃料包壳破损或者蒸汽发生器传热管破裂）所提出的有关要求，而不是取决于释放限值。在运行状态下，可以利用废物管理系统将碘从废物流中去除。在核动力厂的辐射防护设计中，应明确阐述是如何考虑上述有关问题的，包括废物处理系统的能力、允许的排放限值、设计基准事故的剂量准则以及核动力厂运行的辐射防护考虑等。

5.3 废液废气处理系统

5.3.1 应当监测和控制液态和气态流出物的流量和放射性浓度，以确保不超过管理排放限值。应基于最佳可行的方法设置液体和气体处理设施。

5.3.2 废液处理系统

5.3.2.1 需要进行处理的放射性废液的主要来源包括由于运行原因而排放的一回路冷却剂、收集放射性液体系统泄漏水的地面疏水、核动力厂和燃料元件容器去污水、过滤器和离子交换器反洗水、二回路冷却剂泄漏、洗衣水和更衣室淋浴水、以及化学实验室用水等。本导则主要针对水溶性的被污染水。当存在大量非水溶性的液体废物时，应考虑采用单独的废物处理系统进行处理。

5.3.2.2 经过验证的处理放射性废液方法有机械过滤、离子交换、离心分离、蒸发和化学沉淀等。为了使运行人员有充分的灵活性应对不同来源和含有异常成分的液体，以及对初级处理后没有达到排放要求的低放射性水平的水进行再处理，应将液体废物处理系统中的不同处理工艺进行连接使用。对于压水堆的非气态一回路冷却剂，尽管同样的再循环是良好实践，但为了控制核动力厂中气载氙的水平，可能需要排放一回路冷却剂。压水堆运行时，二回路（汽轮机）中可能出现的放射性是由于在蒸汽发生器中一回路向二回路泄漏引起的，在这种情况下，可能需要对二回路水进行处理，以减少水在排放前的放射性。

5.3.2.3 应当采取措施降低不能返回核动力厂的水的放射性水平，以满足所设定的剂量设计目标和排放限值。必要时，可以让这些水多次通过液体废物处理系统，以降低其中的放射性核素含量。

5.3.2.4 应当考虑液体废物管理系统所产生的固体废物

物的数量。应精心设计放射性水回路以防止泄漏，并使核动力厂需要去污的可能性减至最小，从而尽可能减少需要处理的液体量。应采用适合于水中污染物的类型和浓度水平的处理方式，以达到所要求的净化指标，使厂区人员的剂量和固体废物的产生量最小化。应当将不同来源的废物分类为不同的废物流。每种废物流应包含所有在化学特征和颗粒物方面具有相似特征的废物，以便对每一种废物流都能进行最适当的处理。在设计中还应考虑所产生的固体废物的预期贮存和最终处置的验收准则，这可能会限制除盐器中有机材料的使用。

5.3.2.5 水冷反应堆核动力厂放射性液态流出物向环境排放应采用槽式排放，排放的放射性总量应符合《核动力厂环境辐射防护规定》(GB6249)中有关放射性液态流出物年排放总量限值的相关规定。

5.3.3 废气处理系统

5.3.3.1 应当采用最佳的可行方法减少放射性核素向大气的排放，放射性核素向大气的排放应遵守适用的管理限值，包括剂量约束和最优化要求。为了满足这些要求，应当设置气体废物管理系统。

5.3.3.2 气体废物管理系统的设计应做到收集核动力厂产生的所有放射性气体并在排放到环境之前对其进行必要的处理。以惰性气体为例，当可能包含短寿命放射性核素(如 ^{133}Xe)时，应延迟该放射性气体的排放。通常使用延迟箱、

延迟管或炭延迟床来实现。通常不必要去除长寿命惰性气体（如⁸⁵Kr），必要时可使用经过适当设计和选材的低温装置。

5.3.3.3 对于通常具有最大辐射影响的碘同位素，一般通过炭过滤器去除。应提供使用最易穿透的碘的形态对这些过滤器进行测试的手段，以确保其在核动力厂整个寿期中的效率。

5.3.3.4 应使用过滤器去除来自气体废物管理系统和通风系统的颗粒物。应确保所有来自核动力厂的可能含放射性的气体通过高效过滤器排放。

5.3.3.5 用于减少放射性释放的装置的性能，应当至少能达到安全分析所要求的效率。

5.3.3.6 所有放射性气态流出物都应通过高架方式向大气排放，并考虑场址的地形条件。如果气态流出物中放射性物质的含量可减少到能够允许某种程度的厂区建筑物卷吸效应，那么释放点的高度可以不必高于现存建筑物（即独立的烟囱）。应在最优化的过程中说明这种做法的合理性，并将事故工况考虑在内。

5.3.4 通风空气处理系统

在运行状态下，有些因素可以使排入环境的气载放射性物质（总量和浓度）减少到可接受的水平。这些因素包括，为保护厂区人员而实施的通风控制措施、废气处理系统、以及排放后环境大气的稀释作用。然而，针对某些运行规程或运行事件以及某些外部过程（例如牧草—牛奶食物链的碘浓

集), 可能需要引入附加的设计措施, 以便在向环境释放前减少从辐射防护控制区排出的气态流出物中放射性物质的含量。

5.4 屏蔽

5.4.1 应当确保用于运行状态下保护厂区工作人员和事故工况下保护公众免受直接照射或散射照射的屏蔽措施, 在运行状态下对公众也能提供足够的防护。应对辐射的“天空反散射”进行必要的考虑, 尤其是对于具有轻型结构屋顶的建筑物。必要时, 应设置适当的隔离围栏, 以限制公众接近厂区。

6 运行和退役期间辐射水平的估算

6.1 概述

6.1.1 剂量率计算的第一步是估计源强及其分布, 这可能涉及活化腐蚀产物或裂变产物进入反应堆冷却剂(液体或者气体)后的输运、沉积和重新分布的计算。第二步是计算从源点向剂量计算点的辐射输运在剂量点所产生的注量率(通量), 以及利用粒子注量率乘以适当的转换因子计算辐射剂量率。

6.2 源的种类

6.2.1 附件 II 详细描述了正常运行和退役期间反应堆系统的辐射源以及它们的产生途径。

6.2.2 附件 II 描述的辐射源可以分为 5 类, 它们以不同

的方式对潜在照射产生影响。因此，在设计中应以不同的方式考虑这些辐射源。一般而言，它们是：

- (1) 决定屏蔽设计的辐射源；
- (2) 不可能进行屏蔽，但在核动力厂运行期间又可能成为工作人员受照剂量主要来源的辐射源；
- (3) 退役期间工作人员受照剂量主要来源的辐射源；
- (4) 核动力厂运行期间对于工作人员可能是特别危险的辐射源，如放射性微粒（含有 α 放射性或高浓度的活化钴）；
- (5) 核动力厂运行期间，对公众剂量有重要贡献的辐射源。

在某些情况下，一个类型的辐射源可能同属于多个类别。

6.3 源项及辐射传播：特定的屏蔽设计

6.3.1 反应堆堆芯及其周边

6.3.1.1 在运行核动力厂中，主要的辐射源是反应堆堆芯以及被堆芯逃逸中子活化的周边材料。

6.3.1.2 评估源强首先应确定裂变率、中子发射率及堆芯中子注量率的空间分布和能量分布。可以利用计算机程序进行计算，计算程序应考虑堆芯材料的空间分布以及燃料成分的变化、铀系元素和裂变产物毒物的产额和控制毒物随燃烧的变化（取决于控制棒的位置、液态慢化剂的液位、毒物浓度等）。将堆芯计算确定的中子发射率和中子通量分布作

为计算穿过冷却剂、堆芯周围结构和屏蔽材料的中子能量分布和空间分布的输入数据。把中子通量分布应用于计算机程序（该程序可以与中子通量计算相衔接）和手工计算中，以确定堆芯和周围材料中的 γ 射线源的产生率。应确定瞬时源和缓发源（活化源）的产生率。对于活化源，在确定 γ 射线源的强度时，应考虑核素的衰变（半衰期）和在中子场中的辐照时间。在大多数情况下，决定人员剂量率的是 γ 射线源。

6.3.1.3 应使用本导则附件 II 中讨论的方法确定主要的辐射源。

6.3.2 反应堆部件

6.3.2.1 有些设计中，会定期从压力容器中取出反应堆压力容器内的许多部件，从而成为压力容器外的辐射源。这些辐射源包括乏燃料、控制棒、中子源、堆芯内的测量仪表，对于某些反应堆设计还包括堆内构件。

6.3.2.2 作为屏蔽设计的基础，所有这些部件的源项应当基于在核动力厂整个寿期内可能产生的最大的活度，这可能对应于最大额定燃烧燃料组件的活度和其他各部件达到寿命时的活度。

6.3.3 冷却剂的活度

6.3.3.1 当对释放进入主冷却剂、在主冷却剂中输运和沉积的放射性物质产生的源项进行评估时，应当考虑：

- （1）腐蚀产物；
- （2）裂变产物；

(3) 活化产物。

6.3.3.2 附录对腐蚀产物和裂变产物分别进行了描述。评估的详细程度取决于所考虑的反应堆的类型。不同反应堆类型之间存在相似之处，附件Ⅲ主要对轻水堆进行了更为详细的描述。对于大多数类型的反应堆，在停堆期间对辐射水平乃至工作人员职业照射的主要贡献来自腐蚀产物。 ^{16}N 是重要的活化产物之一，它发射高能 γ 射线，是功率运行时的主要辐射源。

6.3.4 穿过屏蔽层的辐射

6.3.4.1 对辐射源粒子注量计算方法的详细描述超出了本导则的范围，本导则的附件Ⅱ对一些方面进行了讨论。

6.3.4.2 应对辐射源发出的辐射（主要是 γ 射线）穿过简单、单一材料大体积屏蔽层或含有低密度区（气体或者空泡）和低减弱区的复杂几何结构进行计算，这种结构具有散射表面，易于传播辐射。

6.3.4.3 为了使屏蔽的设计达到可接受的剂量率水平，首先应根据以往的经验来确定所需的减弱倍数，然后根据辐射防护最优化原则，将工作人员所受剂量与制定的剂量设计目标值进行比较来评估屏蔽设计的效果。在设计中应当考虑保持屏蔽材料的整体性，以及辐照对屏蔽材料的影响。必要时，应重复这个过程以达到可接受的辐射水平。

6.4 难以屏蔽的源

6.4.1 在有些情况下，某些辐射源是难以进行屏蔽的，

例如压水堆蒸汽发生器的水室以及轻水堆一回路管道保温层的拆除及在役检查。在这些情况下，设计应保证工作任务能够尽可能迅速地完成或可以使用远程操作设备。

6.5 退役期间决定剂量和废物体积的源

6.5.1 退役期间对剂量产生主要贡献的辐射源是堆芯的部件及其周边材料中的活化产物、一回路和辅助回路中的污染以及核动力厂积累的放射性物质。

6.5.2 在良好设计和运行的反应堆中，主要的辐射源是堆芯内或堆芯附近的活化产物。主要的放射性同位素是具有数年或者更长半衰期的核素。在多数情况下，停堆数十年后，最重要的放射性同位素仍将是钢材中杂质活化产生的 ^{60}Co ，并将起支配作用直至钢材中的 ^{63}Ni 成为重要的辐射源。在这种情况下，控制杂质水平对控制运行期间辐射源的大小和退役期间辐射源的大小都是有效的。

