

# 基于安全壳近程探测数据的事故源项反演方法

陈竞宇, 马元巍, 王德忠\*, 张继革, 范海民

(上海交通大学 机械与动力工程学院, 上海 200240)

**摘要:** 在发生核电厂严重事故时, 为更加快速准确地估算释放至环境的气载放射性核素泄漏速率, 提出了一种新的源项反演方法。该方法基于在安全壳附近主动布设的移动探测点所获取的  $\gamma$  能谱数据反演源项, 研究了合适探测距离的选择、移动探测点的有效布设及准确反演单个核素泄漏速率的方法。根据研究结果, 选择气载放射性核素中泄漏量及特征  $\gamma$  射线能量均相对高的<sup>88</sup>Kr 作为特征核素进行能谱分析; 确定合适的探测距离范围为距离安全壳 100 m 以内; 建立  $\gamma$  能谱数据与特征核素泄漏速率的关系, 在数值上准确反演放射性核素的泄漏速率。

**关键词:** 源项; 气载放射性核素; 核电厂严重事故; 大气扩散; 安全壳近程探测

**中图分类号:** TL73      **文献标志码:** A      **文章编号:** 1000-6931(2016)08-1528-09

**doi:** 10.7538/yzk.2016.50.08.1528

## Source Term Inversion Method Based on Containment Short-range Detection Data

CHEN Jing-yu, MA Yuan-wei, WANG De-zhong\*, ZHANG Ji-ge, FAN Hai-min

(School of Mechanical Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China)

**Abstract:** A new source term inversion method was presented to accurately estimate leak rate of airborne radionuclides released into the environment under the circumstance of nuclear power plant severe accidents. The method is based on containment short-range gamma-ray spectrum data obtained by mobile detection points arranged near the containment. The choice of appropriate detection range, effective arrangement of mobile detection points, and accurate estimate of leak rate for a single radionuclide were studied. As a result, <sup>88</sup>Kr is selected as the characteristic nuclide among all airborne radionuclides due to its relatively high first characteristic gamma-ray energy and high leak rate. The detection range is determined as within 100 m from the containment. The relation between gamma-ray spectrum data and leak rate of characteristic radionuclide is established to obtain inversion result numerically.

**Key words:** source term; airborne radionuclide; nuclear power plant severe accident; atmospheric diffusion; containment short-range detection

收稿日期: 2015-09-29; 修回日期: 2015-12-03

基金项目: 国家自然科学基金资助项目(11175118); 高等学校科技创新工程重大项目培育基金资助项目(708036)

作者简介: 陈竞宇(1990—), 男, 湖北武汉人, 硕士研究生, 核科学与技术专业

\* 通信作者: 王德忠, E-mail: dzwang@sjtu.edu.cn

发生实际或潜在的放射性物质泄漏事故时,核电厂必须及时向场外应急组织提供应急响应防护行动的建议<sup>[1]</sup>,需要事故源项等数据作为支撑。事故源项是大气扩散模型的输入条件之一,决定应急决策支持系统计算结果的准确性。因此,获取准确的事故源项是得到可靠事故后果评价的必要条件。

源项反演方法是获取事故源项的一种重要方法,传统源项反演方法是根据核电厂周边数公里固定监测站所获得的环境 $\gamma$ 剂量率反推源项。在发生核事故时,需使用反演方法估计源项高度、泄漏速率等参数,其决定了核素扩散分布规律与扩散行为。常用方法有最小平方估计法、变分伴随法、顺序同化法等。Jeong等<sup>[2-3]</sup>在示踪实验的基础上,先后利用最小平方估计法和神经模糊推理系统进行源项估计,虽然此方法在数值上得到了一定的优良结果,但是误差积累可能会使最终结果远离观测结果,这也导致估计结果与大气示踪实验结果并不完全一致。Krysta等<sup>[4]</sup>利用变分伴随法结合高斯烟团模型进行源项反演,并用恒定风速风向的风洞实验进行了验证,证明了变分伴随法对于源项反演和扩散估计的有效性,在监测点数量超过10个时得到了测量误差20%的结果。由于气载放射性核素大气扩散具有非线性特征,有研究者采用顺序同化法对扩散参数进行估计。2001年,比利时核技术研究中心进行了<sup>41</sup>Ar的大气扩散实验,在此实验的基础上,Drews等<sup>[5-6]</sup>使用扩展卡尔曼滤波对高斯扩散模式进行源项各参数的实时估计,实验结果表明,只有针对源项高度和风向变化的估计获得了较好的结果,而对于源项释放率的估计误差达到100%以上。

传统源项反演方法精度不足的主要原因是释放源与探测点之间空间跨度太大,正向模型受到大气稳定度、地形地貌、沉积等物理因素的影响,存在较大的误差。本文针对传统源项反演方法精度不足的问题,提出一种基于安全壳下风向近程 $\gamma$ 能谱数据的反演方法,准确计算释放至环境的气载放射性核素的泄漏速率,并结合国内现役主流堆型CPR1000进行数值实验,验证反演方法对于此堆型的有效性和准确性。

