

压水堆核电站运行状态下 气液态放射性流出物源项计算研究

吕炜枫, 熊军, 唐邵华, 刘杰

(深圳中广核工程设计有限公司, 广东 深圳 518057)

摘要: 压水堆核电站运行状态下气液态放射性流出物源项为环境影响评价的源头。通过对压水堆核电站运行状态下气液态放射性流出物的释放途径及其计算基准的研究, 得出了各类型压水堆核电站通用的运行状态下气液态放射性流出物源项计算模型, 并分析讨论了主要的影响因素。根据建立的计算模型, 采用 CPR1000 机型的设计参数, 计算了 CPR1000 机型气液态放射性流出物源项预期值, 并与大亚湾和岭澳核电站实测值进行了比较。比较结果表明, 模型计算结果可包络实测值, 计算模型具有一定的保守性。

关键词: 压水堆; 气液态放射性流出物; 源项

中图分类号: TL929

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2013)S0-0197-05

doi: 10.7538/yzk.2013.47.S0.0197

Research on Calculation of Gaseous and Liquid Radioactive Release During Normal Operation for Pressurized Water Reactor Plant

LV Wei-feng, XIONG Jun, TANG Shao-hua, LIU Jie

(China Nuclear Power Design Company, Ltd., Shenzhen 518057, China)

Abstract: The gaseous and liquid radioactive release during normal operation is the source of environmental impact assessment for pressurized water reactor (PWR) plant. The general calculation model of gaseous and liquid radioactive release for PWR plant was established according to the research on the release pathways and calculation basis, and the main influencing factors were analyzed. Basing on the established calculation model and the design data of CPR1000, the expected value of gaseous and liquid radioactive release for CPR1000 was calculated and compared with the experimental data of Daya Bay and Ling'ao Nuclear Power Stations. The comparison results show that the calculated value is larger than the experimental data and the established calculation model is conservative.

Key words: pressurized water reactor; gaseous and liquid radioactive release; source term

运行状态下气液态放射性流出物源项是压水堆核电站安审和环评的重点关注问题, 随着 GB 6249—2011 的正式发布, 气液态放射性流

出物排放标准更加严格, 气液态放射性流出物源项也引起越来越多的重视。本文研究压水堆核电站运行状态下气液态放射性流出物源项的

计算模型,对计算模型中不同的考虑进行分析和论证,采用 CPR1000 机型的设计参数计算 CPR1000 机型气液态放射性流出物源项预期值,并与大亚湾和岭澳核电站实测值比较。

1 气液态放射性流出物源项计算基准

运行状态下气液态放射性流出物源项计算基准包括两部分:一回路冷却剂源项和机组运行状态。一般而言,气液态放射性流出物源项设计值计算所基于的一回路冷却剂源项为考虑 0.25% 或 1% 的燃料包壳破损率情况下的值,所基于的机组运行状态为考虑基于运行经验反馈得出的运行状况较恶劣的情况。而预期值计算所基于的一回路冷却剂源项为接近机组实际运行水平的值,所基于的机组运行状态为机组的平均运行状态。

2 气液态放射性流出物源项计算模型

2.1 气液态流出物释放途径

对于压水堆核电站,在运行状态下放射性核素以气态和液态方式向环境释放的途径较为固定。根据 PWR-GALE 程序的计算模型、EPR 堆型的设计和法国阿海珐公司在 M310 机型上的计算,在运行状态下放射性核素以气态方式向环境释放的途径主要是通过核岛厂房通风系统、废气处理系统和二回路系统。在运行状态下放射性核素以液态方式向环境释放的途径主要是通过废液处理系统、含氘废液排放、二回路系统和其他废液排放(如洗衣房废液)。在实际计算过程中,洗衣房废液由于其放射性浓度太低,一般不予考虑。

2.2 气液态放射性流体中放射性的迁移和释放

对于任意一股向环境排放的流体,必然有其初始的来源。对于气态流体,这个来源可以是厂房中某一放射性液体泄漏产生的一股带放射性的空气,也可以是对于贮存放射性液体的储罐扫气产生的一股含氢废气。对于液态流体,这个来源可以是废液处理系统收集的一股放射性废液,也可以是由于排气需要而从一回路冷却剂系统排出的一股冷却剂。根据其初始的来源以及流出物源项计算的基准源项,可分析得到该流体初始的放射性浓度和活度。考虑该股流体从产生源头至环境过程中的衰变时