6.5.3 存在大量混凝土时，源项的大小对工作人员的剂量和产生的放射性废物的体积都可能带来影响。这种情况下，在运行期间不是很重要的放射性核素可能成为起支配作用的源项，例如稀土同位素，应在设计中控制这些杂质的含量。

6.5.4 当反应堆运行中存在燃料元件包壳破损时，一回路和辅助回路可能会被 α 核素污染。沉积在回路表面上的辐照过的燃料的量可能会达数十克。在这种情况下，由 α 发射体产生的内照射是维修、运行和退役期间的特殊危险，应对

其采取相关的防范措施，如提供呼吸防护等。

6.6 特殊危险

6.6.1 特殊危险一般指所谓的“热点”。“热点”是冷却剂中存在的一些小物体的活化引起的。这些小物体可能是：

- (1) 部件和/或燃料组件异常磨损下来的金属颗粒；
- (2) 残留在一回路中或其他与一回路相连回路中的碎片；
- (3) 燃料表面上沉积的片状沉积物。

6.6.2 “热点”的放射性浓度依赖于材料及活化时间。它们通常通过水的输运从一个环路移动到另一个环路。这些源产生的表面剂量率介于数十毫希沃特/小时到数百希沃特/小时之间。

6.7 对公众照射剂量产生重要贡献的源

6.7.1 对剂量有重要贡献的源这一概念是相对的，对公众照射剂量产生重要贡献的辐射源一般主要有：

(1) ^{14}C 、 ^3H 和 ^{85}Kr ，废物处理系统可采用的最佳实际可行的去除手段对它们的去除效率较低，而且它们的半衰期较长；

(2) ^{41}Ar ，公众剂量的重要贡献者，虽然半衰期很短，但释放到大气中的数量较大（在改进型气冷堆和某些压水堆运行期间，来自于安全壳通风）；

(3) ^{133}Xe ，虽然发射的 γ 射线较弱，但在反应堆有大量燃料包壳破损情况下运行时，它可能成为重要的辐射源；

(4) 碘、铯和腐蚀产物。

7 运行和退役期间的辐射监测

7.1 概述

7.1.1 在核动力厂设计中，为有效实施对厂区人员和公众的辐射防护措施，应当制定辐射监测大纲。应包括：

- (1) 个人剂量监测；
- (2) 工作场所监测；
- (3) 流出物监测；
- (4) 环境监测；
- (5) 工艺辐射监测。

7.1.2 在核动力厂运行和退役期间都需要进行辐射监测。在退役过程中，一些初始的监测设备可能将被移除或者不再必要，或者针对退役活动需要采取不同的监测措施。因此，应在退役开始之前对监测系统的设计进行审查。

7.1.3 为使厂区人员和公众免受过量的在核动力厂运行和退役期间产生的辐射照射，应使用固定式、便携式的辐射监测设备，监测工作区域和厂区外的周围环境状况，以及在不同分区出入口的固定点对人员进行污染监测。

7.1.4 采用的仪器应能够监测核动力厂系统和房间中的辐射剂量率、辐射剂量和放射性物质的活度以及放射性物质的释放量。应提供空气监测系统来探测室内空气以及通风系统中的放射性物质。应对工艺流进行辐射测量，以监测核

动力厂内的液体和气体系统中放射性物质的输运。应对释放物进行辐射测量，以监测核动力厂的液态和气态放射性流出物。辐射测量系统和设备也可以提供与其他系统运行相关的信息。

7.1.5 应在核动力厂的设计中对完成上述监测任务的设备进行描述。测量通道的基本原理和设计基础、量程和探测器的位置应记录存档。系统设计应符合监管要求。安全重要设备应冗余设置。

7.1.6 在选择辐射监测设备时，至少应考虑以下特性：

- (1) 剂量率或活度浓度的量程；
- (2) 灵敏度；
- (3) 需要监测的放射性核素；
- (4) 报警阈值；
- (5) 电源和备用电源；
- (6) 环境条件；
- (7) 试验、标定和便于维修；
- (8) 异常情况下的功能特性；
- (9) 超负荷状态的响应特性；
- (10) 失效模式指示；

(11) 因存在其他放射性核素而对监测数据产生干扰或导致数据崩溃的可能性，特别是在中子、氚和其他 β 辐射源的监测中应考虑这种情况。

7.1.7 测量系统的设计应保证在其指定环境条件下的

可操作性。至少应规定测量系统工作环境的温度、气压、湿度、振动和周围辐射场的变化范围。

7.1.8 当测量结果超过测量系统的规定限值时，测量系统应具备在一定范围内能够探测到并进行提示的能力。在一些特殊情况下，有必要使用两个或者更多的测量通道来覆盖指定的测量范围。在这些情况下，不同通道的测量范围应充分交迭。

7.1.9 应在核动力厂的主控室、保健物理室、某些就地控制点以及核动力厂的计算机信息系统中设置能指示辐射测量值相关数据的系统。应根据辐射监测系统的设计目标设置报警信号。

7.2 个人剂量监测

7.2.1 监测工作人员个人剂量的设备应能对所接受的外照射和内照射进行测量、评估和记录。应当为在辐射防护控制区内工作的所有厂区人员提供足够的辐射监测设备和其他相关措施。

7.3 工作场所监测

7.3.1 工作场所监测包括辐射剂量率和气载放射性核素总量及表面污染的测量。在辐射防护控制区内应当安装带有就地报警器和明确读数的固定式连续运行仪表，以便给出在所选区域内的辐射剂量率和气载污染物的有关信息。在控制室或适当位置的独立剂量室内，应当设置能给出所选区域内剂量率信息的系统，这些仪表的量程应当从比该区相应的

报警水平至少低一个数量级开始一直扩展到该区域预计的最高水平并留有恰当的裕量。

7.3.2 为了对短时间的特殊维修操作进行监测，尤其是监测高剂量率可能变化的区域，应同时配备便携式剂量率仪器，在剂量率超过整定值时能自动报警。在设计有声报警系统时，应考虑在相关区域内可能存在的噪声水平。还应提供表面污染测量仪器。

7.3.3 在轻水堆中，应在如下位置安装外照射监测系统：

- (1) 反应堆安全壳；
- (2) 邻近安全壳上部（换料区域）的房间；
- (3) 乏燃料贮存设施；
- (4) 换料机；
- (5) 放射性废物的处理和贮存设施；
- (6) 去污设施；
- (7) 燃料和废物的运输路径。

对于其他类型的反应堆，应在相应的位置设置类似的监测系统。

7.3.4 应在选定位置处设置探测空气中放射性物质污染的永久监测仪器。应确定空气中的放射性浓度，至少应为辐射防护控制区内的可达场所确定空气中的放射性浓度，这些场所的气载放射性物质可能影响工作人员的辐射剂量。在轻水堆中，还应在下列区域的排气通风管道处设置监测仪器：

- (1) 安全壳;
- (2) 乏燃料贮存设施;
- (3) 辅助厂房;
- (4) 放射性废物厂房。

对于其他类型的反应堆，应在相应的位置设置类似的监测系统。

7.3.5 在选择空气监测仪器时，应考虑气载污染物的物理形态（气体或颗粒形式）以及某些放射性核素（如放射性碘）的化学形态。空气污染的测量取样应尽可能具有代表性。

7.3.6 应当能够对辐射工作场所进出口处的空气和表面污染进行监测。

7.4 流出物监测

7.4.1 应当为向环境排放的所有放射性液态和气态流出物配备监测和记录的设备。另外，对流出物产生量占核动力厂总排放量很大份额的系统，应当设置监测设备。在水冷反应堆中，应当按具体情况对下列系统进行监测：

- (1) 气体排放系统;
- (2) 放射性废物罐的排气集管;
- (3) 有潜在放射性污染的厂房通风系统;
- (4) 排入核动力厂排水渠的放射性排水管线。

7.4.2 冷凝器抽气系统设置监测装置对于压水堆中蒸汽发生器传热管破裂的探测是有效的。在气冷反应堆中，应对反应堆冷却剂的排放进行取样和监测。

7.4.3 流出物监测设备应能够确定排放物的总放射性活度和核素成分。应通过在线测量和实验室分析完成上述工作。

7.4.4 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，槽式排放口应设置明显标识。排放管线上应安装自动报警和排放控制装置。

7.5 环境监测

7.5.1 为了完善流出物监测大纲，应当配备相应的环境监测设备，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）。环境监测应当包括外照射、气溶胶、碘浓度以及沉积放射性的测量（既可以连续测量，也可以在规定时间间隔内用积分法测量）。

7.5.2 应在核动力厂外配备低水平测量装置，以便测量气态取样装置中粒子和碘的放射性活度以及附近收集的生物样品中沉积物的放射性活度。

7.5.3 必须进行适当的运行前研究，以便为照射途径参数的确定、规划核动力厂运行期间要求的监测等提供必需的资料。

7.6 工艺辐射监测

7.6.1 应当设置辐射测量系统用于监测工艺液体和气体的放射性浓度，以探测燃料的失效以及放射性物质从工艺系统向外泄漏或者泄漏进入工艺系统。

7.6.2 应使用固定的辐射测量设备监测压水堆一回路

和二回路以及沸水堆主冷却剂和主蒸汽管道中的放射性浓度。在间接循环反应堆中，当二回路系统在低于一回路系统的压力下运行时，放射性物质可能通过热交换器从一回路侧泄漏进二回路，这种情形也可能在压水堆和快中子增殖反应堆中发生。因此，应对二回路中的放射性水平进行监测。应通过对二回路蒸汽管道（针对¹⁶N）或主冷凝器抽气管道（针对裂变产物）的辐射监测来探测可能需要迅速采取行动的大泄漏。

7.6.3 在加压重水反应堆中，检测向二回路系统泄漏的另一种方法是对一回路系统的补给水量进行监测，由于一回路系统的正常泄漏率很小，从补给水贮存箱的水位下降，可以明显地看出这种泄漏率的增加。对于加压重水反应堆，检测向二回路系统泄漏的有效方法还包括：

- (1) 监测氙的活度；
- (2) 监测重水的浓度。

7.6.4 应为放射性废气处理系统以及液体和固体废物处理系统设置相应的工艺辐射监测系统。

7.6.5 应提供适当的方法监测可能发生重大放射性污染的流体系统中的放射性水平。另外，应提供适宜的方法收集工艺样品，送至放射性化学实验室进行详细分析。

7.6.6 可能被污染的辅助系统包括：

- (1) 辐照过的燃料的贮存、冷却和净化系统；
- (2) 与放射性疏水系统相联的污水坑；

(3) 放射性物质排放的通风管道;

(4) 与放射性回路(例如由于热交换器的泄漏可能被污染的回路)只用一道实体屏障隔开的回路或系统,或者可能发生活化的冷却系统。

7.6.7 应提供必要的设备进行定期取样,以确定这些系统中放射性核素的含量。

7.6.8 燃料元件在达到规定的燃耗深度后或者有不可接受的破损时,应当从堆芯中卸出。因此,在反应堆的设计中应当包括检测燃料元件破损的监测系统。系统的工作原理是在核动力厂运行期间,测量主冷却剂或废气中能够指示燃料元件发生不可接受破损的裂变产物的放射性水平。另外,在运行或停堆的工况下,监测系统还应当能够鉴别包含不可接受的破损元件的特定燃料组件或通道。