## 1 反演方法

按照事故源项分布的位置,可将事故源项

分为安全壳内源项和释放至环境源项两类。虽然在安全壳近程布设探测点能减少大气扩散模型误差带来的不确定性,但是由于探测点距离安全壳较近,对气载放射性核素的探测将会受到安全壳内源项的干扰。本文通过研究两类源项产生特定能量光子通量随距离变化的规律,建立方程组求解单一核素的泄漏速率。

### 1.1 特征核素的选择

堆芯熔化时释放至环境的气载放射性核素种类繁多,包含氙、氪、碘等多种元素的放射性同位素。同时,由于安全壳内源项的存在,安全壳近程范围内放射源众多、辐射剂量大。本工作研究发现,通过分析安全壳近程 $\gamma$ 能谱,计算具有特定核素特征 $\gamma$ 射线能量光子的通量,可准确反演该核素的泄漏速率。本文将该核素称为特征核素,将特征核素的特征 $\gamma$ 射线能量称为特征能量。确定特征核素的泄漏速率后,通过堆芯中特征核素与其他核素放射性总量的比例关系,达到反演其他气载放射性核素泄漏速率的目的。

特征核素的选择直接影响反演算法的有效性及准确性,特征核素需满足以下3个条件:1)特征核素的泄漏份额在所有放射性核素中相对较大,其产生的光子能尽可能多地到达探测点,保证探测数据的准确性;2)特征核素的半衰期要远大于气载放射性核素从安全壳释放口迁移到探测点的时间,保证特征核素被探测前不会大量衰变,减少核素衰变导致的误差,半衰期至少以小时为量级,且尽可能长;3)特征核素的特征 $\gamma$ 射线能量相对较高,减少其他 $\gamma$ 射线放射源对特征能量光子通量计算结果产生的影响。

堆芯熔化时释放至环境的气载放射性核素中,释放比例最高的是氙、氪两种元素的核素<sup>[7]</sup>。表1为事故释放中氙、氪的主要放射性同位素。<sup>88</sup>Kr的第一特征 $\gamma$ 射线能量为2393 keV,分支比为34.6%,虽然<sup>87</sup>Kr的第二特征 $\gamma$ 射线能量为2554.8 keV,但其分支比仅为9.2%。同时,<sup>87</sup>Kr的半衰期为1.27 h,小于<sup>88</sup>Kr的2.84 h。因此会有更多的<sup>87</sup>Kr在从堆芯迁移到安全壳释放口的过程中损失掉。若从堆芯释放同等数量的两种核素,释放至环境的<sup>88</sup>Kr在探测点产生的高能光子通量是<sup>87</sup>Kr产生的光子通量的10倍以上。选择<sup>88</sup>Kr作为特征核素可提高释放至环境源项计算的准确性。此外,反演方法需安全壳内

源项产生特征能量光子通量的准确计算结果,由于 $^{87}\text{Kr}$ 第二特征 $\gamma$ 射线分支比较低,在同样的计算成本下,选择 $^{87}\text{Kr}$ 作为特征核素时,计算结果精度不如 $^{88}\text{Kr}$ 。最后,考虑到半衰期的因素, $^{88}\text{Kr}$ 作为特征核素将使得反演方法更具有稳定性。综合比较后,选择 $^{88}\text{Kr}$ 作为特征核素,其第一特征 $\gamma$ 射线能量 2 393 keV 作为特征能量。

表 1 事故释放中氙、氪的主要放射性同位素

Table 1 Radioisotope of xenon and krypton released into environment during accident

核素	半衰期/h	第一特征 $\gamma$ 射线		第二特征 $\gamma$ 射线	
		能量/keV		能量/keV	
$^{133}\text{Xe}$	126	81.0(37.0%)		79.6(0.28%)	
$^{135}\text{Xe}$	219.4	249.8(90%)		608.2(2.9%)	
$^{135}\text{Xe}^m$	0.255	526.6(80.8%)		786.9(0.0036%)	
$^{87}\text{Kr}$	1.27	402.6(49.6%)		2 554.8(9.2%)	
$^{88}\text{Kr}$	2.84	2 393(34.6%)		196.3(26.0%)	

注:括号内为分支比

安全壳近程特征能量光子由两部分组成:一

部分是安全壳内放射性核素衰变产生的光子穿透安全壳到达环境;另一部分是已释放至环境弥散在空气中的 $^{88}\text{Kr}$ 衰变产生。两部分光子所占的比例将随着与安全壳间距离的变化而改变。可使用 MCNP 程序<sup>[8]</sup>计算得到两类源项产生的特征能量光子通量与探测距离的关系。

### 1.2 安全壳内源项产生的特征能量光子通量

计算安全壳内源项产生的特征能量光子通量随距离变化的规律包含以下 4 个步骤。

1) 根据具体堆型尺寸、材料对安全壳及其内部构件进行物理几何建模。

2) 确定模拟计算中的源项组分和释放量。针对堆芯熔化事故,美国核管会在 1995 年出版的 NUREG-1465<sup>[9]</sup>中针对压水堆给出了对安全壳内源项的估计(表 2)。其中特征 $\gamma$ 射线能量不低于特征能量的放射性核素仅有 $^{87}\text{Kr}$ 、 $^{88}\text{Kr}$ 、 $^{132}\text{I}$ 、 $^{134}\text{I}$ 、 $^{135}\text{I}$ 。为计算这 5 种核素分布在安全壳内的放射性总量,需确定事故发生时堆芯燃料中这些核素的总量,并确定各核素在安全壳内的比例。

