

小型动力堆大破口事故下安全壳内 气载放射性物质浓度计算

张帆¹, 朱波², 郝明亮³, 丁冉¹

(1. 海军工程大学 核能科学与工程系, 湖北 武汉 430033; 2. 上海交通大学 核科学与工程学院, 上海 200240;
3. 海军核化安全研究所, 北京 100077)

摘要: 事故是压水堆固有属性之一, 在众多导致核事故的初因事件中, 大破口事故现象复杂, 后果特别严重。基于此, 本文以小型动力堆为研究对象, 针对最重要的设计基准事故——大破口事故, 计算了50、150、320满功率燃耗天冷端安注、双端安注条件下安全壳内放射性源项, 并将部分计算结果与安全分析报告计算结果进行了对比。结果表明: 假设合理、结果正确, 对于保障反应堆运行安全、及时采取合理应急措施, 意义重大。

关键词: 大破口事故; 核应急; 放射性源项

中图分类号: TL327 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931(2010)S0-0269-05

Calculation of In-Containment Airborne Radioactive Concentration for Large-Break Loss of Coolant Accident of Small Power Reactor

ZHANG Fan¹, ZHU Bo², ZHU Ming-liang³, DING Ran¹

(1. Department of Nuclear Energy Science and Engineering, Naval University of Engineering, Wuhan 430033, China;
2. School of Nuclear Science and Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China;
3. Navy Institute for Nuclear and Chemistry Protection, Beijing 100077, China)

Abstract: Accident is one of the basic properties of PWR. Among these accidents, the large break loss of coolant accident is one of the accidents with complicated phenomena and severe consequences which may result in nuclear accident. The paper focused on a small power reactor, analyzing and calculating the source term in-containment separately in 50, 150, 320 days full power operation, with cold leg or cold and hot legs emergency core cooling system (ECCS) injection, with or without emergency ventilation conditions. Some of the results were compared with those of safety analysis report. The results show that the assumptions are reasonable, the results are logical. It is important for safety operation and nuclear emergency of nuclear reactor.

Key words: large break loss of coolant accident; nuclear emergency; source term

核反应堆一旦发生事故, 危害严重。核应急的任务是通过采取必要的紧急行动, 控制或缓解放射性物质的释放, 避免或减轻辐射后果。核应急的重要工作之一即是确定事故放射性后

收稿日期: 2010-06-08; 修回日期: 2010-08-25

基金项目: 国家自然科学基金资助项目(11075212)

作者简介: 张帆(1969—), 女, 湖北武汉人, 副教授, 博士, 从事核反应堆安全分析教学与科研工作

果, 以便于及时采取合理应急决策、保障运行人员生命安全^[1]。

冷却剂管道大破口事故是最重要的设计基准事故, 此事故现象复杂, 后果严重。其放射性源项不仅与破口位置有关, 且与反应堆燃耗、安注系统投入方式、安全壳喷淋系统的启动与否则有关^[2]。本工作主要以小型动力堆为研究对象, 针对主冷却剂管冷端双端断裂, 不同燃耗、不同安注方式、喷淋系统投入、关闭情况下安全壳内气载放射性核素浓度进行计算。

1 研究内容

冷却剂主管道冷管段双端断裂是失水事故中最严重的情况, 这种事故发生的概率尽管小, 但后果严重^[3]。计算安全壳气载核素浓度, 需以下数据: 堆芯放射性核素总量、元件损坏份额、损坏元件中的放射性核素释放份额、安全壳空气中的放射性核素份额以及地坑中放射性核素份额、安全壳中的放射性核素的自然去除与喷淋去除。

选择有代表性的3种燃耗情况: 寿期初(50满功率天)、寿期中(150满功率天)、寿期末(300满功率天); 分别考虑冷管段安注、冷热双端安注; 分别考虑有、无喷淋, 有、无通风换气条件下, 安全壳内放射性核素气载浓度。在计算过程中, 采取最佳估算模型, 抛弃以往计算源项时采用的保守模型, 尽可能模拟实际运行工况, 以便得到与实际情况相符合的源项数据, 为应急行动提供可靠依据。

2 数学物理模型

1) 堆芯放射性总量

堆内放射性总量计算, 采用以下模型:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j=i+1}^m \gamma_{ji} \sigma_{f,i} N_j \bar{\phi} + \sigma_{r,i-1} N_{i-1} \bar{\phi} + \sum_{j=1+1}^m \lambda_{ji} N_j - \sigma_{f,i} N_i \bar{\phi} - \sigma_{c,i} N_i \bar{\phi} - \lambda_i N_i \quad i=1, 2, \dots, m \quad (1)$$