间以及各项设备对其的总去污因子,可分析得到在产生源头至环境过程中该股流体中放射性核素的去除情况,考虑对所有向环境排放的流体对时间的积分,可得到在运行状态下以气态或液态方式向环境释放的放射性核素总量。

根据以上分析,对于在运行状态下以气态或液态方式向环境释放的放射性核素总量,可建立如下计算公式:

$$A_i(t) = \int_0^t Q(t) C_i(t) \frac{e^{-\lambda_1 t}}{DF} \epsilon dt \quad (1)$$

其中: $Q(t)$ 为向环境的气态或液态释放流量; $C_i(t)$ 为向环境的气态或液态释放流来源中的放射性浓度; t_1 为排出流在释放前的衰变时间; DF 为排出流在释放前总的去污因子; ϵ 为排放份额。

考虑到在计算时存在流量和浓度难以计算得出但总活度较清晰的情况,式(1)可修改为如下形式:

$$A_i(t) = \int_0^t A'_i(t) \frac{e^{-\lambda_1 t}}{DF} \epsilon dt \quad (2)$$

其中, $A'_i(t)$ 为向环境的气态或液态释放流来源中的放射性总活度。

2.3 核岛厂房通风系统的考虑

核岛厂房通风系统中放射性来源于放射性液体的泄漏和开放水面的蒸发。在实际设计过程中,由于厂房中设备众多且泄漏不固定,往往难以获得比较精确的泄漏率数据。在这种情况下也可采用归一化泄漏系数的方式以评估通过核岛厂房通风系统向环境的放射性释放。归一化泄漏系数定义为通过厂房通风系统向环境的放射性年释放总量与一回路冷却剂放射性浓度的比值。该系数需通过在役同类型核电厂的大量实测数据分析得出。

由此,在已知厂房内冷却剂泄漏率的情况下,式(1)可表达为如下形式:

$$A_i(t) = \int_0^t Q_{\text{leak}}(t) C_{\text{RCP}_i}(t) \cdot PF \cdot \frac{e^{-\lambda_1 t}}{DF} \epsilon dt \quad (3)$$

其中: $Q_{\text{leak}}(t)$ 为厂房中一回路冷却剂泄漏率; $C_{\text{RCP}_i}(t)$ 为一回路冷却剂中核素 i 的放射性浓度; PF 为汽水分配因子。

在冷却剂泄漏率未知、归一化泄漏系数已知的前提下,式(1)可改为如下形式:

$$A_i(t) = \frac{C_{\text{RCP}_i}(t) R_N}{DF} \quad (4)$$

其中, R_N 为厂房中核素的归一化泄漏系数,

(Bq/a)/(Bq/g)。

2.4 废气处理系统的考虑

废气处理系统的放射性废气来自于二回路冷却剂系统和其他含放射性液体的罐体的吹扫以及对于放射性冷却剂的除气。根据吹扫或除气的冷却剂中放射性浓度,考虑适当的汽水分配因子即可得到产生的废气中放射性浓度。

2.5 二回路系统的考虑

二回路系统的放射性来源于蒸汽发生器处二回路冷却剂向二回路的泄漏。泄漏到二回路中的放射性核素通过汽水分配和迁移,扩散至二回路系统蒸汽、给水和蒸汽发生器水相中。在二回路系统中,不可避免地存在蒸汽泄漏和给水泄漏。冷凝器的真空系统也将带走蒸汽中的放射性。蒸汽发生器的排污水也存在不回收利用而排放的情况。以上构成了放射性核素以气态或液态方式通过二回路系统向环境排放的具体途径。

对于蒸汽发生器排污水,其放射性浓度等同蒸汽发生器水相的放射性浓度。考虑二回路系统中放射性核素的迁移和扩散,可建立蒸汽发生器水相和液相中非惰性气体核素的放射性浓度计算公式:

$$\frac{dC_{CONi}(t)}{dt} = \frac{Q_{sgleak}(t)C_{RCPi}(t)}{M_{SG}} - (\lambda + Q_{APG} \frac{DF_{APG} - 1}{DF_{APG}} + \frac{FH \cdot Q_{VVP}}{M_{SG}}) C_{CONi}(t)$$

$$C_{VVPi}(t) = FH \cdot C_{CONi}(t) \tag{5}$$

定义常数 $\mu = \lambda + Q_{APG} \frac{DF_{APG} - 1}{DF_{APG}} + \frac{FH \cdot Q_{VVP}}{M_{SG}}$,则式(5)可变换求解为如下形式:

$$C_{CONi}(t) = e^{-t\mu} \left(C_{CONi}(0) + \int_0^t e^{t\mu} \frac{Q_{sgleak}(t)C_{RCPi}(t)}{M_{SG}} dt \right) \tag{7}$$

