

# 核电厂气载放射性物质源模型及审核关键点

刘圆圆 郑鹏 杨阳 张琼 张春明

(环境保护部核与辐射安全中心 北京 100082)

**摘要** 气载放射性物质源模型是核电厂安全审评中的关键点之一。但是,目前大多数安全分析报告中,针对气载放射性物质源模型均采用了一种通用的简化模型进行假设,而这种简化模型无法适用于所有类别的气载放射性物质源。本文根据物理机制详细地推导出核电厂安全壳、燃料贮存厂房和辅助厂房中三大类气载放射性物质源的计算模型,并分别给出了审核计算这三类模型的关键点。

**关键词** 核电厂,气载放射性,源项,模型,审核

**中图分类号** TL4

核电厂气载放射性物质源是计算职业所受辐射剂量的重要依据之一<sup>[1]</sup>,在制定核电厂安全分析报告的标准格式和内容以及审查核电厂安全分析报告的标准审查大纲中<sup>[2-3]</sup>,均明确指出了对气载放射性物质源计算模型和参数的要求。但经过大量审核计算工作发现<sup>[4-6]</sup>,目前针对各种不同类别的气载放射性物质源模型均采用了一种通用的简化模型进行假设,如式(1)所示<sup>[6]</sup>。在审核计算的过程中发现,式(1)并不适用于所有类别的气载放射性物质源。因此,梳理并推导出三类主要的气载放射性物质源浓度模型:安全壳、燃料贮存厂房和辅助厂房浓度模型,并指出相应的审核关键点。其中,安全壳、燃料贮存厂房和辅助厂房的气载放射性物质浓度分别约占排出源项总量的63%、31%和5%<sup>[3]</sup>。以下将分别详细阐述三者的气载放射性浓度模型,并指出审核计算的关键点。

$$C_i(t) = \frac{(LR)_i A_i (PF)_i (1 - e^{-\lambda_{Ti} t})}{\lambda_{Ti} V} \quad (1)$$

式中,  $(LR)_i$  表示所在区域的第  $i$  种放射性核素的泄漏率或蒸发率, g/s;  $A_i$  表示泄露或蒸发液中第  $i$  种核素的活度浓度, Bq/g;  $(PF)_i$  表示第  $i$  种放射性核素的汽水分因子( $\leq 1$ );  $\lambda_{Ti}$  表示所在区域的第  $i$  种放射性核素的总去除率常数,  $s^{-1}$ ;  $t$  表示从泄露开始到计算活度值之间的时间, s;  $V$  表示泄露发生区域的自由容积,  $cm^3$ ;  $C_i(t)$  表示所在区域内时间  $t$  时第  $i$  种核素的气载浓度,  $Bq \cdot cm^{-3}$ 。

## 1 安全壳气载放射性物质源计算模型

根据工程经验,安全壳气载放射性物质源计算模型通常考虑三种假设:正常运行期间不加排风净化情况下的平衡气载放射性核素浓度;正常运行期间每个排风周期( $T$ )进行  $M$  小时小风量排风净化情况下的最大气载放射性核素浓度;热停堆后大风量排风净化  $N$  小时情况下的气载放射性核素浓度。

### 1.1 正常运行期间不加排风净化情况下的平衡气载放射性浓度模型

#### 1.1.1 模型假设

正常运行期间,冷却剂中各种核素浓度不随时间变化,不加排风净化情况下安全壳气载放射性核素的主要源项包括:冷却剂向安全壳的泄露和气载放射性核素的去除,如图1所示。其中去除部分主要包括核素的自发衰变和沉积去除。

#### 1.1.2 模型建立

由于冷却剂中各种核素浓度不随时间变化,因此直接构建微分方程,如式(2)所示,求解式(2)可得式(1),当浓度达到平衡时  $t \rightarrow +\infty$ ,可得式(3)。