表 2 释放至安全壳内源项

Table 2 Source term released into containment

释放类别	持续时间/h	释放至安全壳内核素占堆芯中相同核素总量的比例				
		Xe, Kr	I, Br	Cs, Rb	Te, Sb, Se	Ba, Sr
间隙释放	0.5	0.05	0.05	0.05	0	0
早期壳内释放	1.3	0.95	0.35	0.25	0.05	0.02
壳外释放	2.0	0	0.25	0.35	0.25	0.1
晚期壳内释放	10.0	0	0.1	0.1	0.005	0

3) 确定模型中源项的分布。考虑到分布在安全壳上端及部分回廊中的核素衰变产生的 $\gamma$ 射线只需穿过 1 层安全壳到达环境,而分布在其他位置的核素衰变产生的 $\gamma$ 射线需穿过多层混凝土及安全壳内构件。因此,为简化处理,保守假设这 5 种放射性核素均匀分布在安全壳上端。

4) 使用 MCNP 程序进行计算。在放射源卡中定义 $^{87}\text{Kr}$ 、 $^{88}\text{Kr}$ 、 $^{132}\text{I}$ 、 $^{134}\text{I}$ 、 $^{135}\text{I}$ 等 5 种核素在安全壳上端均匀分布,放射源能量卡 ERG 按照能量分布处理,源信息卡 SI 中填入 5 种核素特征 $\gamma$ 射线能量值,源概率卡 SP 根据各核素数量比例关系与各特征 $\gamma$ 射线能量对应分支比计算得到的概率分布值填写。在计数卡中定义能量分度值为 1 keV,使用 MCNP 程序计算处于安全壳下风向指定位置空气中特征能量区间

(2 392~2 393 keV)内的光子通量,用于研究安全壳内源项产生的特征能量光子通量随距离变化的规律。

### 1.3 释放至环境源项产生的特征能量光子通量

计算释放至环境源项产生的特征能量光子通量随距离变化的规律包含以下 3 个步骤。

1) 确定释放至环境的核素种类及泄漏速率。美国核管会在 1975 年发表的《反应堆安全研究》(WASH-1400)中,分析了大量的事故序列,定量地计算了各种事故序列发生的概率、导致的放射性释放及对公众的辐射后果,并将针对压水堆堆芯熔化事故的事故释放类型分为 PWR1~PWR7 等 7 种。7 种释放类型下各类核素释放至环境占燃料中各类核素总量的比例列于表 3,由此可计算出特征核素 $^{88}\text{Kr}$ 的泄漏速率。

表3 压水堆堆芯熔化释放类型

Table 3 Release category for PWR core melt accident

事故类型	概率/ (堆·年) <sup>-1</sup>	释放前事故 进展时长/h	释放持续 时间/h	占燃料中各类核素总量的比例			
				Xe, Kr	I	Cs, Rb	Te, Sb
PWR1	$9 \times 10^{-7}$	2.5	0.5	0.9	0.7	0.4	0.4
PWR2	$8 \times 10^{-6}$	2.5	0.5	0.9	0.7	0.5	0.3
PWR3	$4 \times 10^{-6}$	5.0	1.5	0.8	0.2	0.2	0.3
PWR4	$5 \times 10^{-7}$	2.0	3.0	0.6	0.09	0.04	0.03
PWR5	$7 \times 10^{-7}$	2.0	4.0	0.3	0.03	$9 \times 10^{-3}$	$5 \times 10^{-3}$
PWR6	$6 \times 10^{-6}$	12.0	10.0	0.3	$8 \times 10^{-4}$	$8 \times 10^{-4}$	$1 \times 10^{-3}$
PWR7	$4 \times 10^{-5}$	10.0	10.0	$6 \times 10^{-3}$	$2 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-5}$

2) 计算各核素在安全壳下风向浓度分布。本文假设破口条件、地形特征符合高斯烟羽模型的使用要求,采用经典扩散模型,即高斯烟羽模型分析扩散后果。使用高斯烟羽扩散公式(式(1)),结合释放源信息计算得到释放源下风向各点放射性核素的单位体积浓度。计算特征核素<sup>88</sup>Kr的浓度分布,作为MCNP程序的放射性输入项。

$$C(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left\{ \exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right] \right\} \quad (1)$$

式中: $C(x, y, z)$ 为在释放源下风向 $(x, y, z)$ 处空气核素浓度,  $\text{Bq}/\text{m}^3$ ;  $Q$ 为释放源核素泄漏速率,  $\text{Bq}/\text{s}$ ;  $\sigma_y, \sigma_z$ 分别为水平和垂直扩散参数;  $H$ 为有效排放高度,  $\text{m}$ ;  $u$ 为平均风速,  $\text{m}/\text{s}$ 。

3) 使用MCNP程序进行计算。放射源位置卡POS按照位置分布处理,源信息卡SI中填入特征核素<sup>88</sup>Kr在安全壳下风向各点位置的三维坐标,源概率卡SP填入各点对应的单位体积浓度。放射源能量卡ERG按照能量分布处理,源信息卡SI中填入特征核素<sup>88</sup>Kr特征 $\gamma$ 射线能量值,源概率卡SP中填入各特征 $\gamma$ 射线能量对应分支比。计算得到处于安全壳下风向指定位置空气中特征能量区间内的光子通量,用于研究释放至环境源项产生的特征能量光子通量随距离变化的规律。