8 辐射防护的辅助设施

8.1 核动力厂设计应当包括在运行和维修以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和完成其他的辐射防护工作等。

8.2 这些辅助设施应包括:

(1) 配备保健物理室,包括辐射仪器和防护设备测试

和标定设施的工作场所；

- (2) 更换防护服房间；
- (3) 人员去污设施；
- (4) 设备去污设施；
- (5) 污染服洗涤设施；
- (6) 急救室；
- (7) 放化实验室（样品制备与活度测量）；
- (8) 污染物品与工具的贮存区；
- (9) 存放被污染设备的车间；
- (10) 辐射源贮存室；
- (11) 废物收集、分类、处理、整备和贮存设施；
- (12) 剂量测量实验室或者外部服务商提供的剂量监测

服务；

(13) 可用于创建相关的数据库且可按需升级的数据记录 and 存储系统；

- (14) 备用的或者外部的保健物理控制室；
- (15) 厂内应急集合区域；
- (16) 应急控制中心；
- (17) 厂内人员隐蔽场所。

8.3 应提供如下设备，并保证它们在核动力厂投入运行之前可用：

- (1) 防护服、靴子等；
- (2) 呼吸道防护设备；

- (3) 空气取样器和测量气载放射性浓度的设备;
- (4) 带有可变报警阈值的便携式剂量率计, 人员和表面污染监测装置;
- (5) 可移动屏蔽、标识、绳索、支架和远程操作工具;
- (6) 通讯设备;
- (7) 气象仪器;
- (8) 个人内照射监测设备;
- (9) 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;
- (10) 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);
- (11) 急救设备;
- (12) 废物贮存区域周围的取样和分析设备, 例如放射性废物地下贮存设施的测井监测设备等。

9 事故工况下的辐射防护

9.1 事故工况下厂区工作人员的辐射防护

9.1.1 在设计过程中, 应当评价事故期间和事故后可能存在的辐射源的大小和位置及可能的运输机制和照射途径。应在评价中考虑包括严重事故在内的所有潜在事故情景(见附件III)。

9.1.2 核动力厂设计应使营运单位在发生事故时或在辐射应急情况下能够保证所有厂区工作人员的安全, 并符合

有关法规和导则对应急准备的要求。事故工况下，对从事干预的工作人员的防护应符合《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871)的规定。

9.1.3 为采取事故管理措施和应急准备措施，应当保持核动力厂中某些区域的可居留性。应急时可能经过以下区域的通道：控制室、安放应急系统的房间（或者临近这些房间的地方）、厂区取样设施（如安全壳和烟囱等处的取样设施）、应急控制中心、实验室和技术支持室。为此，应为如下活动制定操作规程：事故管理、维修和应急准备。应根据可居留性评价的结果对设计进行必要的修改和完善。

9.1.4 应确定可能要求应急工作人员在场内或场外实施应急响应的预计危险状态。应对应急工作人员可能需要在场内或场外实施应急响应的预计危险状态做出相应安排，以保证为应急工作人员提供所有可行的防护措施。这些安排应包括：持续评价和记录应急工作人员所受到的辐射剂量；保证按照已制定的技术指南和国家有关法规与标准的要求对受照剂量和污染进行控制；为预计危险状态下的应急响应提供适当的专用防护设备、程序和培训等。

9.1.5 除运行状态下所需措施之外，还应采取附加措施对辐射源进行屏蔽，以保证厂区工作人员能够进入和停留在核动力厂控制室或者辅助控制点（例如远程停堆控制点）操作和维护关键设备（事故中必须连续运行以防止事故升级或防止放射性进一步释放的设备以及事故后监测核动力厂状

态的设备), 又不会受到超过规定剂量准则的照射, 包括在发生事故后需要进行维修或修理的设备的可达性。应安装自动或远程控制设备(例如远程控制阀门)使运行人员不必靠近进行干预。

9.1.6 应当预先考虑辐射源的位移(例如堆芯移动到反应堆厂房的底板上), 屏蔽效能的减弱(例如由于混凝土的侵蚀), 屏蔽失效和包括天空反散射在内的散射。所有这些因素对事故后的辐射水平都可能产生重要的影响。

9.1.7 在事故工况下, 如果采用移动式废液处理系统, 应防止放射性废液向环境的泄漏, 并根据需要设置屏蔽, 以减少系统对厂区人员的辐射。

9.1.8 在事故工况下, 为保证核动力厂或厂区工作人员的安全, 一些区域(例如反应堆厂房、燃料贮存厂房、核动力厂控制室和辅助控制点等)要求具有可达性。应当采取措施, 降低这些区域内的气载放射性污染程度。可以通过关闭进风口和排风口来达到上述目的。在这种情况下, 应通过对循环系统中的空气进行冷却来排出热量。如果预计被污染的空气向上述区域的泄漏量很大, 以至于没有呼吸保护设备就不能在房间内停留, 则应将适当部分的循环空气进行过滤。可以用二次包容或把污染气体导入大气中(必要时通过过滤器), 以限制气载污染物在整个核动力厂内散布。尤其重要的是, 应从氧气供应和在有气态化学品释放情况下的可居留性两个方面考虑控制室的可居留性要求。

9.1.9 应当考虑事故后气体和液体取样的要求和手段（例如远距离取样），并根据需要采取屏蔽措施，使取样和样品检测不会使厂区工作人员受到过高的辐射照射。

9.1.10 应当有报警和厂区工作人员集合的措施。应为不参与事故控制或消防的厂区工作人员设置隐蔽场所。应在控制室、辅助控制点以及人员集合点之间建立有效的通信联络。

9.1.11 应保证房间易于辨识、标记清晰以及消除通道中妨碍厂区工作人员自由行走的一切障碍物，以有利于厂区工作人员的防护，可采取的主要措施是缩短在事故中完成安全相关行动期间人员受照的时间。在设计阶段，应对这些因素给予适当的考虑。

9.1.12 应当对事故中预计仍保持较低辐射水平的区域做出标记。这些区域可用于安置被疏散的厂区工作人员和监测这些人员的受污染状况。个人监测的记录装置也应存放在这里。

9.2 事故工况下公众的辐射防护

9.2.1 为防止公众在事故工况下受到不适当照射而采取的设计措施包括降低事故发生频率和缓解事故后果两个方面。应当确定设计基准事故和设计扩展工况的可能后果以证明满足设计目标。

9.2.2 应当通过安全分析来评价是否满足设计基准事故的设计目标。如果安全分析表明没有满足验收准则，则应在设计中引入附加的保护措施或者制定相应的运行措施，保

证验收准则得以满足。

9.2.3 通常，事故工况下进行评估的放射性释放是向大气的释放，但也需考虑并评估事故工况下放射性物质释放到水环境中的可能。

9.2.4 事故工况下可能释放到大气中的放射性物质的弥散取决于释放点和事故期间的气象条件。在设计中通常假设在事故期间和事故后具有不利的气象条件，用于评价弥散后果的假设应基于场址所在区域和场址的气象和环境条件。计算公众剂量的方法应符合国家核安全监管部门和国家有关标准的要求，并应进行验证。

9.2.5 在分析是否满足公众剂量设计目标的过程中，应在照射的持续时间、气象条件、事故时公众的屏蔽和停留等方面采用保守的假设。

9.2.6 在发生重大事故情况下计划实施应急防护行动的场外区域，应对放射性污染、放射性物质的释放以及辐射剂量的快速评价做出适宜的安排，以便确定或修改放射性物质释放后的紧急防护行动。

9.2.7 对于严重事故情景，应进行具体的分析以评价是否满足国家关于事故的短期和长期后果的监管要求。

9.2.8 为了减少事故工况下放射性释放对公众产生的放射性后果，可采取的设计措施包括：

- (1) 安全壳的密封和隔离；
- (2) 对排气进行过滤以减少气载放射性物质的释放量，

应适当考虑经过滤排气系统旁路的事事故释放途径；

(3) 在设计中采用最佳实践，如使用新的过滤材料、增加过滤器深度，或在过滤器前使空气干燥，以提高过滤器的去污因子；

(4) 当放射性物质排入安全壳或建筑物，由于其直接或散射辐射（包括天空反散射）可能导致辐射照射的增加而造成超过为事故分析而设定的剂量准则时，应在相关的位置处设置屏蔽；

(5) 采用密封安全壳建筑物或减少排气流量的方法延长放射性物质在安全壳建筑物内的衰变时间；

(6) 通过降低流体排放速度或缩短阀门关闭时间以减少放射性物质的释放量；通过添加适当的化学添加剂或者在反应堆地坑中添加化学添加剂以保证喷淋系统捕集碘的效率。在喷淋系统的设计中应注意安全壳中氙的控制；

(7) 考虑设计基准事故工况下放射性废液的滞留能力；

(8) 在设计阶段给出事故工况下禁止公众进入的区域。

9.2.9 另外，应考虑安全相关的设计措施（可能基于概率安全分析），主要包括：

(1) 开发或升级安全系统、反应堆保护系统和仪控系统，使可能导致设计扩展工况的设备故障和运行人员失误减至最少；

(2) 保证重要设备和仪器，包括保健物理仪器和保护系统的电源可用。

9.2.10 在应急时，应保证相关信息得以记录和保留，以用于应急期间、应急结束后的评估工作，以及应急工作人员和可能受影响的公众成员的长期健康监测和跟踪。

9.3 事故工况下的辐射监测

9.3.1 用于核动力厂事故管理的辐射监测系统应包括假想事故工况时所需的监测设备，应当保证这些设备即使在某些严重事故情况下仍然可以正常运行。应提供便携式监测仪器（用于监测剂量率、表面污染以及气载污染），其量程范围应能满足严重事故情况下辐射监测的需要。应保证运行人员能够在事故期间对全厂及其周围的辐射水平进行快速可靠的评价，并据此采取必要的行动。

9.3.2 应当对以下方面的快速评价做出安排：设施的异常工况；辐射照射和放射性物质的释放；厂区内外的辐射状态。这包括获得必需的信息，这些信息支持运行人员的缓解操作、应急状态分级、厂区紧急防护行动、工作人员的防护以及场外应采取的应急防护行动的建议。这些安排还应当包括提供有关仪器的可达性，这些仪器可以显示或测量在核或辐射应急情况下易于测量或者观测的参数，这些参数是事件分级的基础。设施中的仪器或系统的响应涵盖假想应急状态的整个范围，包括严重事故。

9.3.3 应采取措施使运行人员了解辐射监测系统在事故导致的环境条件下的性能表现。

9.3.4 应对核动力厂内所有可能区域的放射性物质浓

度，事故导致的释放，包括释放的核素成分以及预期的环境污染做出适当的评价，以保证辐射监测仪器能充分实现设计目标，包括必要的量程范围。对于严重事故尤应如此，在严重事故情况下，安全壳内的辐射场或者可能从安全壳排放的放射性气体辐射场导致的外照射剂量率可高达 10^6 Gy/h（戈瑞/小时），碘和气溶胶的活度浓度可高达 10^{15} Bq/m³（贝克/米³）。