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{(LR)_i A_i (PF)_i}{V} - \lambda_{Ti} C_i(t) \quad (2)$$

$$C_{\infty_i} = \frac{(LR)_i A_i (PF)_i}{\lambda_{Ti} V} \quad (3)$$

国家科技重大专项课题(2011ZX06002-010、2013ZX06002001)资助

第一作者:刘圆圆,女,1983年出生,2011年于清华大学获博士学位,主要研究领域为辐射安全

通讯作者:郑鹏, E-mail: zhengpeng.tou@gmail.com

收稿日期:2013-09-29,修回日期:2013-10-24

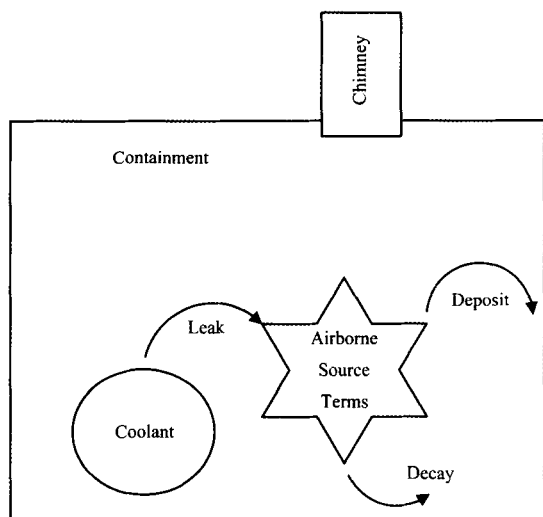


图1 正常运行期间不加排风净化情况下核素迁移示意图  
Fig.1 Radionuclide migration without exhaust purification during normal operation.

### 1.1.3 审核关键点

审核计算发现, 参数  $t$  在放射性核素浓度达到平衡时应取 $+\infty$ , 而一些设计方却给参数  $t$  赋予某一特定值, 以满足设计需求。但审核计算结果表明, 当  $t$  分别取 $+\infty$ 和某一特定值时, 计算结果存在差异, 少部分核素(如: Kr-85、Rh-106)浓度在  $t$  取特定值时均未达到平衡。因此, 建议谨慎选取平衡时刻  $t$  的取值, 并说明  $t$  取某一特定值与取 $+\infty$ 时结果的差异。

## 1.2 正常运行期间每个排风周期( $T$ )进行 $M$ 小时小风量排风净化情况下的最大气载放射性核素浓度模型

### 1.2.1 模型假设

正常运行期间, 冷却剂中的各种核素浓度不随时间变化, 小排风净化情况下安全壳气载放射性核素的主要源项包括: 冷却剂向安全壳的泄露和气载放射性核素的去除, 如图2所示。其中去除部分主要包括核素的自发衰变、排风去除和沉积去除。此外, 排风去除方案为: 假设排风周期为  $T$ , 每个排风周期内排风时间为本周期内最后  $M$  小时。

### 1.2.2 模型建立

由于冷却剂中的核素浓度不随时间变化, 因此直接构建微分方程如式(4)所示, 对式(4)进行求解可得式(5), 式(5)在式(1)的基础上增加了最后一项。

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{(LR)_i A_i (PF)_i}{V} - \lambda_{T_i} C_i(t) \quad (4)$$

$$C_i(t) = \frac{(LR)_i A_i (PF)_i (1 - e^{-\lambda_{T_i} t})}{\lambda_{T_i} V} + C_{0_i} e^{-\lambda_{T_i} t} \quad (5)$$

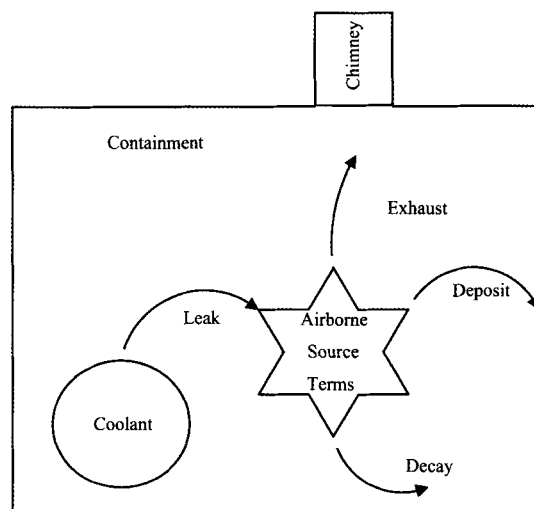


图2 正常运行期间每个排风周期  $M$  小时小风量排风净化情况下核素转移示意图  
Fig.2 Radionuclide migration with  $M$  hours exhaust purification per period during normal operation.

