

# 压水堆核电厂厂房内气载放射性活度的分析与评价

白 婴, 王益伟, 周 巍

深圳中广核工程设计有限公司, 广东深圳, 518172

**摘要:** 介绍压水堆核电厂厂房内气载放射性活度计算的基本方法。根据相关 1000 MW 级压水堆核电厂的设计经验, 分析正常功率运行、停堆余热排出和反应堆压力容器顶盖打开的各阶段惰性气体、裂变产物、活化腐蚀产物和氡的气载活度浓度。由燃料包壳破损和氧化操作导致的主回路碘峰及活化腐蚀产物急速增加, 特别对余热排出阶段引起气载活度浓度升高的现象进行了详细计算。最后, 基于核电厂各运行阶段的气载放射性活度变化趋势, 就运行人员的内照射防护措施和通风排气设计提出改进意见。

**关键词:** 压水堆核电厂; 气载放射性; 内照射剂量; 通风排气

**中图分类号:** TL48 **文献标志码:** A

## 0 前 言

在压水堆核电厂运行过程中, 主冷却剂中的放射性核素可能会从管道、设备等的不严密处泄漏, 并以气态或气溶胶形式存在于核岛厂房之内; 此外, 在换料期间堆腔水池的蒸发也会在堆腔周边空间产生一定浓度的气载放射性核素, 对在堆腔区域中的工作人员造成吸入内照射的风险。因此有必要对核电厂厂房内的放射性气体和气溶胶的控制与去除进行研究, 以降低个人及集体剂量, 提升核电厂的管理水平。

本文主要介绍大型商用压水堆核电厂气载放射性活度的基本计算方法, 并结合 1000 MW 级压水堆核电厂的工程设计, 计算正常功率运行、停堆余热排出和换料期间压力容器顶盖打开后各阶段的气载放射性活度及其变化趋势, 针对可能的气载放射性活度较高的时段和对应的通风净化设计做了较详细的分析与讨论。

## 1 气载放射性活度的计算模式

### 1.1 裂变产物与活化腐蚀产物

特定空间内气载放射性核素的活度服从以下的微分方程:

$$V \frac{dA_i(t)}{dt} = I f_i C_i(t) - \left( \lambda_d + \lambda_p + \frac{F}{V} \right) V A_i(t) \quad (1)$$

式中,  $A_i(t)$  为核素  $i$  在厂房内的气载放射性活度,  $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ;  $I$  为主冷却剂泄漏率或堆腔水池蒸发率,  $\text{cm}^3/\text{s}$ ;  $f_i$  为核素  $i$  的汽相分配因子;  $C_i(t)$  为核素  $i$  在主冷却剂或堆腔水池内的活度浓度,  $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ;  $\lambda_d$  和  $\lambda_p$  分别为核素  $i$  的自然衰变常数和厂房内的空气除尘速率,  $\text{s}^{-1}$ ;  $F$  为通风系统排风流量,  $\text{cm}^3/\text{s}$ ;  $V$  是对应厂房的自由空间体积,  $\text{cm}^3$ ;  $F/V$  即是通风系统的排风速率,  $\text{s}^{-1}$ 。一般可以认为  $I f_i C_i(t)$  是核素  $i$  的气载释放速率, 而  $(\lambda_d + \lambda_p + F/V)$  则是该核素的气载清除速率, 从表达式中可以看出它由自然衰变、厂房内的空气除尘和通风系统排风构成。

### 1.2 氡的产生

主冷却剂中产生氡的主要途径有以下几点:

燃料裂变(三元裂变)产生的氡通过燃料包壳或燃料包壳破损处泄漏进入主冷却剂中; 主冷却剂的中子与可溶硼的反应; 可燃的中子吸收体产生的氡通过扩散或包壳破损进入主冷却剂;

主冷却剂中子与可溶锂的反应; 主冷却剂中子与氡的反应。其中, 途径和是主冷却剂中氡的主要来源。

### 1.3 计算参数的选取

后续计算中, 参数的选取主要参考相关 1000 MW 级压水堆核电厂的设计经验, 汇总于表 1。

表1 主要计算参数的选取  
Table1 Main Calculation Parameters

参数	数值	
主冷却剂泄漏率/ $\text{cm}^3\cdot\text{s}^{-1}$	0.1575	
堆腔水池蒸发率/ $\text{kg}\cdot\text{h}^{-1}$	220	
正常功率运行下的主冷却剂活度浓度	裂变产物的 $^{131}\text{I}$ 当量/ $\text{GBq}\cdot\text{t}^{-1}$	37
	惰性气体的 $^{133}\text{Xe}$ 当量/ $\text{GBq}\cdot\text{t}^{-1}$	10175
	活化腐蚀产物的 $^{60}\text{Co}$ 当量/ $\text{GBq}\cdot\text{t}^{-1}$	0.077
	氚/ $\text{GBq}\cdot\text{t}^{-1}$	129.5
汽相分配因子	热水	0.4
	冷水	0.1
	惰性气体和氚	1.0
空气除尘速率/ $\text{h}^{-1}$	1.0	
通风系统的排风速率/ $\text{m}^3\cdot\text{h}^{-1}$	正常运行	7000 / 无
	停堆余热排出	14000 / 28000
	反应堆压力容器打开	7000 / 14000