#### 1.4 源项反演方法

将两种源项产生的特征能量区间内的光子通量随距离变化的规律分别抽象为安全壳内源项-距离函数 $f(d)$ 及释放至环境源项-距离函数 $g(d)$ 。前者反映安全壳内<sup>87</sup>Kr、<sup>88</sup>Kr、<sup>132</sup>I、<sup>134</sup>I、<sup>135</sup>I等5种放射性核素总活度为1 Bq时,产生的特

征能量区间内的光子通量随探测点与安全壳水平距离 $d$ 的关系;后者反映<sup>88</sup>Kr泄漏速率为1 Bq/s时,产生的特征能量区间内的光子通量随探测点与安全壳水平距离 $d$ 的关系。

对于 $f(d)$ ,其影响因素为5种放射性核素数量比和安全壳及其内部构件的尺寸、材料。确定上述因素后,可模拟计算得到 $f(d)$ 。只要给定5种放射性核素总活度,就可通过 $f(d)$ 计算得到由安全壳内源项在安全壳下风向任意距离处产生的特征能量区间内的光子通量。

对于 $g(d)$ ,其影响因素为风速、大气稳定度等。确定上述因素后,可模拟计算得到 $g(d)$ 。只要给定<sup>88</sup>Kr的泄漏速率,即可通过 $g(d)$ 计算得到释放至环境源项在安全壳下风向任意距离处产生的特征能量区间内的光子通量。

严重事故发生时,通过布设移动探测器可探测到在安全壳下风向任意距离处特征能量区间内的光子数,通过计算得到光子通量,设特征能量区间内光子通量的实际探测值随距离的函数为 $h(d)$ 。令 $A$ 为安全壳内5种放射性核素的总活度, $L$ 为<sup>88</sup>Kr的泄漏速率,则在距离 $d_i$ 处可得:

$$Af(d_i) + Lg(d_i) = h(d_i) \quad (2)$$

$i = 1 \sim n$

当 $n$ 不小于2时,可得到5种放射性核素总活度及<sup>88</sup>Kr的泄漏速率。

## 2 针对CPR1000堆型的数值实验

### 2.1 <sup>88</sup>Kr泄漏速率假定值的计算

堆芯熔化事故发生时,<sup>87</sup>Kr、<sup>88</sup>Kr、<sup>132</sup>I、<sup>134</sup>I、<sup>135</sup>I等5种核素在堆芯中的放射性总量假定值列于表4,其均能产生能量高于特征能量的特征 $\gamma$ 射线。根据表3中氙元素释放持续时间和释放比例可计算得到不同释放类型下<sup>88</sup>Kr的泄漏

速率假定值。

表 4 核素放射性总量假定值

Table 4 Radioactivity assumption of radionuclide

放射性核素	放射性总量/Bq
$^{87}\text{Kr}$	$1.19 \times 10^{18}$
$^{88}\text{Kr}$	$1.66 \times 10^{18}$
$^{132}\text{I}$	$3.20 \times 10^{18}$
$^{134}\text{I}$	$4.97 \times 10^{18}$
$^{135}\text{I}$	$4.22 \times 10^{18}$

## 2.2 特征能量光子通量实际探测模拟值的计算

反演算法需事故实际探测数据,本文通过模拟计算获得特征能量光子通量实际探测模拟值。此光子通量为安全壳内源项和释放至环境源项两者产生的特征能量光子通量之和,模拟中将分别计算两种源项在下风向不同距离处产生的特征能量光子通量。考虑到真实条件下探测值具有测量误差,因此将加入随机干扰得到不同误差水平下的实际探测模拟值。

1) 安全壳内源项产生的特征能量光子通量的计算

首先对 CPR1000 堆型安全壳进行物理简化建模,几何参数列于表 5。按照气载放射性核素均匀分布在安全壳上端的保守假设,规定这 5 种放射性核素均匀弥散在安全壳内 32 m 高度以上(图 1 中点状图所示)。根据表 2、4,经计算可得到 5 种放射性核素释放至安全壳内的放射性总量。由于忽略分布在安全壳下部的层层混凝土之间气载放射性核素的影响,安全壳内 32 m 高度以下全部由混凝土填充。针对特定的堆型,建立精细的安全壳及其内部构件模型会得到更加准确的模拟值。由于本文主要关注的是如何消除安全壳内源项对探测释放至环境源项产生的干扰,因此认为这种忽略次要因素的简化模型是合理的。