其中: N_i 为第 i 种核素的浓度; $\sum_{j=i+1}^m \gamma_{ji} \sigma_{f,i} N_j \bar{\phi}$ 为

所有核素裂变产生 N_i 的产额; $\sigma_{r,i-1} N_{i-1} \bar{\phi}$ 为由 N_{i-1} 辐射俘获中子转变成核素 N_i 的产额;

$\sum_{j=i+1}^m \lambda_{ji} N_j$ 为所有其他放射性核素衰变成 N_i 的产

额; $\sigma_{f,i} N_i \bar{\phi}$ 为由于裂变导致的 N_i 的消失; $\sigma_{c,i} N_i \bar{\phi}$ 为除裂变以外其他的各种吸收导致的 N_i 的消失 (如 (n, γ) , (n, α) , (n, p) , $(n, 2n)$ 等反应); $\lambda_i N_i$ 为 N_i 的衰变消失项。

采用通用软件 Origen2, 分别计算 50、150、320 满功率燃耗天堆芯内累积放射性总量, 并将结果作为下一步计算的输入数据。

2) 元件损坏份额计算

正常运行条件下, 放射性裂变气体会部分释放至燃料元件与包壳气隙中, 事故条件下, 若燃料元件包壳破损, 滞留在气隙中的放射性裂变气体以及部分裂变微粒便会释放至冷却剂中, 并通过破口进入安全壳中。这部分放射性产物的释放量取决于燃料元件的损坏份额, 而元件损坏份额取决于燃耗、包壳内外压差及安注方式, 根据欧共体相关实验与 MECLOR 程序仿真计算结果, 取双端安注 33%、冷端安注 3% 份额^[1]。

3) 损坏元件中的裂变产物释放份额

包壳破损将导致累积在气隙中的裂变气体以及部分燃料微粒释放到一回路冷却剂中, 这两部分的释放份额按以下公式计算^[1]。

气隙中裂变气体的释放份额为:

$$G = G_0 \lambda^{-0.5}$$

燃料微粒的释放份额为:

$$F = F_0 \lambda^{b_f}$$

其中: G 、 G_0 、 F 、 F_0 单位均为占堆芯总量的百分数, %, G_0 、 F_0 为初始百分数; λ 为所研究的放射性同位素的衰变常量; b_f 为系数, 不同核素 b_f 不同。释放份额计算参数取值列于表 1。

表 1 各核素释放份额计算参数

Table 1 Parameters for release from fuel

核素类型	$F_0/\%$	$F_{\max}/\%$	$10^4 G_0/\%$	$G_{\max}/\%$	b_f
惰性气体	0.04	6.5	2.5	1.0	-0.029
挥发性核素	0.038	1	2.5	1.0	-0.17

4) 放射性核素选取

对于设计基准事故, 即安全系统功能健全,

事故能成功终止的事故，放射性释放主要通过气载途径由安全壳泄漏至环境中^[4-7]，因此，需重点研究安全壳的放射性气体浓度（表2）。其剂量的贡献主要来自于碘、铯和惰性气体，选择惰性气体：⁸⁸Kr，⁸⁵Kr，¹³³Xe，¹³⁵Xe；挥发性气体：¹³¹I，¹³²I，¹³³I，¹³⁴I，¹³⁵I，¹³⁴Cs，¹³⁷Cs为研究对象。

5) 安全壳空气中放射性浓度计算

安全壳中气载放射性产物包括惰性气体、挥发性气体和气溶胶。根据安注方式不同，按干阶段释放、湿阶段释放分别考虑。计算结果列于表3。

6) 安全壳大气中放射性气体活度的变化规律

在事故工况下，安全壳内裂变产物的浓度取决于破口释放率和去除机制，在安全壳完整的情况下，根据 MELCOR 计算结果，各核素

去除率列于表4。

表2 大破口事故下主要核素释放份额

Table 2 Release from gap and fuel for radiologically significant nuclides in LOCA

核素	气隙释放/%	燃料微粒释放/%	总释放/%
¹³¹ I	0.250	0.398	0.649
¹³² I	0.028	0.189	0.217
¹³³ I	0.082	0.273	0.355
¹³⁴ I	0.016	0.159	0.176
¹³⁵ I	0.046	0.225	0.271
¹³⁴ Cs	1.000	0.861	1.861
¹³⁷ Cs	1.000	1.000	2.000
¹³³ Xe	0.203	1.955	2.158
¹³⁵ Xe	0.054	0.913	0.967
⁸⁵ Kr	1.000	6.500	7.500
⁸⁸ Kr	0.03	0.646	0.676