注：数据参考了相关核电厂的工程与设计经验；正常功率运行下的主冷却剂活度浓度的计算基于0.25%燃料包壳破损率<sup>[1]</sup>和堆芯热功率3400 MW，并按裂变产物、惰性气体和活化腐蚀产物分类分别归一化至各自对应的等效 $^{131}\text{I}$ 、 $^{133}\text{Xe}$ 和 $^{60}\text{Co}$ 当量。氚浓度则依据1.2节的几种主要生成途径，通过一定的数学模型并假设进入主冷却剂中的设计基准氚释放率为 $3.7\times 10^7 \text{ Bq}/(\text{MW}\cdot\text{d})$ 计算得出；基于核岛通风系统的设计数据，与相关资料在数量级上一致<sup>[2]</sup>；第一项数据为设计值，第二项数据为用于敏感性分析的假设值。

## 2 核电厂气载放射性核素综合分析

### 2.1 厂房内气载放射性核素的监测与控制措施

为实现对核电厂厂房内气载放射性核素的准确评估，需对其空气中气载放射性活度进行实时监测。核电厂常用的气载监测手段包括<sup>[3]</sup>：设置固定式气溶胶、碘和惰性气体监测通道，在正常运行和停堆期间对空气进行连续取样监测；设置固定式惰性气体监测通道，对大修期间通风排气放射性进行连续监测；通过对特征核素（如 $^{13}\text{N}$ 或 $^{18}\text{F}$ ）的气载活度监测，实现对安全壳内一回路边界泄漏率的定量连续监测；配置装在小车上的移动式气溶胶、碘和惰性气体监测装置，根据需要灵活地对厂房设备间的空气进行监测；配置便携式空气取样装置，对厂房设备间空气中气载放射性核素（包括氚）采样后送实验室监测分析。

在实现对气载放射性活度准确监测的同时，为有效控制和减少厂房内空气中放射性气体和气溶胶的浓度，在国内外核电厂通常采用以下几种控制措施：主回路冷却剂的除气；厂房通风换气；厂房通风系统的气载放射性内部循环净化等。这些措施在核电厂设计中通常被同时采用，在其系统设计与前述的气载辐射监测通道实现

连锁控制，确保厂房内的气载放射性活度满足不超过美国联邦法规10CFR20所规定的导出空气浓度（DAC）限值的要求<sup>[4]</sup>。

### 2.2 正常功率运行的气载放射性活度控制

在正常功率运行期间，通风排气系统被设计为间歇式的定期运行，根据相关1000 MW级压水堆核电厂的设计，为每周连续运行20 h。一般地，在通风排气系统开启后厂房内的各类气载放射性核素浓度都会有明显地下降。根据计算，对于裂变产物平均可降低10%，而惰性气体则可降低约1个数量级。

### 2.3 停堆余热排出阶段的气载放射性活度控制

反应堆停堆后，虽然存在于主冷却剂中的裂变产物和活化腐蚀产物通过净化系统在总量上以指数形式随时间不断下降，但在这一过程中，裂变产物的碘峰效应和氧化操作引起的活化腐蚀产物急速增加会导致主冷却剂放射性暂时突然升高，而主冷却剂中放射性的增加则会连带导致厂房内气载活度浓度的升高。

2.3.1 碘峰效应 停堆后碘峰效应可以简单理解为当反应堆内存在有燃料包壳破损后，由于停堆导致功率下降，使功率运行期间堆内放射性物质向主冷却剂泄漏的平衡被破坏，因此主冷却剂内产生一个裂变产物浓度突增的过程。假设碘峰效应持续时间为5.9 h，峰值因子取80，即此时段内主冷却剂中的裂变产物活度浓度为正常功率运行期间的80倍。图1给出了停堆余热排出期间核电厂内裂变产物气载放射性活度随时间的变化趋势。

