

船用核动力装置小破口失水事故放射性后果分析

王伟 陈力生 张帆

(海军工程大学核能科学与工程系 武汉 430033)

摘要 建立了小破口失水事故下热工水力分析与放射性源项计算耦合模型, 利用研发的反应堆源项放射性计算软件(Nuclear source radioactive compute, NSRC), 分别就不同破口尺寸的堆舱放射性泄漏进行了分析和研究, 进一步研究了小破口失水事故, 冷端安注和热端安注对堆舱放射性影响。结果表明: 破口尺寸大小、安全注射位置及破口隔离时间直接影响堆舱放射性泄漏大小。本工作的分析结果为小型船用堆在小破口设计基准事故下, 放射性污染后果分析及事故处置提供了依据。

关键词 小破口失水事故, 热工水力, 放射性源项, 设计基准事故

中图分类号 TL364⁺.3, TL413⁺.31, TL421⁺.1, TL732

船用核动力装置由于工作环境恶劣, 工况变化频繁, 所遭受的应力和腐蚀比电站大, 小破口失水事故发生的概率高于核电站^[1]。发生小破口失水事故时, 会导致堆舱剂量升高, 给船员应急抢修带来困难, 若能及时预测事故后果, 并给出艇员进入堆舱抢修的时间阈值, 将有利于船用堆运行安全。本工作考虑小破口事故发生时, 相关安全设施完备: 即反应堆能触发停堆, 安全注射系统能够正常投入, 余热能够及时导出, 通过热工水力分析程序 RELAP5/MOD3.2 计算表明: 涉及到的破口尺寸均不会导致元件包壳破损。在这种情况下, 根据安全分析报告, 此时保守假设 0.1% 元件包壳缺陷。通过研发船用堆典型事故下源项计算软件 NSRC, 建立了具体的数学物理模型, 选取对人体剂量贡献较大的挥发性核素 ¹³¹I 和惰性气体 ¹³³Xe 作为研究对象, 重点分析了不同破口尺寸小破口失水事故堆舱放射性泄漏, 以及采取不同安注方式下堆舱核素浓度的变化。分析结果有利于操纵人员在发生小破口失水事故情形下, 对堆舱核素的放射性变化做出准确的判断, 以采取有效措施缓解放射性事故, 减少对人员的辐射危害。

1 数学物理模型

采用热工水力分析程序与源项计算相耦合方法, 结合具体事故进程, 通过热工水力安全分析程序 Relap5/MOD3.2 进行计算, 并将计算所得相关数

据输入到源项计算程序 NRSC 中进行放射性后果计算分析。摒弃了以往进行此类计算所采用的不考虑事故进展、过于保守的模型, 对事故后果进行最佳估算。

1.1 热工水力模型

采用了大型热工水力安全分析程序 RELAP5/MOD3.2 进行了热工水力计算^[2]。在物理模型的建立上以两相系统的非均匀相和不平衡态流体力学模型为基础, 采用热力平衡态模型和无摩擦流动模型。其中非均匀相流体模型由滑移模型和相分离模型组成, 适合本文的小破口瞬态变化工况; 两相流不平衡模型的基本场方程由两相连续方程、两项动量方程和两项能量方程组成, 能够比较好地模拟小破口失水事故下的热工水力现象, 满足事故分析目的和需求, 为进一步放射性后果分析提供了可靠的依据。

1.2 NSRC 模型

NRSC 软件以美国 NRC 用于计算设计基准事故的程序^[3]: ACTCODE, TACT_III, SGTR, CITADEL, MSTB, SPIRT, PAVAN 为基础, 在原程序较简单的模型上, 根据船用堆特点, 移植、开发而成。

全堆芯放射性总量采用美国橡树岭实验室开发的 ORIGEN-2 计算得到。

国家自然科学基金(11075212)资助

第一作者: 王伟, 男, 1984年5月出生, 2007年毕业于海军工程大学工程核动力工程专业, 获硕士学位, 现在读博士研究生, 主要从事舰船核动力维修工程研究工作

Email: happyww5029@163.com

收稿日期: 初稿 2011-07-11, 修回 2011-08-29

研究了小破口失水事故, 燃料元件包壳未发生破损, 按保守计算, 假设 0.1%包壳缺陷。

1.2.1 堆芯放射性活度 堆芯放射性活度总量的计

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j>i} r_{ji} \sigma_{f,j} N_j \phi + \sigma_{c,i} N_i \phi + \sum_{j>i} \lambda_{ji} N_j - \sigma_{f,i} N_i \phi - \sigma_{c,i} N_i \phi - \lambda_i N_i \quad (i=1, 2, \dots, K) \quad (1)$$