### 1.2.3 审核关键点

此类情况下, 需要进行周期计算, 所以在式(5)中加入了初值项, 此为计算过程中的关键点。此外, 为了满足设计需求, 有些设计方会将计算时间点选取在每个周期内最后  $M$  个小时排风后。审核计算结果表明, 计算时间点选取在每个周期内最后  $M$  个小时排风前要高于排风后, 更加保守。因此, 建议计算时间点选取在每个周期内最后  $M$  个小时排风前。

## 1.3 热停堆后大风量排风净化 $N$ 小时情况下的气载放射性核素浓度模型

### 1.3.1 模型假设

热停堆以后, 冷却剂中的核素浓度随时间变化, 冷却剂中核素的来源为停堆时刻的初始值, 去除因素主要包括化学和容积控制系统(CVS)去污作用和自发衰变。在此基础上, 大排风净化情况下安全壳气载放射性核素的主要源项包括: 冷却剂向安全壳的泄露和气载放射性核素的去除, 如图3所示。其中去除部分主要包括核素的自发衰变、排风去除和沉积去除。

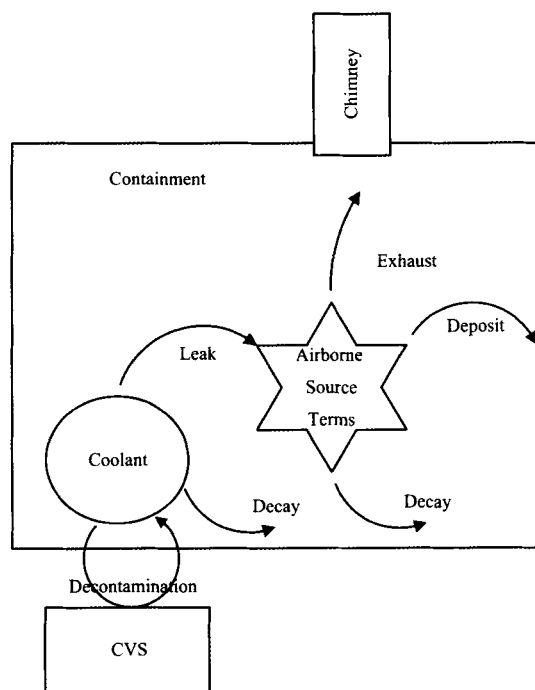


图3 热停堆后大风量排风净化  $N$  小时的核素转移示意图  
Fig.3 Radionuclide migration with  $N$  hours exhaust purification after hot shutdown.

### 1.3.2 模型建立

由于冷却剂中的核素浓度随时间变化，因此需要首先对冷却剂中核素浓度的变化情况构建微分方程如式(6)所示，对式(6)进行求解可得式(7)。

$$\frac{dA(t)}{dt} = -\left(1 - \frac{1}{DF}\right) \frac{Q}{M_{RCS}} A(t) - \lambda_d A(t) \quad (6)$$

$$A(t) = A_0 \cdot \exp\left[-\left(1 - \frac{1}{DF}\right) \frac{Q}{M_{RCS}} - \lambda_d\right] t \quad (7)$$

式中， $A_0$  表示初始活度浓度，Bq/g； $DF$  表示 CVS 去污因子； $Q$  表示 CVS 下泄流量，kg/s； $M_{RCS}$  表示冷却剂液态系统总质量，kg； $t$  表示从泄露开始到计算活度值之间的时间，s； $\lambda_d$  表示衰变常数， $s^{-1}$ ； $A(t)$  表示时刻  $t$  的活度浓度，Bq/g。

接着，构建微分方程如式(4)所示。最后，将式(7)和式(4)联立构建方程最终的气载放射性浓度微分式(8)：

$$C(t) = \frac{LR \cdot A_0 \cdot PF}{V(\lambda_\tau - \mu)} (e^{-\mu t} - e^{-\lambda_\tau t}) + C_0 e^{-\lambda_\tau t} \quad (8)$$

其中：

$$\mu = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \frac{Q}{M_{RCS}} + \lambda_d$$

### 1.3.3 审核关键点

此类情况下，因为冷却剂中的核素浓度随时间变化，所以需要首先对冷却剂中核素浓度的变化情况构建微分方程进行求解，作为停堆时刻的初始值。因此，建议计算中加入冷却剂中的核素浓度随时间变化的因素。

## 2 燃料贮存厂房最大气载放射性物质源计算模型

### 2.1 模型假设

乏燃料水池中的核素浓度随时间变化，其核素的来源主要包括乏燃料水池中的乏燃料组件和流经换料通道中的冷却剂两部分，去除因素主要包括除盐床去污作用和自发衰变。在此基础上，大排风净化情况下燃料贮存区气载放射性核素的主要源项包括：乏燃料水池向辅助厂房的蒸发和衰变以及气载放射性核素的去除<sup>[7]</sup>。其中，气载放射性核素的去除主要包括核素的自发衰变、排风去除和沉积去除三部分。此外，假设停堆后  $K$  小时打开压力容器顶盖，即乏燃料水池核素来源的初始值为停堆时刻后  $K$  小时的浓度。