9.3.5 测量系统应在规定的事故环境条件下保持可操作性。至少应规定温度、压力、湿度、振动和周围辐射场的范围。

9.3.6 应当使空气样品通过组合式粒子和碘过滤器，并用移动监测设备或者在事故工况下可用的实验室进行 γ 谱分析，以测量气载碘和粒子的放射性活度。应当事先作好运输移动设备的准备。

9.3.7 对于设计基准事故，为连续辐射监测系统供电的应急电源应当满足单一故障准则。

9.3.8 在主控室以及人员需要执行事故管理措施的位置处，应当能获得事故工况下的辐射测量数据。应当提供适当的通讯系统，以便能在不同场所之间发送信息和指令，并提供与其他相关部门之间的外部联络。应当具备将相关数据直接传输到应急控制中心的手段。

9.3.9 在事故条件下，应提供适宜的取样方法，以获得用于实验室测量的反应堆安全壳内有代表性的气体和液体

样品。取样设备应当设计成不仅能够满足设计基准事故工况下的取样要求，而且能够满足严重事故工况下的取样要求。实验室应当作出相应安排以便安全处理和分析这些“热”样品。

9.3.10 在厂区附近应设置自动外照射测量网络，这种测量系统应给运行人员和应急响应组织提供环境辐射水平的实时数据。这些环境辐射水平数据可用于核动力厂释放早期阶段的应急行动决策，以及用于估计释放到安全壳外的放射性源项。

名词解释

设计

对一个设施及其组成部分进行概念设计、制定详细计划、进行支持性计算以及制定技术规格书的过程和结果。

设计目标

最优化过程中的有用工具。它不是限值，在有合理理由的情况下可以被超过。实现设计目标本身并不表明设计满足了最优化原则。如果代价是合理的，那么应当将剂量降低到设计目标之下。

污染

材料或人体内部或表面或其他场所出现的不希望有的或可能有害的放射性物质。

源

可以通过发射电离辐射或释放放射性物质而引起辐射照射的一切物质或实体。

摄入

放射性核素通过吸入、食入或经由皮肤进入人体内的过程。

工作人员

受聘用全日、兼职或临时从事辐射工作并已了解与职业辐射防护有关的权利和义务的任何人员。

公众成员

指除职业受照人员和医疗受照人员以外的任何社会成

员。但对于验证是否符合公众照射的年剂量限值而言，则指有关关键人群组中有代表性的个人。

关键人群组

对于某一给定的辐射源和给定的照射途径，受照相当均匀、并能代表因该给定辐射源和该给定照射途径所受有效剂量或当量剂量最高的个人的一组公众成员。

职业照射

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。

公众照射

公众成员所受的辐射源的照射，包括获准的源和实践所产生的照射和在干预情况下受到的照射，但不包括职业照射、医疗照射和当地正常天然本底辐射的照射。

潜在照射

有一定把握预期不会受到但可能会因源的事故或某种具有偶然性质的事件或事件序列（包括设备故障和操作错误）所引起的照射。

可防止的剂量

采取防护行动所减少的剂量，即在不采取防护行动的情况下预期会受到的剂量与采取防护行动的情况下预期会受到的剂量之差。

预期剂量

若不采取防护行动或补救行动，预期会受到的剂量。

导出空气浓度（DAC）

特定放射性核素在空气中的活性浓度导出限值的计算值，对于呼吸不变的 DAC 水平的污染空气、从事一年轻微体力活动的参考人而言，将会摄入与所涉及核素的年摄入限值相对应的摄入量。

弥散

放射性核素在空气中（空气动力学的）或水中（水力学的）散布，主要产生于影响所处介质中不同分子速度的物理过程。

实践

任何引入新的照射源或照射途径、或扩大受照人员范围、或改变现有源的照射途径网络，从而使人们受到的照射或受到照射的可能性或受到照射的人数增加的人类活动。

评价

系统地分析与源和实践以及与防护和安全措施相关的危害的过程和结果，目的在于给出与准则进行比较的绩效度量。

正当化

决定一个实践是否如国际放射防护委员会（ICRP）辐射防护体系所要求的那样总体上是有利的过程，即引进或继续该实践对个人和社会所带来的利益是否大于该实践所产生

的危害（包括辐射损害在内）。

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。对于职业照射，剂量约束是一种与源相关的个人剂量值，用于限制最优化过程所考虑的选择范围。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动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。

辐射防护

对电离辐射对人可能产生的效应进行防护，以及实现这种防护所采取的手段。

辐射防护大纲

旨在为辐射防护措施提供充分考虑的系统化的安排。

放射性排放

实践中的源产生的以气体、气溶胶、液体或固体等形式向环境排放的放射性物质，通常是为了使放射性物质得到弥散和稀释。

监测

为评价或控制辐射或放射性物质的照射，对剂量或污染所进行的测量及对测量结果的解释。

个人监测

使用工作人员佩戴的设备所获得的测量结果，或通过工作人员体内或体表放射性物质的量的测量结果进行的监测。

安全文化

存在于单位和人员中的种种特性和态度的总和，它确立安全第一的观念，使防护与安全问题由于其重要性而保证得到应有的重视。

安全序列

完成安全功能的一组核动力厂部件，例如应急堆芯冷却泵及其相关的设备和水源。

附件 I 最优化原则的应用

I.1 在核动力厂及其部件的设计中，最优化的基本作用是保证以适宜的方法对控制辐射剂量的工程措施进行决策。在大多数情况下，最优化寻求在降低辐射剂量、保证可靠的能源生产和所涉及的代价之间达到一个合理的平衡。在实际应用中，这常常是一个决策的问题。在核动力厂的设计阶段，或者对于费用投入大的重大修改，可能需要使用更为系统化的方法，必要时可以使用辅助决策技术。

I.2 对于可从在役的核动力厂获得足够多资料和数据（例如放射性物质的产生及其输运、辐射照射相关参数）的反应堆类型，对决策过程中所要求的许多准则和输入参数可以进行定量化的分析，从而有助于完成相应的最优化分析。

I.3 在某些情况下，需要对所涉及的有关因素进行适当的权衡。例如，个人剂量与集体剂量的权衡，以及公众照射与职业照射的权衡等。对于这些较为复杂的情况，可以采用多准则分析的辅助决策技术对可选择的辐射防护方案进行评估。

I.4 如果采用代价—利益差分分析方法，需要对防止的剂量建立相应的货币值。

I.5 如果在职业照射的控制中使用防止的剂量的货币值作为决策的考虑因素之一，可以采用单位剂量货币值的基准值对辐射剂量进行货币化评估。在个人剂量接近剂量限值

时，应使单位剂量的货币值随剂量的增加而增加。

I.6 需要强调的是，上述决策分析及其结果只是为决策提供必要的资料和数据，并不代表决策的最终结果。在这种决策过程中，专业人员的判断往往起着重要作用。例如，从经济角度出发，分析可能不能说明使用远程设备来避免人员进入高辐射区或者高污染区必要性的正当性，但可能从社会因素的角度作出使用这种设备的决定。这些分析的复杂程度需要反映所涉及的辐射剂量的大小。

I.7 在设计的最优化中，需要认识到辐射照射只是厂区人员可能受到的若干危险类型中的一种，降低辐射照射的措施不应增加总的危险。

附件 II 正常运行和退役期间的辐射源

II.1 概述

II.1.1 应当清楚地了解到，某一已知运行状态下重要辐射源有可能在不同的运行状态下变为次要的辐射源。同样，辐射源的重要性会随着具体的情况而改变。从剂量的角度来看，某些同位素在运行期间是次要的，但在退役期间可能变得很重要，而且根据退役的特点，其源项将随着退役的进行而不断变化。即使对于同类型的反应堆，设计的改变也可能对辐射源的重要性产生很大的影响。

II.2 反应堆堆芯和压力容器

II.2.1 在功率运行期间，裂变过程产生裂变产物和锕系元素。从辐射剂量的角度来看，对厂区人员和公众有重要影响的同位素通常是惰性气体的同位素、碘和铯，但是其他一些同位素，例如铯和钚，可能也是很重要的。在严重事故中，应该考虑更大范围的放射性核素。当反应堆在功率运行期间，由于裂变过程和裂变产物的衰变，燃料元件会发射出中子和 γ 射线。堆芯和周围材料由于发生中子俘获，也会发射 γ 射线。如果冷却剂中含有氧，则功率运行期间另一个重要的辐射源是 ^{16}N ，它是由快中子与压力容器内冷却剂中含的 ^{16}O 相互作用而生成的。此外，以重水作为慢化剂的反应堆， γ 射线和氘的相互作用会生成光中子。在功率运行期间，从堆芯和压力容器区域还会发射出 β 粒子和正电子，但从辐射

防护角度来看并不重要，因为这些带电粒子的穿透距离有限。

II.2.2 堆芯发射出的中子和 γ 射线是高强度的辐射源。在主屏蔽外侧残留中子引起结构材料的活化是另一个辐射源。在停堆期间，活化辐射源可能成为增加剂量率的次要辐射源，而在核动力厂退役期间则将成为主要的辐射源。

II.2.3 当存在着穿透屏蔽层的直接通路时，中子和 γ 射线穿过这种通路时将不会被减弱或者减弱很少。这种现象将使剂量率增加，甚至会使离堆芯很远处的剂量率增加。

II.2.4 对于钠作为冷却剂的快中子增殖反应堆，冷却剂泵和蒸汽发生器位于压力容器内，二回路冷却剂及其部件的结构材料可能被活化。最重要的放射性核素是 ^{22}Na 、 ^{24}Na 、 ^{54}Mn 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 和 ^{59}Fe 。

II.2.5 即使把反应堆厂房设计为在满功率运行状态下不允许长时间进入，但是，应当能做到在可接受的条件下的短期进入，以满足某些操作的需要。

II.2.6 如果在反应堆运行期间允许进入反应堆厂房，则应当考虑其他辐射源（包括 ^{41}Ar 、 ^3H 、挥发性裂变产物和惰性气体造成的气载污染物）的影响。在压水堆中，空气中包含的 ^{40}Ar 的活化是 ^{41}Ar 的来源，它发射 γ 射线。反应堆堆腔的通风（在某些设计中）会把 ^{41}Ar 污染物输运到操作平台之上的反应堆建筑物的自由空间中。虽然它们引起的剂量率

(外照射)比较低,但是当个人剂量率目标值低于10微希沃特/小时或者更低时,其影响可能是不可忽略的。在重水反应堆中和轻水堆的燃料厂房中, ^3H 同样也是一个重要的潜在气载污染源。

II.2.7 在停堆之后,在压力容器附近的主要辐射源是 γ 射线,它们来自裂变产物和压力容器中的活化产物、以及处在中子长期辐照下保温层中的金属和其他材料中的活化产物。在某些重水堆设计中,由于光中子源引起的次临界倍增而产生的中子会导致在短时间内(大约24小时)功率水平显著地上升,并伴随发出 γ 射线。

II.2.8 在轻水堆中,活化产物主要产生于:燃料组件的结构材料、燃料棒包壳、压力容器内的结构材料、控制棒、一次和二次中子源管、压力容器本身、水和杂质、主屏蔽;在气冷堆中,活化产物主要存在于:燃料棒包壳、压力容器内的屏蔽材料(例如在反应堆堆芯和热交换器之间以及在堆芯上下方的屏蔽材料)、压力容器以及部分热交换器;在压力管式重水反应堆中,活化产物主要存在于:燃料棒包壳、压力管、排管容器的排管、控制棒管、排管容器以及屏蔽箱中。