式中, N_i 为第 i 种核素密度, m^{-3} ; ϕ 为中子通量密度, $\text{m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$; λ_i 为第 i 种核素的衰变常数, s^{-1} ; λ_{ji} 为第 j 种核素衰变产生第 i 种核素时的衰变常数, s^{-1} ; $\sigma_{f,i}$ 为第 i 种核素的中子裂变微观截面, m^2 ; $\sigma_{c,i}$ 为第 i 种核素的中子吸收微观截面, m^2 ; r_{ji} 为第 j 种核素裂变反应中产生第 i 种核素的份额。

算采用 ORIGEN-2 程序^[4]。燃料芯块内核素浓度随时间的变化可以表示为:

1.2.2 一回路水放射性活度 由于无包壳破损, 假设 0.1%包壳缺陷, 因此分别考虑尖峰释放和先期尖峰释放两种情况。尖峰释放, 主要考虑 I 的 5 种同位素和 ^{133}Xe 。停堆瞬间, 放射性核素从有缺陷的包壳向一回路释放速率为平衡释放速率的 500 倍, 则一回路活度按下式计算:

$$\frac{dA_{1,i}(t)}{dt} = R_{p,i} - \lambda_{1,i} A_{1,i}(t) \quad (i=1, 2, \dots, K) \quad (2)$$

$$R_{p,i} = 500 \times \left(\frac{P_r \eta_i}{M_1} + \lambda_i \right) \times A_{1,i}(0) \quad (i=1, 2, \dots, K) \quad (3)$$

$$J = \frac{P_r \eta_i}{M_1} \quad (i=1, 2, \dots, K) \quad (4)$$

$$\lambda_{1,i} = \lambda_i + J + L \quad (i=1, 2, \dots, K) \quad (5)$$

$A_{1,i}$ 为一回路水中第 i 种核素活度, Bq; $R_{p,i}$ 为尖峰释放速率, Bq/s; $\lambda_{1,i}$ 为核素 i 的总衰减率, s^{-1} ; P_r 为一回路净化流量, kg/s ; η_i 为一回路水的净化效率, s^{-1} ; M_1 为一回路水的总量, kg ; $A_{1,i}(0)$ 为一回路水中核素 i 的初始活度, Bq; λ_i 为第 i 种核

素的衰变常数, s^{-1} ; J 为一回路水的净化去除率, s^{-1} ; L 为一回路破口泄漏率, s^{-1} 。

先期尖峰释放, 则按照安全分析报告假设, 考虑一回路瞬间比活度为平衡比活度的 10 倍, 释放速率为平衡释放速率。

$$R_{1,i} = \left(\frac{P_r \eta_i}{M_1} + \lambda_i \right) \times A_{1,i}(0) \quad (i=1, 2, \dots, K) \quad (6)$$

$R_{1,i}$ 为一回路的平衡释放速率, Bq/s。

1.2.3 堆舱放射性活度 堆舱中核素 (以 ^{131}I 为例) 以不同的化学形态存在, 各形态按照一定的比例系数 K 组成^[5] (K 的取值分别为元素碘 91%, 气溶胶

碘 5%, 有机碘 4%), 本研究为小破口事故下的放射性处置, 所以只考虑投入应急排风的核素去除, 不考虑喷淋去除。堆舱负压完好, 无堆舱泄漏, 破口的泄漏率由 RELAP5/MOD3.2 计算数据获得。

放射性活度按以下公式计算:

$$\frac{dA_{4i}}{dt} = \frac{A_{4i}}{M_1} \cdot L \cdot FF \cdot K - A_{4i} \lambda_{4i} \quad (i=1, 2, \dots, K) \quad (7)$$

$$\lambda_i + \lambda_{th} + T + U \quad (i=1, 2, \dots, K) \quad (8)$$

$$FF = \frac{h_f - h_f'}{h_g' - h_f'} \quad (9)$$

A_{4i} 为堆舱中第 i 种核素的气载活度, Bq; M_1 为一回路水的总量, kg ; FF 为泄漏到堆舱液体的闪蒸份额; h_f 为泄漏水的焓, kJ/kg ; h_f' 为堆舱压力下饱和水的焓, kJ/kg ; h_g' 为堆舱压力下饱和蒸汽的焓, kJ/kg ; λ_{4i} 为堆舱核素的总衰减率, s^{-1} ; λ_{th}

为堆舱中第 i 种核素自然沉降的衰减率, s^{-1} ; T 为堆舱通风核素去除率, s^{-1} ; U 为堆舱泄漏率, s^{-1} 。表 1 为本研究所选取的两种核素 ^{131}I 和 ^{133}Xe 在喷淋不投入的情况下, 堆舱核素自然沉降衰减常数取值。