对于惰性气体,计算公式如下:

$$C_{CONi}(t) = 0 \tag{8}$$

$$C_{VVPi}(t) = \frac{Q_{sgleak}(t)C_{RCPi}(t)}{Q_{VVP}} \tag{9}$$

其中: $C_{CONi}(t)$ 为蒸汽发生器水相放射性浓度; $C_{VVPi}(t)$ 为二回路蒸汽的放射性浓度;FH为蒸汽携带因子; $Q_{sgleak}(t)$ 为蒸汽发生器处二回路冷却剂向二回路的泄漏率; Q_{VVP} 为蒸汽质量流量。

2.6 废液处理系统和含氙废液的考虑

在废液处理系统设计中,根据实测经验反馈或理论推导可得出需处理的放射性废液类型、流量和放射性水平,采用式(1)即可得出其产生的液态放射性释放量。

含氙废液来自于二回路冷却剂系统,一般需经过多级过滤、除盐再蒸发后方可排往环境。由于存在二回路冷却剂系统瞬态期间产生的含氙废液排放,在采用式(1)计算时需考虑二回路冷却剂瞬态源项。

2.7 对于 ^{14}C 、 3H 、气溶胶排放的考虑

在当前压水堆核电厂设计中,采用理论计算的方式尚未能准确得出 ^{14}C 和气溶胶源项,仅可采用经验反馈数据的方式得出,而氙源项的理论计算模型已较为成熟,且已有成熟的工程设计实践。

3 分析和讨论

3.1 二回路至二回路的一回路冷却剂泄漏模型的选取

二回路至二回路的一回路冷却剂泄漏模型的选取直接影响通过二回路系统向环境排放的气液态放射性流出物源项。过于保守的泄漏率模型假设将导致计算结果中通过二回路系统向环境的释放量在总释放量中占据主导地位,而这是和运行经验反馈严重不符的。

在 NUREG-0017 中二回路至二回路的一回路冷却剂泄漏模型为全年 3 台蒸汽发生器 1.5 kg/h 的恒定泄漏率^[1],此数据为根据美国压水堆核电站多年运行经验保守分析而得。国标 GB/T 13976—2008 引用了该数据^[2]。在 EPR 设计中假设 4 台蒸汽发生器全年保持 4 kg/h 的恒定泄漏率。而在大亚湾和岭澳核电站运行过程中,尚未检测到蒸汽发生器处二回路冷却剂的泄漏。因此,选用单台蒸汽发生器 0.5 kg/h 或 1 kg/h 的二回路冷却剂泄漏率已足够保守,而在大亚湾和岭澳核电站实际的设计过程中,保守地采用了蒸汽发生器总泄漏率在循环寿期末两个月从 0 kg/h 线性增加至 72 kg/h。

3.2 母核衰变对子核贡献的影响

考虑到在废液处理和储存过程中衰变母核对子核的贡献,在计算排氙废液释放和废液处理系统放射性废液释放时应作适当的修正。

对于衰变链 $A \rightarrow B \rightarrow C$, 可建立如下方程组^[3]:

$$\begin{cases} \frac{dN_A}{dt} = -\lambda_A N_A \\ \frac{dN_B}{dt} = \lambda_A N_A - \lambda_B N_B \\ \frac{dN_C}{dt} = \lambda_B N_B - \lambda_C N_C \end{cases} \quad (10)$$