表3 安全壳中主要放射性核素释放方式

Table 3 Forms of release in containmen

安注方式	气载份额		
	I	Cs	惰性气体
冷端	干阶段：2%为 I ₂ ，9.8%为气溶胶碘	干阶段：10%	100%排放至安全壳大气中
	湿阶段：54%为 I ₂ ，0.2%为有机碘，其余至地坑	湿阶段：0	
双端	干阶段：0.2%的有机碘，2%的 I ₂ ，0.8%的气溶胶碘	干阶段：1%	100%排放至安全壳大气中
	湿阶段：全部至地坑	湿阶段：0	

表4 安全壳中主要放射性核素去除率

Table 4 Removal rate of important radionuclides in containment

核素类型	无喷淋去除率/s ⁻¹		有喷淋去除率/s ⁻¹	
	气溶胶碘、分子碘	1 h: 1.39×10 ⁻⁵	1~5 h: 1.11×10 ⁻⁵	1.27×10 ⁻⁴ (最大去污因子 10 000)
Cs 同位素	0.6 h 内: 1.67×10 ⁻⁴	0.6 h 后: 8.33×10 ⁻⁵	0.6 h 内: 3.61×10 ⁻⁴	0.6 h 后: 1.39×10 ⁻⁴
惰性气体	0	0	0	0

3 计算结果

本文以某小型动力堆为研究对象。以下核素活度均为相对值，相对于 320 满功率天工况堆芯累积的分子 ¹³¹I 的总活度。

1) 不同燃耗下堆芯主要核素放射性总量堆芯放射性总量示于图 1。

2) 大破口事故下安全壳气载放射性浓度为简洁起见，下面仅给出了满功率 320 燃耗天、冷却剂主管道冷管段双端断裂大破口事

故下，安全壳无泄漏时，安全壳内 ¹³¹I 的气载浓度变化，结果示于图 2、3。

4 结论

1) 不同燃耗下堆芯累积放射性总量与该动力堆安全分析报告结果误差在 1% 以内，满足工程精度。

2) 不同安注方式，事故初始释放至安全壳的气载放射性核素浓度差别明显，对于碘同

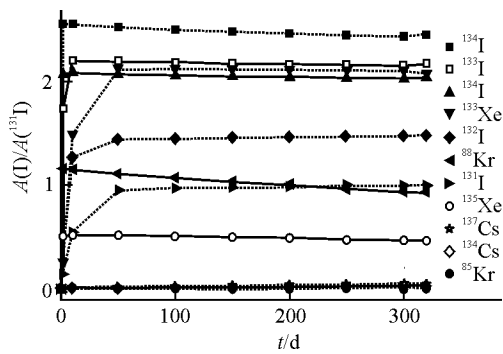


图1 堆芯放射性总量
Fig. 1 Core inventory

位素，冷端安注初始气载活度约是双端安注308倍；惰性气体，冷端安注初始气载活度是

双端安注11倍；卤族元素，冷端安注初始气载活度是双端安注约100倍。

3) 不同核素，喷淋对于降低气载放射性浓度的作用不同。对于气溶胶碘、分子碘，喷淋的去除效应明显，以¹³¹I为例，事故发生10 min后，有喷淋浓度为无喷淋的93.4%；30 min后，为78.3%，5 h后约为12.5%；对于Cs同位素，事故发生10 min后，有喷淋浓度为无喷淋的89%；30 min后，为65.8%，5 h后约为27.2%；喷淋对于惰性气体、无机碘基本无去除能力。

4) 应急排风投入后，安全壳内各核素去除明显。应急排风投入26 min后，¹³¹I浓度变为未投入时的0.95%，1 h后变为0.013%。其余元素亦如此。

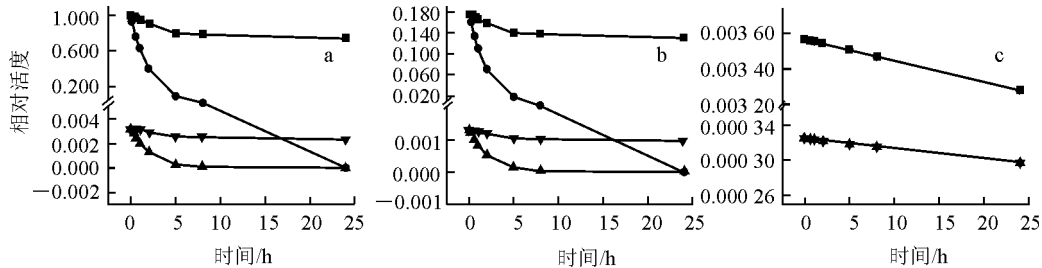


图2 应急排风未投入气载浓度

Fig. 2 In-containment airborne radioactive concentration without emergency ventilation