Table 1 Nuclide disintegration frequency in the way of natural sedimentation in reactor cabin

Nuclide	Nuclide disintegration frequency /h		
	1	1-5	5 >
¹³¹ I	1.39×10 ⁻¹⁵	1.11×10 ⁻¹⁵	0.0
¹³³ Xe	0.0	0.0	0.0

2 事故序列选取

本研究选取冷管段堆芯入口处的小破口失水事故，分别针对四种不同破口尺寸进行分析^[6]（表 2 使用归一化的破口当量直径即破口当量直径/最大管径）。事故期间，停堆保护系统和压力安全注

射系统可以正常投入，当压力降低到停堆触发压力时，反应堆自动停堆，不同破口停堆触发时间不同。采取投入一台安注泵的安注方式；二回路辅助给水系统能有效维持一回路侧热阱，保证堆芯余热能排除。

Table 2 Time of key events of SBLOCA

Time of key events t/s	Small-break LOCA of different break size / %			
	1.9	2.6	3.7	4.5
Beginning of LOCA	0.0	0.0	0.0	0.0
Halt of the reactor	1800	447	180	118
Convert to low speed of pump	1802	449	182	120
Shut down of electric heater	1802	449	182	120
Stop of main steam	1804	451	184	122
Stop of main feed water	1805	452	185	123
Start of safety injection	1868	514	243	177

3 放射性后果分析

由于篇幅限制，本文在事故分析中只考虑尖峰释放，在 29 种核素中选取具有代表性的两种核素挥发性气体分子¹³¹I和惰性气体¹³³Xe进行放射性模拟分析^[7]，核素的放射性浓度为归一化后的数值。

3.1 不同破口尺寸放射性泄漏后果分析

反应堆冷管段发生不可隔离小破口失水事故，分别选取破口归一化当量直径分别为 1.9%，2.6%，3.7%，4.5% 3 种破口尺寸，按照第 2 节建立的事故进程进行放射性分析。

通过分析可以得出以下结论：

（1）从图 1 和图 2 可见，随着破口尺寸的增加，堆舱核素放射性总体呈上升趋势。破口越大，堆舱放射性浓度亦越大。

（2）图 1 表明，停堆后由于尖峰释放导致堆舱

分子态¹³¹I放射性浓度上升较快。
（3）图 2 表明，由于停堆前反应堆一回路泄漏水压力较高，破口流量相对较大，导致载气中¹³³Xe放射性浓度上升速度比停堆后快。

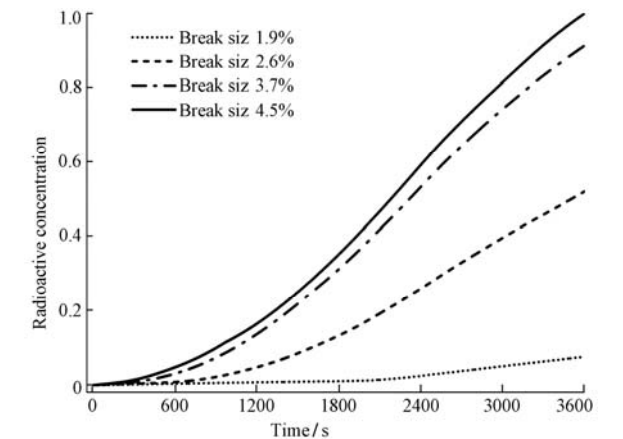


Fig.1 The radioactive concentration of molecule ¹³¹I

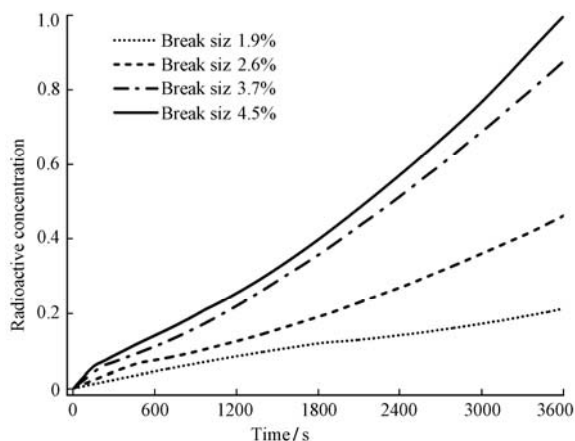


Fig.2 The radioactive concentration of aerial ^{133}Xe

3.2 不同安注方式放射性泄漏后果分析

反应堆冷管段发生不可隔离小破口失水事故,选取 10 mm 破口作为研究对象,按照第 3 节建立的事故序列,在事故发生后 243 s 投入一台安注泵实施补充水安注,分别采取冷端安注和热端安注两种方式^[8],对堆舱分子 ^{131}I 放射性水准进行分析,其他