表 5 安全壳简化模型几何参数<sup>[10]</sup>

Table 5 Geometric parameter of simplified containment model<sup>[10]</sup>

建模几何参数	量值
混凝土安全壳内径, m	37
混凝土安全壳外径, m	38.8
钢板衬里厚度, m	0.006
放射性核素分布高度, m	32 以上

然后设定探测位置的高度及与安全壳间距离。探测位置的高度设定需考虑两方面因素:(1) 由于假设放射性核素分布在安全壳内 32~57.2 m,探测位置高度不能过于偏离此高度范围,否则会导致探测效率过低;(2) 由于计算释放至环境源项的高斯烟羽模型的释放高度为 25 m,为保证高斯烟羽模型的适用性,探测位置高度在 25 m 附近较合适。综合两方面因素,将探测位置高度定为 30 m。探测位置距安全壳的距离若过近,即使高斯烟羽模型考虑了下沉作用,但忽略了近场大型构筑物复杂几何结构的影响,也会导致计算精度不足,将探测位置最近距离定为 30 m 较合适。探测位置若过远,一方面将会在释放至环境源项大气扩散过程中引入地形地貌、大气稳定度等导致误差的因素;另一方面,将会导致探测效率降低,减小 MCNP 程序的计算精度,计算结果表明探测位置最远距离可定为 105 m。假定风向不变,在安全壳下风向 30~105 m 范围内,可设立多个移动探测点获取探测数据。图 1 为 CPR1000 安全壳简化模型及探测点位置,改变探测点与安全壳的水平距离  $d$ ,即可得到不同距离处特征能量光子通量。

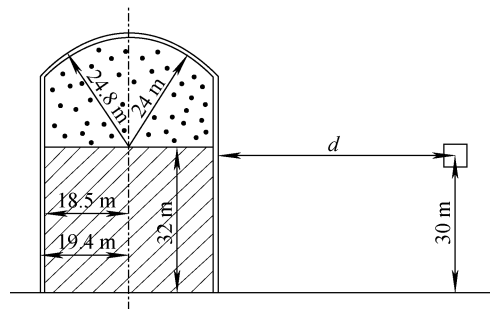


图 1 CPR1000 安全壳简化模型及探测点位置

Fig. 1 Simplified model of CPR1000 containment and detection point

最后使用 MCNP 程序计算各探测点处空气中特征能量区间内光子通量,计算结果如图 2 所示。

由图 2 可看出,随着气载放射性核素释放至环境比例的下降,安全壳内源项产生的特征能量光子通量逐渐增大。PWR1 与 PWR2 的计算结果是重合的,因为这 2 种释放类型中元

素 Xe、Kr、I 的释放比例相同。由于元素 Xe、Kr 的释放比例一致, PWR5 和 PWR6 的计算结果也基本重合。另外, 特征能量光子通量随探测点与安全壳的水平距离的增大而减小。

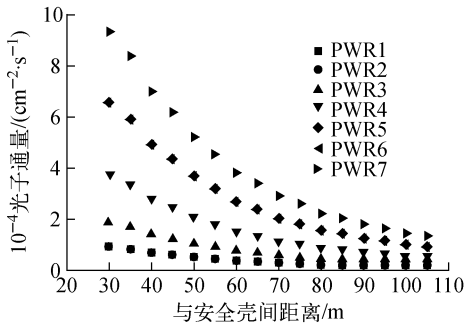


图2 安全壳内源项在不同距离处

产生能量在 2 392~2 393 keV 区间的光子通量

Fig. 2 Flux of photon with energy of 2 392-2 393 keV at different distances due to source term inside containment

2) 释放至环境源项产生的特征能量光子通量的计算

使用 Matlab 软件, 结合特征核素<sup>88</sup>Kr 在 7 种释放类型下的泄漏速率假定值, 通过高斯烟羽扩散公式(式(1)), 计算<sup>88</sup>Kr 在安全壳下风向的浓度分布。在实际情况下, 对探测器屏蔽处理后, 可仅探测分布在释放源与探测点之间的放射性物质衰变产生的射线。规定计算空间为立方体, 则此立方体的纵向长度为释放源与探测点之间的距离。结合高斯烟羽扩散公式可知, 当半宽度大于  $3\sigma_y$ 、半高度大于  $3\sigma_z$  时, 计算空间将包含超过 99.7% 的释放至环境的放射性物质。因此将立方体高度范围设定为距离地面 0~50 m, 宽度范围设定为 200 m, 以探测点与安全壳连线为对称轴。计算出空间内网格在 3 个维度的尺度均设为 1 m。根据高斯烟羽扩散公式计算各网格内放射性核素单位体积浓度, 得到安全壳下风向<sup>88</sup>Kr 的浓度分布。最后将 Matlab 计算结果按 MCNP 程序放射源位置卡 POS 格式的要求导入 MCNP 程序输入文件中。

探测位置与安全壳内源项的模拟计算设定保持一致。最后使用 MCNP 程序计算探测点处空气中特征能量区间内的光子通量, 计算结果如图 3 所示。

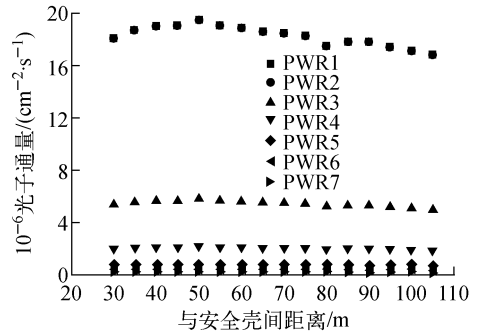


图3 释放至环境源项在不同距离处产生能量在 2 392~2 393 keV 区间的光子通量  
Fig. 3 Flux of photon with energy of 2 392-2 393 keV at different distances due to source term released into environment