定义初始条件为 $N_A(0) = N_{A0}$, $N_B(0) = N_{B0}$,

$N_C(0) = N_{C0}$, 可解得:

$$\begin{cases} N_A(t) = N_{A0} e^{-\lambda_A t} \\ N_B(t) = N_{B0} e^{-\lambda_B t} + \frac{\lambda_A N_{A0} (e^{-\lambda_A t} - e^{-\lambda_B t})}{\lambda_B - \lambda_A} \\ N_C(t) = N_{C0} e^{-\lambda_C t} + \frac{\lambda_B N_{B0} (e^{-\lambda_C t} - 1)}{\lambda_C - 2\lambda_B} + \\ \lambda_A \lambda_B N_{A0} \left[\frac{e^{-\lambda_A t}}{(\lambda_B - \lambda_A)(\lambda_C - \lambda_A)} + \right. \\ \left. \frac{e^{-\lambda_B t}}{(\lambda_A - \lambda_B)(\lambda_C - \lambda_B)} + \frac{e^{-\lambda_C t}}{(\lambda_A - \lambda_C)(\lambda_B - \lambda_C)} \right] \end{cases} \quad (11)$$

式中, N_{A0} 、 N_{B0} 、 N_{C0} 为 0 时刻 A、B、C 核素活度。

为了定量评估母核衰变对子核贡献在气液态流出物源项计算中的影响, 采用 CPR1000 机

型在 12 个月换料下的计算参数进行了对比计算。计算结果表明, 母核衰变对子核的贡献较大, 考虑了母核衰变对子核的贡献后, 预期值和设计工况下液态放射性流出物分别较不考虑时增大 13.43% 和 13.35%。由此可知, 气液态放射性流出物源项计算时不可忽略母核衰变对子核的贡献。

4 CPR1000 机型核电站运行状态下气液态流出物源项计算

应用本文中所建立的计算模型, 根据 CPR1000 机型 18 个月换料工况下的系统设计得出其计算参数, 结果列于表 1 和 2, 计算得到的运行状态下气液态放射性流出物源项列于表 3。大亚湾和岭澳核电站的运行经验反馈数据列于表 4 和 5^[4]。通过对比分析可知, 采用本文计算模型所得单台机组非氙核素释放量预期值为 2.8 GBq/a, 惰性气体释放量为 1.35×10^{13} Bq/a, 气态碘释放量为 2.04×10^8 Bq/a, 气溶胶释放量为 0.1 GBq/a, 均可包络大亚湾和岭澳核电站 2002—2010 年度的运行经验反馈数据。

表 1 CPR1000 机型核电站计算参数(1/2)

Table 1 Calculation data of CPR1000 Nuclear Power Plant (1/2)

废液名称	单台机组水量/(t · a ⁻¹)	放射性浓度	去污因子	处理和贮存时间/h
工艺排水	2 250	0.22 PCA ¹⁾	10 ³	240
化学排水	1 500	0.66 PCA ¹⁾	10 ⁴	240
地面排水	5 000	0.011 PCA ¹⁾	10	240
排氙废液 稳态	3 461	1 PCA ¹⁾	10 ⁵	240
8 h 热停堆	1 176	1 PCA ¹⁾	10 ⁵	240
90 h 热停堆	861	1 PCA ¹⁾	10 ⁵	240
冷停堆	695	1 PCA ¹⁾	10 ⁵	240
蒸汽发生器排污水	50 ²⁾	1 SCA ³⁾	10	240

注: 1) PCA 代表除气的一回路冷却剂放射性浓度

2) 单位为 t/h

3) SCA 代表蒸汽发生器液相的放射性浓度

表 2 CPR1000 机型核电站计算参数(2/2)

Table 2 Calculation data of CPR1000 Nuclear Power Plant (2/2)

参数名称	数值	参数名称	数值
反应堆厂房一回路冷却剂泄漏率	66 kg/h	一回路至二回路的初始泄漏率	1.5 kg/h
核辅助厂房一回路冷却剂泄漏率	冷, 31 kg/h; 热, 2 kg/h	一回路至二回路泄漏率变化系数	4.8×10^{-2} kg/h ²
核岛厂房中泄漏汽水分配因子	惰性气体, 1; 碘, 1.0×10^{-4}	蒸汽发生器的蒸汽总流量	5 808 t/h
核岛厂房中热泄漏汽水分配因子	惰性气体, 1; 碘, 1.0×10^{-3}	3 台蒸汽发生器的排污流量	50 t/h
通风系统去污因子	惰性气体, 1; 碘, 10	3 台蒸汽发生器中水的质量	3×47.7 t
一回路水装量	177 t	冷凝器中汽水分配因子	惰性气体, 1; 碘, 1.0×10^{-4}