核素的放射性变化规律相同。通过对同一种破口的不同安注方式对比,推导出具有普遍意义的较小尺寸小破口失水事故中放射性泄漏后果。

通过分析可以得出以下结论:

(1) 图 3 表明,采取热端安注方式分子态 ^{131}I 的放射性浓度略大于冷端安注方式,事故发生后 1300 s 内,出现如表 3 所示的微小差别。

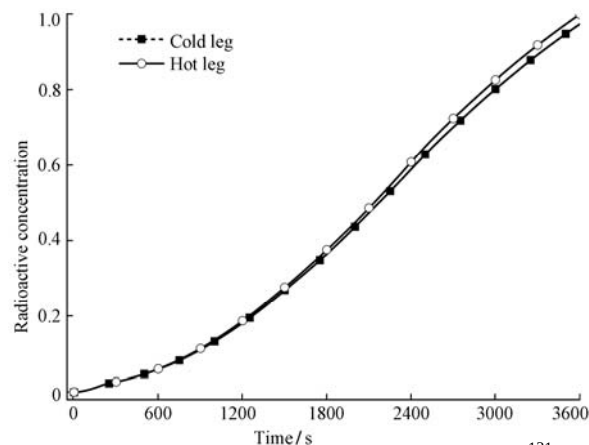


Fig.3 The radioactive concentration of molecule ^{131}I

Table 3 Contrast of the molecule ^{131}I radioactive concentration with cold and hot safety injection

Time / s	Radioactive concentration of molecule ^{131}I				
	200	500	800	1000	1300
Cold leg safety injection	0.0853	0.2192	0.4271	0.6161	0.9696
Hot leg safety injection	0.0855	0.2206	0.4376	0.6340	1

(2) 对于破口较小的小破口事故,两种安注方式对破口流量的影响不大,热端安注与冷端安注分子态 ^{131}I 的放射性是由分子态 ^{131}I 的闪蒸份额变化规律决定的。图 4 表明,破口开始时两种安注方式闪蒸份额同时略有下降,事故发生后 180 s 停堆,闪蒸份额迅速同时降低到 0.26 左右。而后热端安注的闪蒸份额大于冷端安注,且皆按照阶梯状递减并最终达到稳定,从而决定了热端安注方式分子态 ^{131}I 的放射性浓度大于冷端安注方式。

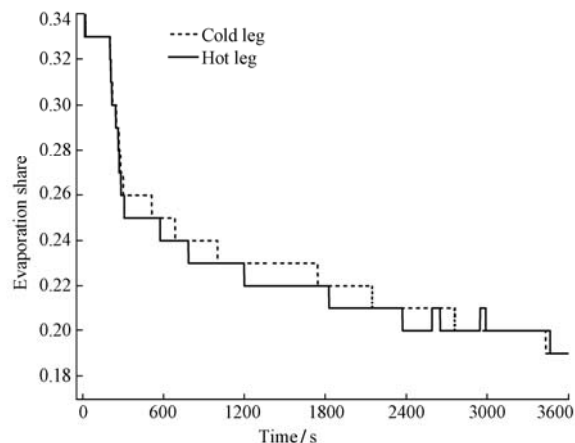


Fig.4 The evaporation share of molecule ^{131}I

4 小破口事故处置研究

在上述 4 种破口尺寸堆舱放射性分析基础上,本文对小破口事故的应急处置进行了分析研究,研究结果为操纵人员在小破口事故发生时,恰当合理的处置方式提供了指导和帮助。破口事故发生后,投入应急排风是非常有效的降低堆舱剂量措施,只有在停堆后,当堆舱内剂量率低于可执行抢修阈值时,才允许进入堆舱进行应急抢修。

4.1 可隔离小破口事故处置研究

针对上述四种破口尺寸,进行事故处置研究。假设堆舱应急排风在破口事故发生后 20 min 投入,破口隔离时间分别按事故后 3 min 和 1 h 进行讨论。

通过对表 4 的分析得出如下结论:

(1) 在应急排风投入时间相同,破口隔离时间也相同的条件下,破口越大,可执行堆舱抢修的时间就越长。

(2) 随着破口尺寸的增加,可执行堆舱抢修的时间更加接近。

(3) 破口发生时, 如能尽快隔离破口则可缩短可执行堆舱抢修所需时间。

Table 4 Time compatible for repair in reactor cabin of different break inch

Time compatible for repair in reactor cabin/min				
Break size/%	1.9	2.6	3.7	4.5
Break isolation in 30 min	42	48	53	54
Break isolation in 60 min	67	76	78	79