由图 3 可看出, 随着气载放射性核素释放至环境比例的下降, 释放至环境源项产生的特征能量光子通量逐渐减小。由于 PWR1 与 PWR2 中元素 Xe、Kr、I 的释放信息一致, 计算结果是重合的。而对于 PWR5 与 PWR6, 释放持续时间不同导致气载放射性核素泄漏速率不同, 结果不再重合。另外, 在距离安全壳 30~105 m 范围内, 探测到的特征能量光子通量与探测距离无明显数值关系, 这是由于受到了核素分布空间范围及浓度分布等多种因素的影响。

3) 特征能量光子通量实际探测模拟值的计算

实际探测模拟值为两种源项产生的实际特征能量光子通量模拟值之和, 其中占比例高的一项需加入随机干扰, 得到不同误差水平下的实际探测模拟值。图 4 为 7 种释放类型下不同距离处释放至环境源项产生的特征能量光子通量与安全壳内源项产生的特征能量光子通量的比值。对占比例高的释放至环境源项产生的光子通量加入随机扰动, 如式(3)所示, 其中  $\delta$  服从平均值为 1, 标准差为  $\sigma$  的正态分布。

$$g'(d) = g(d)\delta \quad (3)$$

### 2.3 源项反演计算

由图 4 可见, 对于释放类型 PWR1~PWR4, 释放至环境源项产生的特征能量光子通量远大于安全壳内源项产生的特征能量光子通量。因此可忽略安全壳内源项, 通过释放至环境源项-距离函数  $g(d)$  建立方程组求解<sup>88</sup>Kr 的泄漏速率; 对于释放类型 PWR5~PWR7, 由

于两种源项产生光子通量的数量级相近,不可忽略安全壳内源项,需通过安全壳内源项-距离函数  $f(d)$  及释放至环境源项-距离函数  $g(d)$  建立方程组求解 $^{88}\text{Kr}$  的泄漏速率。

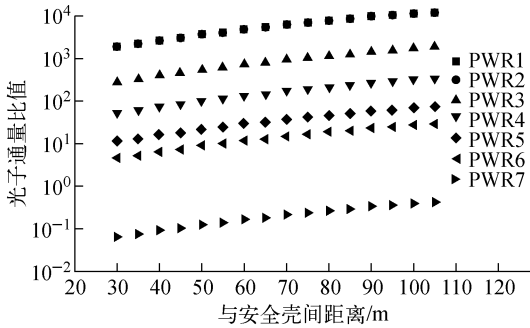


图4 两种源项在不同距离处产生的能量在 2 392~2 393 keV 区间的光子通量比值

Fig. 4 Flux ratio of photon with energy of 2 392-2 393 keV at different distances due to source terms released into environment and inside containment

### 1) 安全壳内源项-距离函数 $f(d)$ 的拟合

将模拟计算得到的安全壳内源项在不同距离处产生的特征能量光子通量根据总活度归一化计算得到安全壳内源项-距离函数  $f(d)$ 。 $f(d)$  反映在安全壳完整的情况下,安全壳内 $^{87}\text{Kr}$ 、 $^{88}\text{Kr}$ 、 $^{132}\text{I}$ 、 $^{134}\text{I}$ 、 $^{135}\text{I}$  总活度为 1 Bq,且总量比为 1.19 : 1.66 : 3.20 : 4.97 : 4.22(表 4 中假定的各核素放射性总量比)时,由这些核素在安全壳下风向不同距离处产生的特征能量光子通量的变化规律。当各核素放射性总量比或安全壳及其内部构件模型改变时, $f(d)$  亦随之改变。

图 5 为安全壳内源项-距离函数拟合曲线,其中,横坐标为探测点距离安全壳轴线的距离,即探测点与安全壳水平距离  $d$  加上安全壳的外径;纵坐标为计算得到的安全壳内源项-距离函数值,表示单位活度 5 种放射性核素产生的特征能量光子通量。通过拟合得到式(4)作为  $f(d)$  在本数值实验所设定条件下的表达式:

$$f(d) = 1.65 \times 10^{-11} \times (d + 19.4)^{-2.19} \quad (4)$$

### 2) 释放至环境源项-距离函数 $g(d)$ 的拟合

将模拟计算得到的释放至环境源项在不同距离处产生的特征能量光子通量根据 $^{88}\text{Kr}$  泄漏速率归一化计算得到释放至环境源项-距离

函数  $g(d)$ 。 $g(d)$  反映在有效释放高度为 25 m、风速为 1 m/s、大气稳定度为 F 的情况下, $^{88}\text{Kr}$  泄漏速率为 1 Bq/s 时产生的特征能量光子通量随  $d$  变化的规律。当风速、大气稳定度等气象条件改变时, $g(d)$  也随之改变。在此气象条件下不同距离处的释放至环境源项-距离函数值,即单位泄漏速率 $^{88}\text{Kr}$  产生的特征能量光子通量如图 6 所示。