II.3 反应堆冷却剂及液体慢化系统

II.3.1 如果冷却剂中含有氧(例如轻水堆、重水堆),则在功率运行期间 ^{16}N 是重要的辐射源,它是由冷却剂通过

反应堆堆芯时由快中子和 ^{16}O 的反应生成的。 ^{16}N 是很强的 γ 源，发射的 γ 射线能量在6~7兆电子伏之间。由于 ^{16}N 的半衰期很短（约7.1秒），所以当它在堆芯和冷却剂系统构件之间的输运时间与其半衰期相比较足够长时，它的重要性将会减小。在这种情况下，冷却剂的其他活化产物，例如 ^{41}Ar （气冷堆）、 ^{19}O 以及 ^{18}F （水冷堆）可能对辐射水平的贡献最为重要。在压水堆中，冷却剂在回路中的输运时间与 ^{16}N 的半衰期相近，因而在运行期间 ^{16}N 对一回路周围剂量率的贡献起支配性的作用。

II.3.2 在水冷堆中，尤其是重水堆中，氙是一个重要的内照射辐射源。在轻水堆中，液态和气态流出物中以重水形式释放到环境的氙是一个重要的辐射源，因为目前还没有一种代价低廉并能有效地把它从废物中去除的方法。

II.3.3 从包壳有破损的燃料棒中释放出来的裂变产物是反应堆冷却剂中的一个辐射源。这种源的活度取决于很多参数，包括包壳破损的数量和破口大小、邻近破口处的局部功率、燃料的燃耗深度等。但是，在现代反应堆中，燃料包壳发生破损极其罕见。此外，包壳破损的主要原因（约80%）是流动的细小微粒（碎片）与包壳相互作用引起的，因而在燃料组件的底部安装了过滤网而使包壳的破损显著减少了。

II.3.4 裂变产物也可能来自包壳表面残留的铀污染（在制造过程中不可能做到绝对的清洁）和包壳内含有的铀

进入冷却剂而裂变产生。因此，需要对铀污染（“杂质铀”）的限值作出规定。

II.3.5 在维修和修理期间对剂量率的主要贡献来自活化腐蚀产物，例如， ^{60}Co 、 ^{58}Co 、 ^{54}Mn 、 ^{59}Fe 和 ^{51}Cr 。它们沉积在主冷却剂回路以及连接到该回路的所有构件和管道的内表面上。裂变产物，如 ^{131}I 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs ，由于它们的源项较小，沉积率较低，因而对这些回路周围的剂量率的贡献也比较低。但是，对于某些部件（例如热交换器和阀门），为了进行维修和修理，需要打开这些部件或进入其中，此时这些核素对剂量率的贡献就会显著增加。

II.3.6 如果反应堆运行时发生大量燃料包壳的破损，就会有较大数量的燃料（几克或者几十克）释放到冷却剂中去。在这种情况下，水和沉积物中的 α 放射性是不可忽略的。当打开回路和部件进行维修和修理时，裂变产物和腐蚀产物就是一个很重要的内照射潜在辐射源。同样，在退役期间也是一个重要的潜在辐射源。

II.3.7 在分离式慢化系统含有氧的情况下（例如压力管式反应堆），则在反应堆运行期间 ^{16}N 将是一个主要的辐射源。在停堆后，主冷却剂系统周围的辐射水平主要由活化腐蚀产物造成。水冷却剂或慢化剂中的氘，只有在它们从系统中释放出来并变成气态的情况下，才会对辐射危害有贡献。因此，由于主冷却剂的有限泄漏是允许的，在轻水堆的设计

中应考虑这种危害。

II.3.8 在压水堆蒸汽发生器的材质为镍基材料的情况下，当反应堆从功率运行状态转换成冷停堆状态时会发生一个重要的现象，即物理（温度、压力）和化学（从还原条件转换为氧化条件）条件会发生重大改变。此时，腐蚀产物的沉积氧化物的溶解性显著增加。沉积在燃料上的活化腐蚀产物会大量释放到冷却剂中去，并使得水中的放射性浓度增加2~3个数量级。这种释放率不是恒定的，并且它在温度从高温降低到80℃时也会减少。金属核素也会释放，对于大面积的含镍合金，总的释放量达到几千克的数量级。当过氧水注入时释放会迅速增加，并出现尖峰现象。净化常数（即净化流量率与总水量的比率）决定了终止释放的氧化条件和水中放射性浓度的变化。一般可以忽略堆芯外侧沉积物的溶解。因此，对这些部件（主管道、蒸汽发生器、泵）通常不进行去污，剂量率不发生变化。净化期间去除下来的高活度腐蚀产物主要聚积在化学和容积控制系统的过滤器、离子交换器上，其放射性活度可能等于在运行期间聚积的总放射性活度。设计（主要是蒸汽发生器管道的合金成分，即镍基或铁镍合金）会对这些现象产生很大的影响。在这期间，水中放射性物质对反应堆冷却剂系统、化学和容积控制系统以及余热排出系统周围剂量率的贡献，与沉积物的贡献相比不可忽略。

II. 3. 9 对于压水堆，在停堆期间观察到裂变产物的尖峰现象。当一回路压力降低时，在燃料棒内所有空间（燃料芯块的裂缝、燃料芯块与包壳之间的间隙、以及燃料棒的膨胀腔）聚集的裂变产物可能释放到冷却剂中。水可能进入燃料棒内，并把裂变产物冲刷出来。因此，释放不限于气体和可挥发性核素。释放量主要取决于包壳破损的特性。

II. 3. 10 在水冷却和慢化的反应堆（如轻水堆和重水堆）的净化系统中，放射性物质将聚集在过滤器和离子交换树脂上。这些放射性物质包含裂变产物（例如碘和铯，它们由燃料包壳破损处释放到冷却剂中）和活化腐蚀产物（通过冷却剂和慢化剂输运）。过滤器、离子交换树脂、以及所有可能聚集放射性物质的部件，都可能有很高的放射性，因而需要进行屏蔽。在过滤器中聚集的碘衰变时可以形成放射性的惰性气体。在重水堆中， ^{16}N 发出的光子导致在重水中产生光中子。这种辐射源对确定堆芯外部冷却剂回路所需的屏蔽时起着非常重要的作用。在气冷堆中，气体处理系统将收集放射性腐蚀产物（例如， ^{58}Co 、 ^{60}Co ）和裂变产物（如碘、铯），它们将成为重要的辐射源。

II. 3. 11 对于钠冷快中子增殖堆，主要的辐射源是 ^{22}Na 和 ^{24}Na 。钠蒸汽可能穿透反应堆压力容器的屏蔽盖板而进入一回路的部件。如果这些部件穿过屏蔽层，则需要考虑对它们进行屏蔽，以使在操作地面上的剂量率达到可以接受的水

平。在燃料中由三元裂变产生的氙会通过燃料的不锈钢包壳释放（基本机制是扩散）到主冷却剂中。如果包壳发生破损，则裂变产物（例如碘、铯）会释放到冷却剂中。钠冷却剂可以用惰性气体（例如氩）覆盖。覆盖气体的活化将生成³⁹Ar和⁴¹Ar，它们可能泄漏而进入反应堆建筑物中。

II. 3. 12 在某些气冷堆的冷却剂中含有氙、以碳酰基硫化物形态存在的³⁵S和¹⁴C。³⁵S主要由石墨慢化剂中的杂质氯产生。氙来自石墨中的杂质锂，¹⁴C来自冷却剂和慢化剂中的杂质氮。由于这些核素只发射β射线，因而它们仅仅在被吸入或摄入时才可能对健康造成危害。

II. 3. 13 在轻水堆和重水堆中产生的¹⁴C来源包括，燃料氧化物和慢化剂中存在的¹⁷O发生的(n, α)反应、燃料中存在的杂质¹⁴N发生的(n, p)反应、以及三元裂变。在重水堆中由于慢化剂的数量很大，因而¹⁴C主要来自慢化剂中¹⁷O的(n, α)反应。¹⁴C可能是主要源项，对全球长期集体剂量有贡献。在某些重水堆系统中，¹⁴C对总集体剂量的贡献相当小，这是因为¹⁴C被净化系统从慢化剂中有效地去除了。

II. 4 蒸汽系统和汽轮机系统

II. 4. 1 在直接循环的水堆中，功率运行期间蒸汽中夹带的¹⁶N可能是主要辐射源。对于具有轻结构的建筑物，例如汽轮机厂房的屋顶，应当仔细分析来自天空散射的影响。

在冷凝器的出口段¹⁹⁰也应被视为主要的辐射源。在燃料棒破损情况下，气体裂变产物（主要是惰性气体），以及挥发性裂变产物（如碘和铯）将是一个附加的辐射源。在功率运行期间，与¹⁶N相比，这些源是次要的，但在反应堆停堆以后，这些同位素及其子体产物（例如¹⁴⁰Ba）将是本系统中的主要辐射源。另一个辐射源可能是由蒸汽中的水滴夹带的不挥发的腐蚀产物。

II.4.2 在压水堆中，蒸汽系统和汽轮机系统是通过实体屏障（热交换器管道）与放射性系统分隔开的。因此，在这些反应堆中，只有在一回路和二回路之间出现泄漏时，放射性物质才能进入蒸汽系统和汽轮机系统。如果能够对泄漏率进行监控（例如测量二回路水中的放射性或¹⁶N），并且把二回路中的放射性保持在较低的水平，那么就不需要对来自该系统的直接辐射和散射辐射采取防护措施。因此，应当使一回路到二回路的最大允许泄漏率保持在很低的水平。一旦发生一回路向二回路的泄漏，则应对二回路采取净化措施，并对来自二回路的废物进行处理。可以通过监测给水系统中的氙来探测主冷却剂向二回路的泄漏。如果给水系统中有放射性物质，则可能由于给水系统的泄漏和蒸汽排放造成放射性物质向环境的释放失控。

II.4.3 在直接循环的核动力厂中，需要考虑的辅助系统污染的附加辐射源是采用蒸汽对放射性废物进行浓缩的

设备的泄漏。这种污染源之一是通过传热管泄漏产生的，传热管的泄漏使污染废物进入加热蒸汽的冷凝液中。来自加热蒸汽的污染冷凝水可能进入辅助系统。

II. 4. 4 在快中子增殖反应堆中，二回路的钠冷却剂可能被活化而形成 ^{22}Na 和 ^{24}Na 。如果钠从蒸汽发生器输送到安全壳外侧建筑物的时间不能与 ^{22}Na 和 ^{24}Na 半衰期相当，则可能造成安全壳外侧建筑物的部分区域的剂量率增加。

II. 5 废物处理系统

II. 5. 1 废液处理系统

II. 5. 1. 1 废液处理系统收集放射性废液并进行净化处理，使之能达到能在核动力厂中复用的水平，按规定排放或在贮存库中安全处置。

II. 5. 1. 2 废液的成分（放射性活度浓度、固态物和化学成分）随它们的来源而不同。通常的做法是按照它们的预计成分进行分类和处理。废液处理系统中的液体的放射性浓度有很宽的范围。可以把废液划分为如下几类：

- (1) 高纯度废液（例如在功率运行期间压水堆一回路泄漏的废水）；
- (2) 高化学物含量废液（例如去污液）；
- (3) 高固体物含量废液（例如地面疏水）；
- (4) 含洗涤剂的废液（例如洗衣房排水、人员淋浴水）；
- (5) 含油废液（例如在气冷堆中来自风机润滑油箱所