2.3.2 活化腐蚀产物的急速增加 活化腐蚀产物不溶于水，可能会沉积在主回路中，所以在停堆后的余热排出期间，一般都会向主回路中添加氧化剂，通过氧化操作使沉积的活化腐蚀产物被重新夹带出来，并随着下泄流进入净化系统而不断地被去除，以保证换料期间主回路内的放射性降到尽可能低的水平。

根据文献<sup>[5]</sup>，余热排出阶段的活化腐蚀产物净化过程可简化为3个阶段：第一阶段，余热排出开始至强氧化剂添加开始时刻（ $t_1$ ），为主冷却剂降温时段，由净化系统去除；第二阶段， $t_1$ 时刻到沉积腐蚀产物大量脱落开始时间（ $t_2$ ），维持于10%的最高腐蚀产物浓度 $C_{\text{max}}$ ，并同时被净

化系统去除；第三阶段， $t_2$ 至余热排出结束，假设活化腐蚀产物在 $t_2$ 时刻突然急速增加至最高浓度 $C_{\max}$ 并不再生成，所有腐蚀产物在随后时段内由净化系统不断去除。

根据 1000 MW 级压水堆核电厂的相关运行规程： $t_1$ 一般为 8 h； $t_2$ 和  $C_{\max}$  因核素而异，但可参考氧化操作的运行经验，以占主导地位的  $^{60}\text{Co}$  为设计基准，经相关实测统计数据求得， $t_2$  约为 20.3 h； $C_{\max}$  约为其在正常功率运行期间活度浓度的 250 倍。图 2 给出了停堆余热排出期间的活化腐蚀产物气载放射性活度随时间的变化趋势。

2.3.3 氙的浓度 由于氙无法用常规方法在净化系统中去除，并且在余热排出阶段堆芯裂变反应已停止，因此主冷却剂中氙浓度的最大值不会超过正常运行工况下的氙浓度限值，即表 1 中的 129.5 GBq/t，而通过主冷却剂的泄漏蒸发途径产生的气态氙也仅能通过排风系统去除。如果基于实际 14000  $\text{m}^3/\text{h}$  的通风流量，再根据式 (1)，则

可计算得出在停堆余热排出阶段安全壳内的气态氙浓度将会维持于  $5.4 \times 10^3 \text{ Bq}/\text{m}^3$  的水平。

#### 2.4 反应堆压力容器顶盖打开后的气载放射性活度

余热排出阶段结束后，需要打开反应堆压力容器顶盖以开始后续的换料操作。所以，堆腔附近的气载放射性活度成为评价的重点。影响此阶段的气载放射性活度的主要因素有以下 4 点：换料水箱水注入堆腔，并与主回路连通，导致水池放射性的稀释；由于经历了停堆余热排出阶段对主回路水质的净化，所以在开盖前主回路内放射性物质的浓度已降到一个比较低的水平；堆腔注水后，其水质净化功能改由乏燃料池净化系统完成；开盖后池水直接与空气接触，所以式 (1) 中的参数  $l$  不再适用泄漏率而应采用蒸发率，一般情况下，蒸发率较泄漏率会高出约 380 倍。

以上 4 点中，前三项会对气载放射性活度起到降低作用，但第 4 项却是一个增大因素，并且开盖操作也可以被认为是一种突然变化的过程，因此在反应堆压力容器顶盖打开后的很短时间内会在堆腔周围形成一个气载放射性活度峰，通过计算显示出其峰值活度比开盖前的初始活度高出约 4 倍左右，随后在通风与净化的作用下该峰值会快速下降，一天后即可降低至可忽略的水平。

根据相关设计经验，换料池中氙活度需限制在  $3.7 \times 10^4 \text{ Bq}/\text{cm}^3$  以下，按此限值分析可知此时堆腔周边的最高气态氙活度将不超过  $4.0 \times 10^3 \text{ Bq}/\text{m}^3$ 。

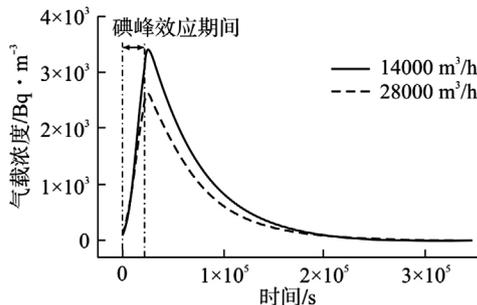


图 1 余热排出期间安全壳内气载裂变产物等效  $^{131}\text{I}$  剂量浓度

Fig. 1 Fission Product Airborne Concentrations of  $^{131}\text{I}$  Dose Equivalent in Containment under Residual Heat Removal