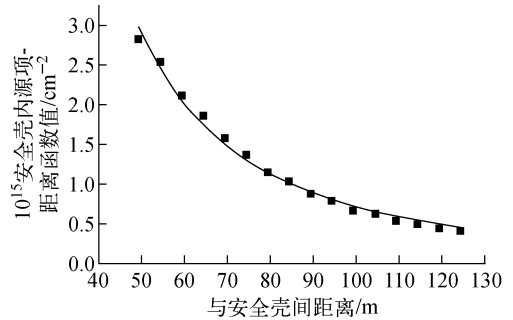


图5 安全壳内源项-距离函数拟合曲线

Fig. 5 Fitting curve of source term inside containment-distance function

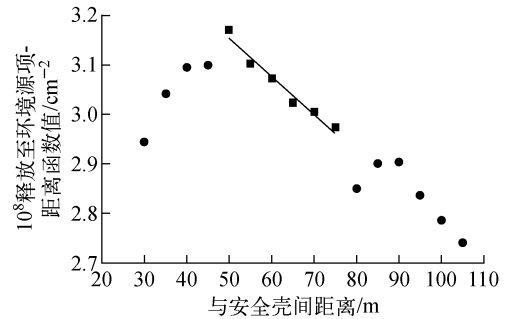


图6 释放至环境源项-距离函数拟合曲线

Fig. 6 Fitting curve of source term released into environment-distance function

由于此函数受多种复杂因素影响,并无明显数值规律。为实现反演算法,取 50~75 m 范围内数据,线性拟合得到式(5)作为  $g(d)$  在本数值实验所设定条件下的表达式:

$$g(d) = -7.63 \times 10^{-11} \times d + 3.53 \times 10^{-8} \quad (5) \quad 50 \leq d \leq 75$$

### 3) 反演结果

在核电厂严重事故情况下,由于现实条件的限制,为获取实际探测数据所布置的移动探测点数目越少越好。考虑布置 6 个探测点,即

在距离安全壳 50~75 m 范围内每隔 5 m 安排探测点模拟计算实际探测模拟值,并结合安全壳内源项-距离函数  $f(d)$  和释放至环境源项-距离函数  $g(d)$  反演特征核素<sup>88</sup>Kr 泄漏速率。图 7 为 7 种释放类型下特征核素<sup>88</sup>Kr 泄漏速率假定值与反演值的比较,其中纵坐标为反演值相对误差的绝对值,由于针对不同的释放类型使用了不同的反演算法,因此分 2 组表示(下同)。

由图 7 可见,PWR1~PWR4 释放类型条件下,当干扰的标准差小于 0.5 时,相对误差的绝对值在 0.14 以内。各释放类型下,相对误差的波动来自于所加干扰的随机性,由于探测点数目较少,波动性较大。对于释放类型 PWR5~PWR7,反演算法需考虑安全壳内源项的影响,当干扰的标准差小于 0.5 时,相对误差的绝对值在 0.40 以内。受干扰随机性的影响所产生的波动性更大。

为研究反演精度与探测点数的关系,增加探测点数目至 26 个,即在距离安全壳 50~75 m 范围内每隔 1 m 布置探测点,图 8 为特征核素<sup>88</sup>Kr 泄漏速率假定值与反演值的比较。

由图 8 可见,布置 26 个探测点时,在 PWR1~PWR4 释放类型条件下,当干扰的标准差小于 0.5 时,相对误差的绝对值在 0.10 以内。与图 7 对比可发现,图 8 中各释放类型下反演值相对误差由于干扰随机性而产生的波动情况明显好转,相对误差随着标准差增加有上升的趋势。PWR5~PWR7 释放类型条件下,当干扰的标准差小于 0.5 时,相对误差的绝对值在 0.40 以内。受干扰随机性的影响所产生的波动情况同样好转,说明探测点的增加可提高反演算法的稳定性。

### 2.4 数值实验结果分析

由图 7 可知,在距离安全壳 50~75 m 范围内每隔 5 m 布置探测点的情况下,反演值相对误差控制在可接受范围内。当干扰的标准差等于 0.5,即释放至环境源项造成光子通量实际探测值与模拟计算值的比值满足平均值为 1,标准差为 0.5 的正态分布时,反演值相对误差控制在 40% 以内,在数值上证明了此方法的有效性。

由图 7 可见,针对释放类型 PWR1~PWR4 所使用算法得到反演值的相对误差小于

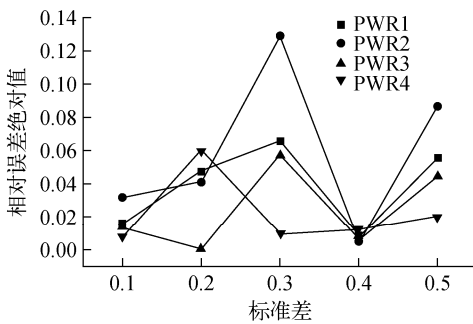


图 7 不同干扰下反演值相对误差(6 个探测点)

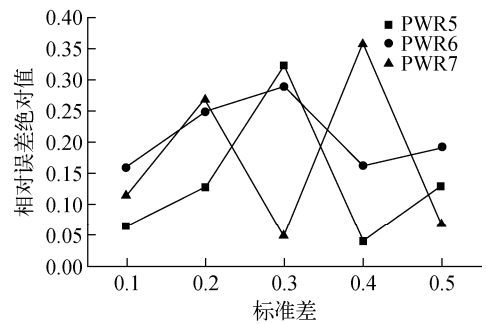


Fig. 7 Relative error under different disturbances (6 detection points)