在区域的地面疏水)。

II.5.1.3 不允许把少量的高放射性浓度的废液与同类大量的低放射性浓度的废液相混合。

II.5.1.4 在轻水堆中，某些废液在处理前其放射性核素的浓度可能与反应堆冷却剂中放射性核素的浓度相同（短寿命核素和气体除外，前者会衰变掉，后者会由于卸压而逸出）。在这种未经处理的废液中，放射性核素的浓度可能达到 10^{10}Bq/m^3 量级。因此，废液处理系统在处理放射性废液时，放射性物质将累积在该系统的过滤器、离子交换器和蒸发器等部件中。

II.5.1.5 在多数情况下，积累的放射性核素将由活化物质组成，如 ^{60}Co 、 ^{58}Co 、 ^{54}Mn 和 ^{59}Fe （取决于一回路中使用材料的成分和腐蚀速率）。如果发生燃料包壳破损，裂变产物（例如，碘、铯和锶的同位素）可能是很重要的放射性核素。

II.5.2 气体处理系统

II.5.2.1 废气系统

II.5.2.1.1 在水冷堆中，冷却剂的活化将产生一些短寿命的放射性气体（ ^{16}N 、 ^{19}O 、 ^{13}N ）。裂变气体由燃料包壳破损处释放到冷却剂中。必要时，用专门的除气系统把这些气体从冷却剂中排出。在直接循环沸水堆的情况下，这些气体在它们被除气系统排出之前，在冷却剂中有短时间的停留。

但是，在间接循环系统（如压水堆）中，只是在停堆之前才需要去除裂变气体。在这种情况下，停堆期间须打开系统时降低系统中的放射性尤为重要。在堆芯中有破损燃料和高除气速率的情况下（例如在沸水堆中），在系统的高放射性部分（端头部位），其浓度可达到 $5 \times 10^{11} \text{Bq/m}^3$ 量级。在这种情况下，相当大的份额是由短寿命同位素（例如半衰期少于 1 小时）产生的。当气体在一回路中平均停留时间较长的情况下（例如压水堆运行在低除气速率的情况），长寿命同位素将是放射性的最重要组成部分。

II.5.2.1.2 在废气系统中设置滞留箱、滞留管、活性炭延迟床或者低温装置等部件，使收集到的气体延迟向环境释放，延迟时间应足以使大部分放射性物质能在排放前衰变。

II.5.2.1.3 在直接循环的沸水堆中存在着辐照分解气体和在压水堆一回路冷却剂中存在着很高的氢浓度，这是废气系统设计中十分重要的问题之一。空气可能进入这些系统并有可能形成可燃气体的混合物。需要设置复合器，以避免形成这种可燃气体混合物。通过复合器减少可燃气体体积的同时，还能把该系统的延迟时间增大约 10 倍。还有其他可能的解决方案，例如采用实际措施和适当的操作步骤把通风排放和含氢废气排放严格地分隔开来。

II.5.2.1.4 增加延迟时间将会减少流出物中短寿命同

位素的含量，但不会显著改变其半衰期比延迟时间还长的那些同位素的含量。但是，把延迟时间增加到 30 天能很大地减少流出物中惰性气体的释放量，尤其是 ^{133}Xe 。在这种情况下，释放的放射性核素最重要的是 ^{85}Kr 和 ^{14}C 。

II.5.2.1.5 建筑物的通风可能是释放放射性气体和少量气溶胶的来源，主要的同位素是 ^3H （来自水池的蒸发）和 ^{41}Ar 。

II.5.2.2 工艺排气

II.5.2.2.1 在某些情况下，在对放射性气体进行处理前不可能防止其与非放射性气体（例如空气）的稀释，例如：

- （1）排管容器穹顶的气体（压力管式反应堆中）；
- （2）盛装含有挥发性物质的液体贮存容器中的覆盖气体（例如轻水堆中收集反应堆冷却剂泄漏水的贮存箱，以及在废液处理系统中的贮存箱或某些其他设备）。在某些情况下，气体是由衰变形成的（例如碘变成氙）；
- （3）在气冷堆中，冷却剂气体泄漏到含有空气的区域；
- （4）在打开轻水堆压力容器之前，由于卸压和降低水位会使空气进入压力容器内。

II.5.2.2.2 放射性气体排放管的位置应远离核动力厂运行人员。在改进型气冷堆和压力管式反应堆的排管容器穹顶气体的情况下，主要的放射性核素是 ^{41}Ar 。在轻水堆中，主要的放射性核素通常是裂变气体。在压力管式反应堆中工

艺排气管直接与（在贮存箱等中的）冷却剂接触，因而排气中的放射性也同样是裂变气体。

II.5.3 固体废物

II.5.3.1 除燃料外，在运行期间固体放射性废物的主要来源如下：

（1）要拆除的活化或污染的部件或构件（例如控制棒、中子源组件、损坏的泵、中子注量率测量组件、以及其结构或零件等）；

（2）气冷堆燃料组件的已辐照部件（这种反应堆中，燃料组件要从核动力厂中拆除）；

（3）离子交换树脂、过滤器材料、过滤器涂层材料、催化剂、干燥剂等；

（4）蒸发器的浓缩液和沉积物；

（5）污染的工具；

（6）污染的工作服、毛巾、塑料薄膜、纸张等。

II.5.3.2 百万千瓦级核动力厂每运行年产生的未被处理的废物的总体积可能高达几百立方米，其中大部分是低放废物。废物的放射性浓度在很宽的范围内变化，其中有少量的最大放射性浓度高达 5×10^{16} Bq/m³ 量级的活化部件，离子交换树脂和过滤器材料达到 5×10^{14} Bq/m³ 量级。在大多数情况下，长寿命的活化产物（例如 ⁶⁰Co），以及当发生燃料包壳破损时的长寿命的裂变产物（尤其是 ¹³⁴Cs 和 ¹³⁷Cs）是主要的

辐射源。

II.5.3.3 应当对固体废物进行谨慎的管理使其体积最小化。但是，若把向环境的释放量减少到非常低的水平，则将导致固体废物体积的增加。

II.6 辐照过的燃料

II.6.1 在辐照过的燃料中积聚了大量裂变产物和超铀元素，因而放射性水平很高。对于不停堆换料系统，还应当考虑换料系统中由燃料发出的缓发中子。燃料组件结构材料的活化形成了附加的辐射源。

II.6.2 在装卸和贮存辐照过的燃料期间，一些放射性核素会释放到周围的冷却剂中。当辐照过的燃料在水中转运或贮存时，放射性物质可能以腐蚀产物溶解于水中或以颗粒物的形式释放，即使是部分燃料未泡在水中。如果燃料包壳被氧化，则被活化的包壳材料可能会由于热冲击或机械振动使它们从燃料组件的表面剥落下来。另外，破损燃料棒可能释放出裂变产物，其中最主要的同位素是惰性气体、碘、铯和锶等。

II.6.3 对于湿法燃料贮存和装卸系统，应当设置具有微粒过滤和离子交换的净化系统。通常把它们与余热排出系统结合在一起。水中的放射性物质被过滤器和离子交换树脂去除，从而过滤器和离子交换树脂变成了辐射源。装卸、净化和余热排出系统的污染也会成为附加的辐射源。

II. 6. 4 在改进型气冷堆中，采用干式的燃料操作系统，在燃料组件被拆卸之前先采用干式贮存，然后把燃料元件贮存在水池中。类似的燃料操作系统可以用于将来的气冷堆中。从燃料元件表面上剥落下来的腐蚀产物会污染燃料操作系统和干法燃料贮存系统。拆卸下来的燃料组件的某些部件存放在核动力厂的专用储存室内。

II. 7 新燃料的贮存

II. 7. 1 如果燃料元件是利用新铀制造的，那么（未辐照过的）新燃料的放射性水平很低。由于新燃料所发射的大部分辐射是非贯穿辐射，这种辐射将被燃料包壳大量吸收，因此外照射问题是次要的。

II. 7. 2 在混合氧化燃料的情况下，新燃料元件中可能含有再循环产生的钚，在某些元件中还可能使用了再循环铀，因而这种新燃料元件可能是有放射性的。在这种情况下，新燃料将是一个重要的中子和 γ 辐射源，因而直到把它们装入反应堆之前的所有时间内，都应当对它们进行屏蔽和包容。中子源的强度将取决于生产钚后所经历的时间，因为发射中子的锕系元素是由于钚的衰变而产生的。

II. 7. 3 在 $^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}$ 燃料的情况下，新燃料可能具有很高的放射性，这是由于存在有 ^{232}U 的子体产物。在它们被装入反应堆之前，应当对它们进行屏蔽和包容。

II. 8 去污设施

II.8.1 在废液中的放射性物质主要是腐蚀产物包含的核素，如⁶⁰Co、⁵⁸Co、⁵¹Cr、⁵⁹Fe、⁵⁴Mn等。这些放射性物质产生于被污染的部件、被污染的区域、被污染的可重复使用的防护服等的去污，以及用来去除表面放射性污染的设施的工作人员的去污等。一般而言，人员和工作服去污产生废液的放射性浓度较低，而在重大修理工作前进行设备去污所产生的废液可能具有中等或者较高的放射性浓度。

II.9 其他辐射源

II.9.1 核动力厂还有其他一些辐射源，例如启动中子源、腐蚀样品、堆芯内外的探测器、仪表标定源、以及射线探伤检查用的源等。

附件 III 事故工况下的辐射源

III.1 概述

III.1.1 在对核动力厂进行安全分析时，应当确定事故工况下辐射源的大小。事故工况下的主要辐射源由各种放射性裂变产物组成，对这种辐射源应采取预防性的设计措施。这些裂变产物从燃料元件或者从滞留它们的各种系统和设备中释放出来。可能导致裂变产物从燃料元件中释放的事故包括丧失冷却剂事故和反应性事故，在这些事故中燃料包壳因包壳材料的超压或过热而失效。乏燃料装卸事故（由于燃料组件跌落时的碰撞而导致燃料包壳的机械损伤）也属于这种情况。最易挥发的放射性核素通常主导事故源项。

III.1.2 应考虑事故后放射性物质在空气过滤器或废液处理系统部件中积累以及从中释放出来的可能性。与裂变产物和锕系元素相比，活化产物的辐射通常是次要的。

III.1.3 本附件以选定的事故情景为例描述确定辐射源的方法和步骤。所选定的事故情景涵盖了所有主要的核动力厂设计类别。本附件没有明确描述严重事故的情景，因为这与特定的核动力厂相关。

III.2 轻水反应堆

III.2.1 失水事故

III.2.1.1 应计算各种失水事故（包括主管道双端断裂）中可能导致的包壳最大破损数以及由破损燃料释放出的每

种裂变产物的份额（与化学元素有关）。应评价事故后裂变产物从冷却剂向安全壳（或等效包容装置）的释放及其在安全壳内的行为（例如析出、泼洒或喷淋导致的沉积以及碘的各种反应）。评价时应假设反应堆堆芯已经运行了相当长的时间，以至于在事故发生时堆芯中裂变产物的积存量达到最大平衡值。应确定事故后随时间变化的安全壳泄漏率（例如依据设计压力下的泄漏率和事故后随时间变化的压力）。虽然安全壳内的高压会导致安全壳隔离，进而使向环境的释放降到最低，但在分析中仍要考虑安全壳隔离前发生重大释放的可能性。