表 3 CPR1000 机型核电站气液态放射性流出物源项预期值

Table 3 Expected values of gaseous and liquid radioactive release for CPR1000 Nuclear Power Plant

不同释放途径下单台机组气态放射性流出物排放量/(GBq·a ⁻¹)					
核素	废气处理系统	反应堆厂房通风系统	核辅助厂房通风系统	二回路系统	总计
惰性气体	1.33×10 ³	4.96×10 ³	4.57×10 ³	2.60×10 ³	1.35×10 ⁴
总碘	7.83×10 ⁻²	4.32×10 ⁻²	7.15×10 ⁻²	1.14×10 ⁻²	2.04×10 ⁻¹
气溶胶	—	—	—	—	1.00×10 ⁻¹

不同释放途径下单台机组液态放射性流出物排放量/(GBq·a ⁻¹)				
核素	TEP 释放	TEU 释放	二回路系统	总计
非氚核素	6.18×10 ⁻¹	2.08	1.06×10 ⁻¹	2.80

表 4 大亚湾和岭澳核电站气态放射性流出物排放数据^[4]

Table 4 Gaseous radioactive release of Daya Bay and Ling'ao Nuclear Power Stations^[4]

年份	两台机组气态放射性流出物排放/Bq					
	大亚湾			岭澳		
	惰性气体	碘	气溶胶	惰性气体	碘	气溶胶
2002	1.39×10 ¹³	—	—	6.67×10 ¹²	—	—
2003	1.13×10 ¹³	9.43×10 ⁷	1.47×10 ⁶	5.50×10 ¹²	4.76×10 ⁷	1.51×10 ⁶
2004	1.26×10 ¹³	1.24×10 ⁸	1.18×10 ⁶	1.11×10 ¹³	6.59×10 ⁷	1.35×10 ⁶
2005	2.29×10 ¹²	1.25×10 ⁷	5.48×10 ⁶	1.80×10 ¹²	7.40×10 ⁶	7.55×10 ⁶
2006	2.34×10 ¹²	1.69×10 ⁷	5.11×10 ⁶	1.90×10 ¹²	6.00×10 ⁶	6.40×10 ⁶
2007	1.55×10 ¹²	6.98×10 ⁶	3.94×10 ⁶	1.38×10 ¹²	5.65×10 ⁶	5.97×10 ⁶
2008	1.27×10 ¹²	4.00×10 ⁶	2.46×10 ⁶	5.85×10 ¹²	2.61×10 ⁷	4.48×10 ⁶
2009	1.09×10 ¹²	4.30×10 ⁶	2.61×10 ⁶	1.11×10 ¹²	1.25×10 ⁷	3.78×10 ⁶
2010	9.44×10 ¹¹	4.31×10 ⁶	2.49×10 ⁶	9.59×10 ¹¹	3.48×10 ⁶	3.26×10 ⁶

表 5 大亚湾和岭澳核电站液态放射性流出物排放数据^[4]

Table 5 Liquid radioactive release of Daya Bay and Ling'ao Nuclear Power Stations^[4]

年份	两台机组液态放射性流出物排放/GBq	
	大亚湾	岭澳
2002	2.29	0.14
2003	1.43	1.02
2004	1.47	0.32
2005	1.27	0.26
2006	0.896	0.291
2007	1.08	0.253
2008	0.559	0.215
2009	0.501	0.255
2010	0.205	0.131

电站设计。该计算方法应用的关键点在于丰富的在役同类型核电站运行经验反馈以及适度保守的计算参数选取。

参考文献:

[1] CHANDRASEKARAN T, LEE J Y, WILLIS C A. Calculation of releases of radioactive materials in gaseous and liquid effluents from pressurized water reactors, NUREG-0017[R], Washington D. C: NRC, 1985.

[2] 全国核能标准化技术委员会. GB/T 13976—2008 压水堆核电厂运行状态下的放射性源项[S]. 北京:中国标准出版社,2009.

[3] 李德平,潘自强. 辐射防护手册第一分册:辐射源与屏蔽[M]. 北京:原子能出版社,1987.

[4] 卢长申,刘达民,殷熊. 广东大亚湾核电站和岭澳核电站生产运行年鉴[M]. 北京:原子能出版,2010.

5 结论

本文建立的运行状态下气液态放射性流出物源项计算方法可应用于各种典型的压水堆核