### 2.2 模型建立

由于乏燃料组件和乏燃料水池中的核素浓度均随时间变化，因此需要分别对乏燃料组件和乏燃料水池中核素浓度的变化情况构建微分方程如式(9)所示<sup>[7]</sup>，对式(9)进行求解可得式(10)。

$$\begin{cases} A_1(t) = A_{t_0} e^{-(\lambda_d + \gamma)t} \\ \frac{dA(t)}{dt} = \frac{D\gamma A_1(t)}{M_w} - \xi A(t) \end{cases} \quad (9)$$

$$A(t) = A_0 e^{-\xi t} + \alpha \left[ e^{-(\lambda_d + \gamma)t} - e^{-\xi t} \right] \quad (10)$$

其中：

$$\xi = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \frac{Q}{M} + \lambda_d + \lambda_x$$

$$\alpha = \frac{D\gamma A_{t_0}}{M_w (\xi - \lambda_d - \gamma)}$$

$$\lambda_x = \frac{LR}{M_w \times PC}$$

式中， $A_{t_0}$  表示燃料的初始活度，Bq； $D$  表示包壳破损的燃料份额(0.25%)； $\gamma$  表示核素扩散至冷却剂的逃脱率系数， $s^{-1}$ ； $M_w$  表示水的总质量，g； $Q$  表

示除盐床流量,  $\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$  或  $\text{m}^3\cdot\text{s}^{-1}$ ;  $M$  表示液态系统总质量或体积,  $\text{kg}$  或  $\text{m}^3$ ;  $t$  表示反应堆压力容器顶盖打开后的时间,  $\text{s}$ ;  $\lambda_x$  表示蒸发去除常数,  $\text{s}^{-1}$ ;  $A_f(t)$  表示时刻  $t$  的燃料活度,  $\text{Bq}$ ;  $PC$  表示分配因子。

在此基础上, 构建停堆后燃料贮存区核素浓度的微分方程如式(4)所示。

特别地, 由于惰性气体与其它气载放射性物质源的泄漏机理不同, 不考虑其在冷却剂中的滞留, 即认为惰性气体直接释放至燃料贮存厂房。构建微分方程如式(11)所示, 对式(11)进行求解可得式(12)。

$$\begin{cases} A_f(t) = A_{f_0} e^{-(\lambda_d + \gamma)t} \\ \frac{dC(t)}{dt} = \frac{D\gamma A_f(t)}{V} - \eta C(t) \end{cases} \quad (11)$$

$$C(t) = \beta \left[ e^{-(\lambda_d + \gamma)t} - e^{-\eta t} \right] \quad (12)$$

其中:

$$\eta = \lambda_d + \lambda_e$$

$$\beta = \frac{D\gamma A_{f_0}}{V(\eta - \lambda_d - \gamma)}$$

### 2.3 审核关键点

此类情况下, 计算相对复杂, 首先, 应计算乏燃料水池的平衡核素浓度, 由于乏燃料组件和乏燃料水池中的核素浓度均随时间变化, 需分别对乏燃料组件和乏燃料水池中核素浓度的变化情况构建微分方程; 其次, 再计算燃料贮存区核素浓度; 最后, 还要特殊考虑惰性气体的浓度。

审核计算中发现, 参数  $t$  在放射性核素达到平衡状态时应取  $+\infty$ , 而一些设计方给参数  $t$  赋予某一特定值, 以满足设计需求。此外, 一些设计方还将选取的这一特定时刻时的浓度作为常数直接代入到式(4)中, 而审核计算结果表明, 此种计算方法并不保守。从原理上讲, 应当将随时间变化的核素浓度  $A(t)$  (如式(10))与式(4)联立求解, 以得到准确的计算结果。