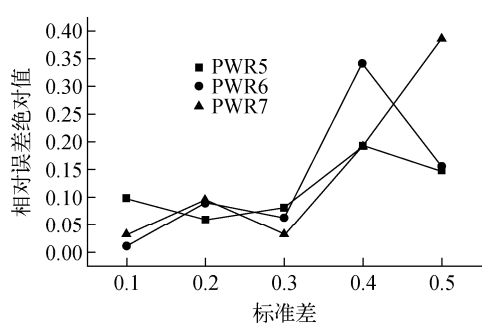
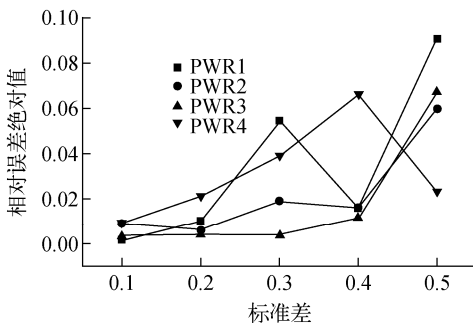


图 8 不同干扰下反演值相对误差(26 个探测点)

Fig. 8 Relative error under different disturbances (26 detection points)

针对释放类型 PWR5~PWR7 所使用的算法。因为对于后者,两种源项所产生的光子通量量级相当,所使用反演算法中需考虑安全壳内源项的影响,导致反演值相对误差升高。

对比图 7、8 可知,在距离安全壳 50~75 m 范围内,每隔 1 m 布置探测点得到的反演值的相对误差小于每隔 5 m 布置探测点的,说明在安全壳不同距离处尽可能多地布置探测点将有效提升反演算法的准确性及稳定性。

在实际实施此方法时,可使用飞行器悬挂探测器进行实际探测。为符合算法要求,飞行高度应控制在 30 m。在距离安全壳 50~75 m 范围内,尽可能多地改变探测距离,获得不同距离处的探测结果,以此提高反演结果的准确度。

### 3 结论

本文提出一种与传统的源项反演不同的估算放射性核素泄漏速率的方法。经过研究堆芯熔化事故涉及的所有气载放射性核素的泄漏份额和特征  $\gamma$  射线能量等因素,确定  $^{88}\text{Kr}$  作为特征核素并取其第一特征  $\gamma$  射线能量(2 393 keV)作为特征能量处理  $\gamma$  能谱数据;经研究安全壳内源项和释放至环境源项两类源项产生的特征能量光子通量与距离的变化规律,确定移动探测点的布设范围为安全壳下风向 100 m 以内,并建立了  $^{88}\text{Kr}$  泄漏速率与探测数据的关系,以此提出反演算法。针对 CPR1000 堆型的数值实验表明,对于气载放射性核素泄漏量较大的情况,反演值相对误差在 0.1 以内;对于气载放射性核素泄漏量较小的情况,反演值相对误差在 0.4 以内。在数值上证明了存在较大探测误差时,此方法仍可适用,提高了气载放射性核素泄漏速率的反演精度,为核电厂严重事故应急提供技术支持。

### 参考文献:

- [1] 国家环保总局. 核电厂核事故应急管理条例 [M]. 北京:中国法制出版社,1993.
- [2] JEONG H J, HAN M H, HWANG W T, et al.

Application of data assimilation to improve the forecasting capability of an atmospheric dispersion model for a radioactive plume[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2008, 35(3): 838-844.

- [3] JEONG H J, KIM E H, SUH K S, et al. Determination of the source rate released into the environment from a nuclear power plant[J]. *Radiation Protection Dosimetry*, 2005, 113(3): 308-313.
- [4] KRYSTA M, BOCQUET M, SPORTISSE B, et al. Data assimilation for short-range dispersion of radionuclides: An application to wind tunnel data [J]. *Atmospheric Environment*, 2006, 40: 7 267-7 279.
- [5] DREWS M, LAURITZEN B, MADSEN H. Analysis of a Kalman filter based method for on-line estimation of atmospheric dispersion parameters using radiation monitoring data[J]. *Radiation Protection Dosimetry*, 2005, 113(1): 75-89.
- [6] DREWS M, LAURITZEN B, MADSEN H, et al. Kalman filtration of radiation monitoring data from atmospheric dispersion of radioactive materials[J]. *Radiation Protection Dosimetry*, 2004, 111(3): 257-269.
- [7] NRC. Reactor safety study, WASH-1400 [R]. USA: NRC, 1975.
- [8] BRIESMEISTER J F. MCNPTM: A general Monte Carlo  $N$ -particle transport code, LA-12625-M[R]. USA: LANL, 1997.
- [9] NRC. Accident source terms for light-water nuclear power plant, NUREG-1465 [R]. USA: NRC, 1995.
- [10] 赵超超,李忠诚,董占发. CPR1000 安全壳结构极限承载能力分析[J]. *计算机辅助工程*, 2013, 22(增刊 2):393-399.  
ZHAO Chaochao, LI Zhongcheng, DONG Zhanfa. Ultimate bearing capacity analysis on containment structure of CPR1000[J]. *Computer Aided Engineering*, 2013, 22 (Suppl. 2): 393-399 (in Chinese).