III. 2. 1. 2 失水事故分析的另一种方法是对这类事故后进入安全壳大气的裂变产物占堆芯裂变产物总量的份额作出相应的规定。通常，对不同类别的化学元素规定不同的份额，而与针对这类事故所采取的设计措施无关。因此，将这些份额设定为假设的上限值，而不考虑应急堆芯冷却系统的性能特性。

III. 2. 1. 3 放射性核素从安全壳中逸出后的行为取决于核动力厂的设计特点。在某些设计中，放射性物质可能立即进入到大气中；在其他一些设计中，放射性物质被二次安全壳包容。放射性物质还可逸出至紧邻的厂房内，并且只有经过过滤器后才能以低速率通过烟囱排出。

III. 2. 2 沸水堆蒸汽管道破裂事故

III. 2. 2. 1 沸水堆主蒸汽管道破裂事故可能比上述讨论的冷却剂再循环管道破裂事故更为严重。事故后果与管道的直径和核动力厂安全系统的特性密切相关，因此有必要对下面两种情况都做分析：

(1) 如果蒸汽管道破裂的位置是在安全壳内，则事故序列类似于失水事故的事故序列，但是燃料包壳破损份额会有所不同。需要假定满功率运行状态下的裂变产物平衡浓度。潜在放射性释放的设计分析应考虑导致安全壳隔离所需的时间和冷却剂净化系统的效率。

(2) 如果蒸汽管道破裂的位置是在安全壳外，而且靠近安全壳处的主蒸汽管道隔离阀立即关闭以隔离反应堆，则预计仅释放在运行状态下存在于蒸汽管段中的小部分放射性物质。蒸汽在破口所在厂房中的冷凝和除惰性气体外其他物质的沉积，将减少可向大气释放的放射性核素数量。放射性核素向大气释放的位置取决于核动力厂的设计。通常，冷却剂释放到安全壳以外的厂房时将造成厂房超压，使放射性核素通过预定的释放点（通常在屋顶），门或者通过因超压或泄漏而打开的其他薄弱构筑物释放出来。如果管道破裂的位置不靠近该厂房的逸出点，则可以假定蒸汽和厂房内的空气相混合。在超压卸压后，将不再通过不受控制的释放点向外释放，而是通过通风系统或过滤器经烟囱排放。

III. 2. 2. 2 有些核动力厂中，在主蒸汽隔离阀之间增设

泄漏控制系统以限制放射性物质通过这种途径逸出。

III. 2. 2. 3 在超压卸压后，如果超压卸压的通路不能够关闭，而又不能通过通风系统或烟囱的自然气流来恢复该构筑物内的负压，则还应考虑超压卸压后从该构筑物直接释放的可能性。

III. 2. 3 压水堆蒸汽管道破裂事故

III. 2. 3. 1 压水堆蒸汽管道破裂时，起初只释放正常运行期间可能存在于二回路系统中的少量放射性。

III. 2. 3. 2 但蒸汽管道破裂事故后，需要根据蒸汽管道破裂后一回路和二回路的压差评价蒸汽发生器传热管的完整性。如果不能保证蒸汽发生器传热管结构的完整性，则需要估算可能进入二回路侧的一回路水量。反应堆停堆后，正如附件 II 所讨论的那样，裂变产物的尖峰效应会使泄漏水中包含的放射性核素浓度随时间增大。

III. 2. 3. 3 蒸汽发生器的设计特点使进入二次侧的一回路水与蒸汽发生器内的二回路水混合。事故后短时间内产生的蒸汽将通过破裂的蒸汽管段漏出，其湿度因卸压而高于正常值。

III. 2. 3. 4 如果蒸汽管道破口无法与蒸汽发生器隔离，即使蒸汽发生器传热管没有丧失完整性，也会因为蒸汽管道双端断裂从破裂的蒸汽管道中释放蒸汽而导致大量放射性向大气释放。如果在一回路冷却剂中出现碘峰值且一回路到

二回路的泄漏达到技术规格书中的最大值，则逸出的蒸汽放射性浓度是很大的。如果燃料包壳再出现破损，则这种事故导致的蒸汽放射性浓度会更高。这种事故的显著释放产生于：

(1) 技术规格书规定泄漏率下的高活度浓度值；

(2) 不能充分隔离的破口；

(3) 受事故影响的蒸汽发生器蒸干，导致蒸汽发生器内放射性物质不能分配。

III. 2. 3. 5 停堆后，蒸汽的产生量取决于衰变热。由于蒸汽流量低而汽水分离器和干燥器的效率高，故蒸汽的湿度变低。因此，经卸压阀释放的蒸汽中，水溶性物质诸如碘、铯等的浓度相对较低。隔离出现故障的蒸汽发生器和根据设计采取其他安全措施预计将减少放射性物质的释放。

III. 2. 4 蒸汽发生器传热管破裂

III. 2. 4. 1 压水堆中蒸汽发生器管道破裂事故可能导致放射性物质向大气释放。这种释放可能是显著的，因为如果碘峰值没有在事故初始时刻前出现，则会在事故瞬态过程出现。

III. 2. 4. 2 设计基准通常假设蒸汽发生器传热管破裂是一根或者更多的蒸汽发生器传热管发生双端断裂。一回路和二回路之间的屏障破口引起反应堆冷却剂向二回路侧释放，导致反应堆停堆，二回路侧的蒸汽卸压阀开启，向大气释放

污染的蒸汽。即使二回路侧的蒸汽卸压阀没有开启，由于直接将一回路冷却剂夹带进入蒸汽管道，也可能造成放射性释放。事故期间的辐射源是一回路中已有的、流向二回路破口的放射性裂变产物。破口流量增大时意味着通过二回路侧卸压阀向大气释放的放射性裂变产物数量增大。

III. 2. 4. 3 反应堆事故保护停堆以后，衰变热的大小、运行人员隔离受影响的蒸汽发生器及实施一回路卸压的动作时间决定了放射性释放的数量。一回路和二回路的压力平衡将终止放射性物质向大气的释放。运行人员使用完好的蒸汽发生器实施核动力厂的冷却。

III. 2. 4. 4 事故瞬态特性取决于自动安全系统以及运行人员采取有效行动的起始时刻。时间假设因动作的不同而有所不同。

III. 2. 5 燃料装卸事故

III. 2. 5. 1 对假设的燃料装卸事故（例如燃料在从堆芯容器向贮存池输送过程中跌落）的影响进行设计分析时，首先应确定在事故发生时燃料内的放射性总量。应选择使放射性后果估算偏于保守的燃料辐照史的假设。

III. 2. 5. 2 应当采用从核动力厂停堆到燃料装卸开始所经历的最短时间来确定在燃料装卸操作开始时燃料棒中的最大源项积存量。碰撞可能导致的破损燃料棒数目可以通过理论计算和对实际发生的或在试验中发生的类似燃料元件

事件的评价来获得。向周围水池释放的惰性气体占总量的份额取决于燃料棒内自由空间的体积。对碘从包壳破损的燃料棒中释放到池水中的主要机理尚无一致的看法。碘可能主要是由渗入破损燃料棒中的水浸析出来，也可能主要来自于假定存在于燃料棒自由空间内的“气相”碘释放。

III. 2. 5. 3 通常保守的做法是忽略惰性气体在池水中的溶解作用。然而，大部分碘和铯将被滞留在池水中。碘向水池上方气空间的释放最好用一个分配系数（在空气和水中的体积放射性浓度之比）来描述。

III. 2. 5. 4 为了确定核动力厂排入大气中的各种放射性核素的量，还需要考虑其他特性和参数，如水和空气的体积比、到通风系统关闭为止经过的时间、水池上方空气即时抽吸系统（包括池面扫气系统）的设计特征和效率等。

III. 2. 5. 5 为了简化评估过程，对于某些反应堆设计，可将从燃料中释放后预计进入燃料贮存池上方气空间的碘份额规定为某个普适数值。

III. 2. 5. 6 除了惰性气体和碘外，渗入破损燃料棒内的水还可能把铯缓慢地浸析出来，浸析量最高可能达到总量的百分之几。这些铯在水中以离子态存在，可以忽略向池水上方气空间的转移。

III. 2. 5. 7 向环境释放的惰性气体和碘的总量，受所采用的通风率和使用的水池扫气系统类型的控制。将根据过滤

器的设计，选择适当的去污因子考虑过滤器对排出气流中碘的去除效应。对适当的区域进行隔离可以终止排放，当核动力厂贮存池设置在安全壳内时，这种方法尤其适用。如果由运行人员实施这种隔离，则通常应假定有一段时间的延迟。

III. 2. 6 辅助系统事故

III. 2. 6. 1 辅助系统事故的例子包括辅助系统管道破裂、过滤器或者吸附器着火、贮存箱内爆炸、放射性废液溢出、放射性废物系统着火等，它们的后果可能与前面章节描述的事故后果一样严重。这些后果的严重性取决于所涉及系统的设计特点，不同反应堆的设计有显著差别。因此，应根据各个系统的具体情况选择用于事故分析的假设条件。

III. 2. 6. 2 一种重要的事故类型是当在反应堆停堆后投运余热排出系统时，其中的管线出现破裂或者反应堆功率运行时，运行中的化学和容积控制系统出现破裂。在这两种情况下，对源项最重要的贡献是由停堆导致的或在破裂前出现的裂变产物峰值。

III. 2. 6. 3 这些失效分析需要考虑以下参数随时间的变化：管道泄漏率；放射性气体通过辅助厂房及可用通风系统的迁移；事故条件下碘的行为和过滤器系统的效率。

III. 2. 7 严重事故

III. 2. 7. 1 严重事故可能导致的后果取决于核动力厂的设计、失效和运行人员失误的性质。在这种情况下，安全系

统由于失效或失误而无法执行所需安全功能，进而导致严重的堆芯损伤，并威胁剩余放射性物质屏障的完整性。

III. 2. 7. 2 在严重事故期间可能发生严重的堆芯损伤，因此需要详细分析这种事故可能造成的放射性后果，这些后果可能严重影响公众健康和安全。这种分析能够对可能释放到环境的放射性源项的种类和大小作出定量的评价。

III. 3 重水反应堆

III. 3. 1 用重水（氧化氘）作慢化剂或冷却剂或者同时用作慢化剂和冷却剂的反应堆和上述描述的轻水反应堆一样，可能因同类事故导致放射性释放。在压力管式反应堆中，失水事故的分析应包括多根压力管道、集管和单根管道破裂。应该注意，在设计基准事故中没有考虑单根压力管破口叠加集管破口或管道破口。还应该分析蒸汽发生器管道或热交换器管道破损事故。