## 3 辅助厂房平衡气载放射性物质源计算模型

### 3.1 模型假设

正常运行期间, 冷却剂中的核素浓度不随时间变化, 持续排风净化情况下辅助厂房气载放射性核

素的主要源项包括: 冷却剂向辅助厂房的泄露和气载放射性核素的去除, 如图4所示。其中去除部分主要包括核素的自发衰变、排风去除和沉积去除。

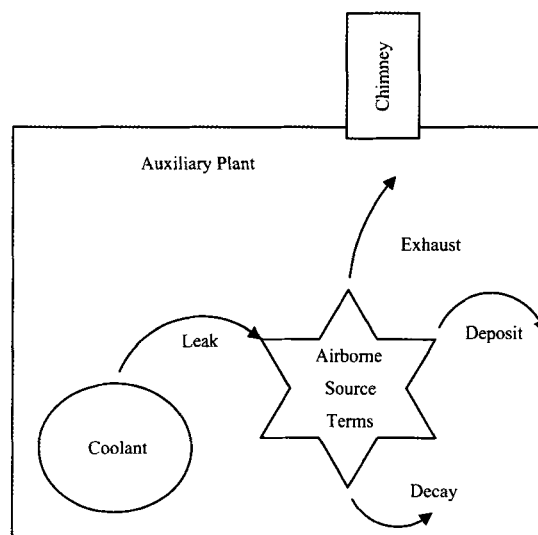


图4 辅助厂房核素转移示意图  
Fig.4 Radionuclide migration in auxiliary building.

### 3.2 模型建立

由于冷却剂中的核素浓度不随时间变化, 因此可直接采用式(3)计算。

### 3.3 审核关键点

同第1.1.3节中的审核关键。立求解, 以得到准确的计算结果。

## 4 结语

本文根据物理机制, 详细推导出核电厂气载放射性物质源计算时的三类主要模型, 并根据审核计算的经验, 分别给出了三类不同模型审核中的关键点。相信本文的研究成果将对核电厂气载放射性物质源模型审核工作起到积极的作用。

### 参考文献

- 1 GB 6249-2011. 核动力厂环境辐射防护规定[S]. 北京: 中华人民共和国国家标准, 2011  
GB 6249-2011. Regulations for environmental radiation protection of nuclear power plant[S]. Beijing: National Standard of the People's Republic of China, 2011
- 2 Regulatory Guide 1.70. Standard format and content of safety analysis reports for nuclear power plants 12.2[Z]. 2009
- 3 NUREG 0800. Standard review plan 12.2[Z]. 2007
- 4 红沿河核电厂 5&6 号机组初步安全分析报告[Z]. 2010

- |                                                                                     |                                                                                                                                                                                                                   |
|-------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Hongyanhe nuclear power plant units 5&6 preliminary safety analysis report[Z]. 2010 | analysis report[Z]. 2009                                                                                                                                                                                          |
| 5 宁德核电站 1&2 号机组初步安全分析报告[Z]. 2007                                                    | 7 刘圆圆, 郑鹏, 刘健, 等. 核电厂气载放射性物质源通用归一化快速建模方法研究. 核电子学与探测技术[J]. 2013, 9(33): 1065–1069                                                                                                                                  |
| Ningde nuclear power plant units 3&4 preliminary safety analysis report[Z]. 2007    | LIU Yuanyuan, ZHENG Peng, LIU Jian, <i>et al.</i> Study of universal normalization rapid modeling method for airborne source terms in NPPs. Nuclear Electronics & Detection Technology[J]. 2013, 9(33): 1065–1069 |
| 6 三门核电厂一期工程 1&2 号机组初步安全分析报告[Z]. 2009                                                |                                                                                                                                                                                                                   |
| Sanmen nuclear power plant units 1&2 preliminary safety                             |                                                                                                                                                                                                                   |

## Models and key points of review for airborne radioactive source terms in Nuclear Power Plants

LIU Yuanyuan ZHENG Peng YANG Yang ZHANG Qiong ZHANG Chunming  
(Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Environmental Protection of P. R. China, Beijing 100082, China)

**Abstract Background:** The calculation model of airborne radioactive source term in Nuclear Power Plants is one of the key points of safety review. However, in most safety analysis reports, a general simplified model of airborne radioactive source terms has been used, which is not applicable for all cases. **Purpose:** The aim is to complete the review calculations quickly and accurately. **Methods:** The model was based on the physical diffusion mechanism of radionuclides and their diffusion behavior in different spaces. **Results:** We proposed three models which could be respectively used for airborne radioactive source terms in reactor building, fuel element building and auxiliary building. Meanwhile, the key points in review of airborne radioactive source terms were put forward. **Conclusion:** Three models were proposed and their corresponding review key points will play a significant role in review calculations.

**Key words** Nuclear Power Plants, Airborne radioactive, Source terms, Model, Review

CLC TL4