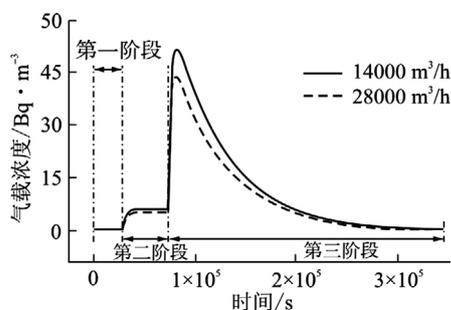


图 2 余热排出期间安全壳内腐蚀产物气载等效  $^{60}\text{Co}$  剂量浓度

Fig. 2 Corrosion Product Airborne Concentrations of  $^{60}\text{Co}$  Dose Equivalent in Containment under Residual Heat Removal

### 3 结束语

根据核岛厂房内各阶段的气载放射性活度变化趋势，可得出正常功率运行、停堆余热排出和反应堆压力容器打开后的各阶段气载放射性活度峰所对应的内照射剂量或剂量率，分别为：在正常功率运行期间，未通风时内照射剂量率最高可达  $6.3 \mu\text{Sv}/\text{h}$ ，而通风后则可降低到  $2.1 \mu\text{Sv}/\text{h}$  的水平；在停堆余热排出阶段的碘峰与腐蚀产物急速增加期间形成的气载放射性活度峰则分别会造成约  $0.7 \text{ mSv}$  和  $0.07 \text{ mSv}$  的内照射剂量；反应堆压力容器顶盖打开后的一天内因气载放射性活度峰的影响可导致约  $8.3 \mu\text{Sv}$  的内照射剂量。

根据以上的由气载放射性活度引起的剂量或剂量率数据，核电厂管理方应注意各种运行工况

期间工作人员的内照射防护问题，尽量避免在气载放射性活度高峰期间安排巡检、维修等工作。

此外，通风系统对于降低气载放射性活度有着重要的作用，能明显地降低裂变产物和活化腐蚀产物的气载放射性活度峰值并有效缩短成峰时间。如果增加设计通风流量 1 倍，其峰值浓度平均约可降低 13.7%（最高降低 22.4%），成峰时间平均能减少 17.8%（最大减少量 22.9%）。所以尽可能地在暖通设计允许的范围内提高通风系统的运行能力，这对降低工作人员内照射剂量和提升核电厂的工作效率及管理水平有着积极的意义。

参考文献：

- [1] 国家能源局, NB/T 20194-2012 压水堆核电厂辐射屏蔽设计准则[S]. 2012.
- [2] 郭智荣, 耿爱国. 核动力船舶气载放射性物质的去除及效果分析[J], 辐射防护, 2004, 24 (1): 43-45.
- [3] 凌球, 郭兰英, 李冬馥. 核电站辐射测量技术[M]. 北京: 原子能出版社, 2001.
- [4] US. NRC, Title 10, Code of Federal Regulations, Part 20, Standards for Protection against Radiation, Appendix B[S]. 2013.
- [5] 毛亚蔚, 赵博. 秦山核电二期工程冷停堆放射性峰值效应对化容系统净化设备的屏蔽设计影响[J]. 辐射防护通讯, 2004, 24(5): 11-14.

## Analysis and Evaluation of Airborne Radioactivity Concentration in PWR Nuclear Plants

Bai Ying, Wang Yiwei, Zhou Wei

China Nuclear Power Design Co. Ltd., Shenzhen, Guangdong, 518172, China

**Abstract:** This paper introduces the basic calculation method of PWR airborne radioactivity concentration, and analyzes the airborne concentration of noble gases, fission products, corrosion products and tritium during each phase such as normal operation, residual heat removal and RPV opened in terms of relative 1000 MWe PWR's design experiences. Especially, the detailed calculations are provided in that concerning the phenomenon of increased airborne radioactivity concentration during residual heat removal due to the iodine spike by fuel cladding failure and the corrosion products burst by oxidation operation respectively. Finally, this paper describes some improvement suggestions for internal exposure protection and ventilation design based on the tendency of PWR airborne radioactivity concentration during each phase.

**Key words:** PWR, Airborne Radioactivity, Internal exposure dose, Ventilation

作者简介：

白 婴 (1982—), 男, 工程师。2007 年毕业于上海大学物理系光学专业, 获理学硕士学位。现主要工从事为核电厂辐射防护的设计与研究。

王益伟 (1988—), 男, 助理工程师。2010 年毕业于哈尔滨理工大学热能与动力工程专业, 获工学学士学位。现主要从事核电厂辐射防护的设计与研究。

周 巍 (1985—), 男, 工程师。2007 年毕业于四川大学核工程与核技术专业, 获工学学士学位。现在主要从事核电厂辐射防护及辐射监测的设计与研究。

(责任编辑: 杨洁蕾)