III. 3. 2 运行核动力厂中的重水内含有氘的活化物氘。氘以氧化物形式（也就是水）存在，通常不是事故后造成公众潜在放射性危害的重要因素。但是仍须考虑某些事故期间和事故之后氘的存在对厂区人员的危害。

III. 4 不停堆换料的反应堆

III. 4. 1 在具有不停堆换料能力的反应堆中，应考虑把换料机和反应堆堆芯联接时或向乏燃料贮存池运输乏燃料的过程中，因换料操作中的失误而引起事故的可能性。这些

事故后果的严重程度依据发生故障的位置和燃料从堆芯卸出的时间，将小于或等于一次小的失水事故的后果。

III.5 其他事故

III.5.1 在核动力厂中，可能发生其他假设始发事件导致放射性物质向环境释放的区域包括：

- (1) 乏燃料装卸区（例如装料机、干式燃料贮存、燃料拆卸室、燃料贮存池以及燃料运输容器装卸平台）；
- (2) 放射性流出物处理车间；
- (3) 燃料池水处理和冷却车间；
- (4) 冷却剂处理车间；
- (5) 固体放射性废物贮存区；
- (6) 燃料元件碎片贮存室；
- (7) 通风过滤器。

附录 运行和退役源项的确定

1 腐蚀产物源项

1.1 与主冷却剂接触的钢材和合金的腐蚀产物导致氧化层原位增长以及离子向冷却剂的释放。这种机制的驱动力是存在于冷却剂和氧化层气孔之间的浓度梯度。

1.2 需要模拟的现象和关系在图 4 中描述。原则上，腐蚀产物的行为可用很多方法模拟，从手算到使用复杂的软件，既包括解析模型，也包括现象学模型。

1.3 在轻水堆中，对确定主冷却剂中腐蚀产物行为而言，冷却剂温度和 pH 值条件下与水中氧化物的溶解度相关的参数是非常重要的参数。为确定压水堆冷却剂中活度，相关参数具体描述如下：

(1) 在压水堆中，对确定主冷却剂中腐蚀产物行为而言，冷却剂温度范围在 $280^{\circ}\text{C} \sim 340^{\circ}\text{C}$ 之间并且 300°C 下 pH 值范围为 $6.5 \sim 7.4$ 之间时，与不饱和的镍钴铁素体在水中的溶解度相关的参数是非常重要的。

(2) 描述腐蚀产物行为使用的模型应当具有模拟“水—金属”相互作用的大系统的能力，对于这种模拟，以下是典型参数：

- A) 与主冷却剂接触的面积： $\sim 22000 \text{ 米}^2$ ；
- B) 冷却剂质量： $200 \sim 300 \text{ 吨}$ ；
- C) 冷却剂流速： $0.1 \sim 15 \text{ 米/秒}$ ；

D) 每循环所经历的时间 (反应堆—蒸汽发生器—反应堆): ~ 10 秒, 其中包括约 1 秒的时间在活性区;

E) 合金的种类: 锆-4 合金/镍合金 600, 镍合金 690, 镍合金 800/镍 718/硬质镀面材料 (钨铬钴合金) /不锈钢。

(3) 放射性核素的先驱核 (腐蚀产物核素靶核, 主要是 $^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co}$ 和 $^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$) 质量的数量级:

A) 释放率 (平均): $1 \text{ 毫克/分米}^2 \cdot \text{月}$;

B) 循环持续时间: 10 个月;

C) 除锆合金 (基本无释放) 以外的面积: 17000 米^2 ;

D) ^{59}Co 含量 (杂质): 约 $5 \times 10^{-4} \text{ 克/克}$;

E) 镍合金中的 ^{58}Ni (镍合金 600, 690) 含量: 约 $3 \times 10^{-1} \text{ 克/克}$ 。

因此, 在 10 个月的循环周期中向反应堆冷却剂的 (靶核) 输入量大约是: ^{59}Co 为 10 克/周期, ^{58}Ni 为 5 千克/周期。

(4) 硬面材料 (堆内构件的部件、泵轴承、阀门、控制棒驱动机构等) 的磨损增加了 ^{59}Co 的数量。

由于上述原因, 大约 10 克的 ^{59}Co 和 5 千克的 ^{58}Ni 分别是 ^{60}Co 和 ^{58}Co 沉积量的来源, 这些沉积的 ^{60}Co 和 ^{58}Co 造成了 90% 的剂量率和职业照射。

1.4 在快中子反应堆情况下, 二回路冷却剂通过中子通量区, 应当评价由于二回路腐蚀导致的源项。影响腐蚀产物源项的一些重要现象包括:

(1) 离子态物质能够沉淀并凝聚成颗粒。

(2) 这些颗粒随流体循环，可能在反应堆堆芯内或者活性区外的表面形成沉积物。通过这一过程，它们在循环期间或者在堆芯内的表面上沉积以后被活化。

(3) 能够通过冷却剂净化系统去除主冷却剂中的离子和颗粒。该过程的有效性取决于流速和冷却剂净化系统的过滤器和离子交换柱的去污因子。如果任何一个因子太低，净化系统将变得无效。

因为一回路是一个几乎封闭的并且不等温的系统，上述过程与其逆过程形成竞争，例如颗粒和沉积物可能溶解。

1.5 使用的模型应当适合所分析的系统的特性。本附录 1.3 节给出了压水堆的主要参数。

1.6 应当建模的其他因素示例如下：

(1) 当主冷却剂中氧化物的浓度很低时（在压水堆中典型值在 10^{-9} 克/克的量级）；

(2) 当合金中元素的释放量与其组成不成比例时；

(3) 当化学条件在整个燃料循环中在指定的范围内变化时；

(4) 当需要考虑冷却剂和表面温度时；

(5) 当摩擦造成的磨损变得显著时。

1.7 与腐蚀产物行为有关的现象太复杂，使得基于解析模型的手算或是使用计算机程序计算的精确度都比较低。但

是，考虑了物理和化学现象的程序计算结果要精确得多。计算不能给出绝对意义上的精确结果，但是可正确预测重要设计参数和源项之间的关系。因此计算对于优化⁵⁸Co和⁶⁰Co的源的水平有着重要的作用。

1.8 由于相关现象的复杂特性，评价由腐蚀产物造成的源项的另一个重要的输入是相关核动力厂的运行经验。运行核动力厂经验的适用性取决于如何将运行核动力厂的所有相关因素与核动力厂设计的相关因素相比较。这些因素包括冷却剂回路的材料及其杂质、冷却剂化学、停堆程序以及所有其他已提到的因素。收集最准确的运行经验涉及在核动力厂的整个寿期内（包括反应堆停堆这样的瞬态工况期间），在完全相同的位置进行定期的测量。

1.9 为了对设计中核动力厂的辐射源水平进行最优化，有必要了解在相应运行核动力厂的部件上沉积的放射性物质的特性和组成。可使用经过校准的 γ 谱仪来实现这一目的。机组状态从功率运行转变到冷停堆时，冷却剂物理和化学条件的变化是造成燃料元件上沉积的腐蚀产物大量溶解的原因。冷却剂中放射性核素的活度峰值是不可预测的。但是，对于给定的反应堆类型，可以给出变化范围。由于同一核动力厂中腐蚀产物的沉积会随不同的燃料循环而变化，应保证所使用的运行数据转换为对设计目的而言有充分包络性的数值。

1.10 对于为了核动力厂改进或者核动力厂退役的目的而评价源项，在同一核动力厂的所有相关剂量点的最新测量结果是不可替代的。

2 裂变产物源项

2.1 确定裂变产物源项的通常方法包括：

(1) 计算裂变产物在燃料中的积存量；

(2) 确定在燃料芯块所有空隙中的放射性核素的数量，以及相应的活度；

(3) 确定可能通过包壳破损释放到冷却剂中的放射性核素的总活度。

2.2 早期放射性核素向冷却剂释放是由一些系数来表示的，这些系数的值由早期实验得到，并依赖于所考虑的元素。在这种情况下，没有考虑到一些非常重要的参数（例如局部功率和温度以及缺陷的“尺寸”），与运行经验的吻合程度一般很低。在计算由于裂变产物造成的源项时，冷却剂中裂变产物活度的相应的不确定性可由假设一个比运行反应堆中发现的大得多的燃料棒包壳破损来补偿（对于轻水堆，一般假设堆芯燃料棒总数的 0.25% 发生破损）。相应的裂变产物源项用于放射性物质累积区域（例如过滤器和离子交换器）的屏蔽设计。

2.3 通过考虑释放系数与同位素半衰期的关系以及考虑早期方法中忽略的参数，先进程序可以获得更精确的裂变

产物释放结果，因而与运行经验吻合得很好，并且基于这种程序的预测结果可以作为大大降低屏蔽设计保守性的基础。

2.4 这种源项计算方法的改进对于屏蔽的最优化很重要，因为新旧计算方法可能导致源项相差 3~10 倍（相差倍数依赖于同位素）。对于发射 1 兆电子伏 γ 射线的点源，源项减小 5 倍将导致混凝土屏蔽层厚度减小约 20 厘米。

2.5 一个替代的方法是使用来自相关核动力厂运行经验的合理包络值。确定其他运行核动力厂相关性的因素包括燃料元件设计以及燃料的额定功率和损耗。

2.6 在核动力厂瞬态期间，裂变产物通过包壳破损在短时间内释放到冷却剂中。这是造成冷却剂活度峰值的原因。释放量和持续时间可以通过运行经验获得合理的包络值。

2.7 对于核动力厂修改或退役的情况，对该核动力厂进行的最新的测量是其他方式所不能替代的。

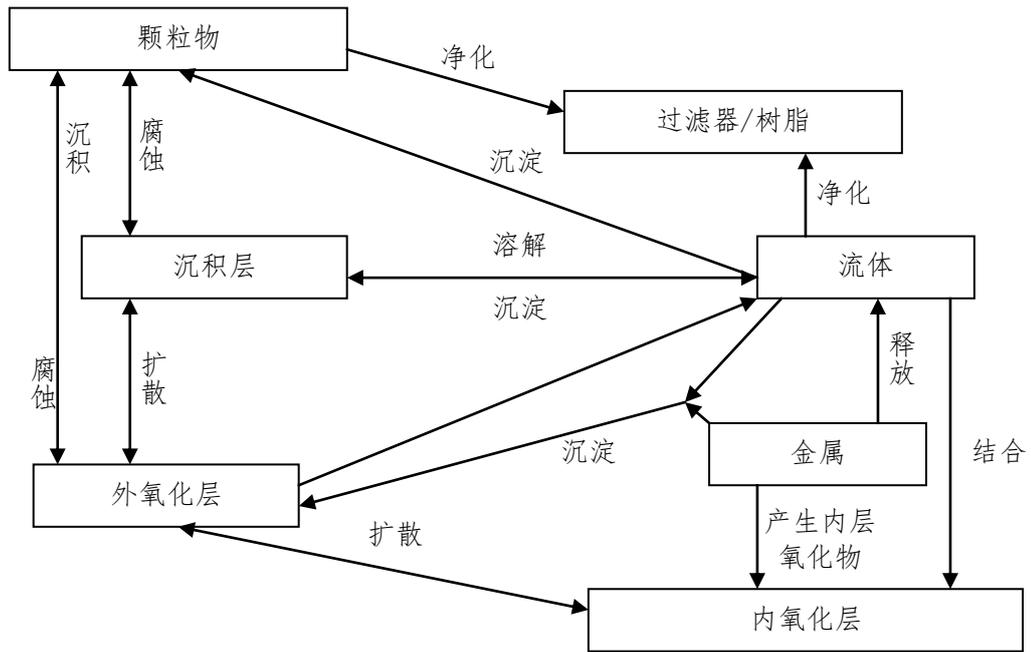


图 4 在模拟腐蚀产物行为时须考虑现象的流程图