a——分子¹³¹I；b——气溶胶¹³¹I；c——有机¹³¹I

■——冷端安注无喷淋；●——冷端安注有喷淋；▲——双端安注有喷淋；▼——双端安注无喷淋

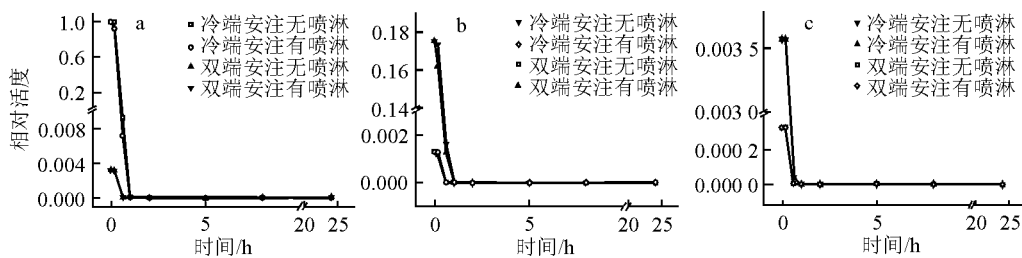


图3 应急排风投入气载浓度

Fig. 3 In-containment airborne radioactive concentration with emergency ventilation

a——分子¹³¹I；b——气溶胶¹³¹I；c——有机¹³¹I

综上所述可知，安注的投入方式对于安全壳内初始放射性气载浓度影响较大，而有否喷淋对于气溶胶碘、分子碘去除明显，而对于卤族元素和惰性气体效果不明显^[8-9]；应急排风系统的投入对放射性核素的去除效果明显。

反应堆安全系统功能健全的情况下，安全

壳完整性可以保持，放射性气体不会泄漏到环境中，若严重事故条件下，安全壳完整性丧失，气载放射性物质将会通过安全壳泄漏到环境中造成放射性污染，因此，此项研究对于保障反应堆运行安全、及时采取合理应急措施意义重大^[10]。

参考文献:

- [1] 徐志新, 奚树人, 曲静原. 核事故源项反演技术及其研究现状[J]. 科技导报, 2007, 25(5): 16-20.
XU Zhixin, XI Shuren, QU Jingyuan. Review on source inversion technology in analyzing nuclear accidents[J]. Science & Technology Review, 2007, 25(5): 16-20(in Chinese).
- [2] Determination of the in-containment source term for a large-break loss of coolant accident, 19841EN[R]. [S. l.]: [s. n.], 2001.
- [3] 朱继洲. 核反应堆安全分析[M]. 北京: 西安交通大学出版社, 原子能出版社, 2004.
- [4] 陈晓秋, 岳慧国, 林权益. 双层安全壳压水堆 LOCA 事故的放射性后果分析审查[J]. 辐射防护通讯, 2005, 25(4): 1-8.
CHEN Xiaoqiu, YUE Huiguo, LIN Quanyi. Radiological consequences analysis of a PWR with dual containments loss-of-coolant design basis accident[J]. Report of Radioprotection, 2005, 25(4): 1-8(in Chinese)
- [5] 孙培德, 楼菊青. 环境系统模型及数值模拟[M]. 北京: 中国环境出版社, 2005.
- [6] 李俊峰, 施仲齐, 王醒宇. PWR 堆芯不同状态下安全壳内辐射水平的计算[J]. 核科学与工程, 2004, 24(1): 31-35.
LI Junfeng, SHI Zhongqi, WANG Xingyu. PWR containment radiation levels calculation relate to core conditions[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2004, 24(1): 31-35(in Chinese).
- [7] 黄东兴, 浦胜娣, 李吉根. 中国先进研究堆事故源项分析[J]. 原子能科学技术, 2005, 39(5): 438-441.
HUANG Dongxing, PU Shengdi, LI Ji-gen. Accident source term analysis in china advanced research reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2005, 39(5): 438-441(in Chinese).
- [8] SPAEP. Final safety analyses report of tianwan nuclear power plant[R]. [S. l.]: SPAEP, 2003.
- [9] PARKER F, MAHURA A, COMPTON F, et al. Potential impact of atmospheric releases at russian far east nuclear submarine complexes[C]//WM'03 Conference. [S. l.]: Tucson, 2003: 23-27.
- [10] SPAEP. Accidental releases to the environment to plan protective measures for population[R]. [S. l.]: SPAEP, 2003.