4.2 不可隔离小破口事故处置研究

针对上述四种破口尺寸, 进行了不可隔离小破口的事故处置研究。假设堆舱应急排风在破口事故发生后 10 min 投入, 分析了事故发生后 5 h 的堆舱放射性剂量情况, 并且对堆舱剂量进行了归一化处理, 可执行堆舱抢修作业的标准归一化为 1.3%。

通过对表 5 的分析得出如下结论:

(1) 对于不可隔离小破口事故, 破口尺寸越大, 堆舱的剂量水平就越高。

(2) 应急排风能够在事故后 10 min 及时投入, 事故后 5 h 最小破口 (1.9%破口) 的堆舱剂量百分比仍然高于可执行抢修作业的标准。

Table 5 The contrast research of dose in reactor cabin with different break size

Break size/%	1.9	2.6	3.7	4.5
Dose/%	6.1	8.5	12.6	15.1

5 结论

(1) 随着破口尺寸的增加, 核素分子态 ^{131}I 和 ^{133}Xe 的放射性浓度也相应增大; 分子态 ^{131}I 尖峰释放导致核素放射性浓度增长加快; 惰性气体 ^{133}Xe 在堆运行时放射性浓度的增长比尖峰释放过程更显著。

(2) 冷管段破口, 热端安注时堆舱内核素的放射性浓度大于冷端安注。

(3) 破口尺寸较小的小破口事故, 安注方式对破口流量的影响较小, 闪蒸份额对冷热端安注方式核素放射性具有决定性作用, 闪蒸份额越大则堆舱内核素放射性越大。

(4) 可隔离不同尺寸小破口, 应急排风正常投入, 则在 80 min 内人员可进入堆舱执行抢修作业;

破口越大, 可执行抢修所需时间越长; 破口隔离较早, 可执行抢修所需时间越短。

(5) 不可隔离不同尺寸小破口, 应急排风能够及时投入, 事故后 5 h 堆舱内剂量仍然较高, 无法达到应急抢修标准。

参考文献

- 濮继龙. 压水堆核电厂安全与事故对策. 北京: 原子能出版社, 1995: 104-142
PU Jilong. PWR Nuclear power plant safety and accident management. Bei Jing: Atomic energy press, 1995: 104-142
- 朱继洲. 核反应堆安全分析. 北京: 原子能出版社, 2004: 173-176
ZHU Jizhou. Nuclear reactor safety analysis. Bei Jing: Atomic energy press, 2004: 173-176
- NRC. Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors. Regulatory guide 1. 195, 2003, 8-26
- CROFF A G. A user's manual for the ORIGEN2 computer code. Oak Ridge, USA: ORNL, 1980, TM-7175
- EUROPEAN COMMISSION. Determination of the in-containment source term for a large-break loss of coolant accident. EUR 19841, 2001, II-7
- 黄高峰, 李京喜, 曹学武. AP1000 小破口失水始发严重事故的源项研究. 原子能科学技术, 2009, 43: 371-374
HUANG Gaofeng, LI Jingxi, CAO Xuewu. Source term in severe accident induced by small break loss of coolant accident for AP1000. Atomic Energy Science and Technology, 2009, 43: 371-374
- 陈晓秋, 岳会国, 林权益. 双层安全壳压水堆 LOCA 事故的放射性后果分析审查. 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, 2005, 25(4): 1-8
- 陈松, 刘鑫, 史国宝, 等. 严重事故下安全壳内环境条件计算分析. 核动力工程, 2006, 27(1): 13-17
CHEN Song, LIU Xin, SHI Guobao, et al. Computational analysis of environment condition inside containment under severe accident. Nuclear power engineering, 2006, 27(1): 13-17

Radioactive consequence analysis of small-break LOCA for marine nuclear power plants

WANG Wei CHEN Lisheng ZHANG Fan

(Department of Nuclear Energy Science and Engineering, Naval University of Engineering, Wuhan 430033, China)

ABSTRACT The model of thermodynamic analysis coupling with radioactive resource compute in condition of small-break LOCA was established. The radioactive result of the reactor cabin for different break size was analyzed and investigated using developed software of Source Radioactive Compute for Nuclear Reactor (NSRC). The radioactive effect had been evaluated in both conditions of cold leg and hot leg safety injections. The results show that the break inch, safety injection position and the isolation time of break can influence the radioactivity of reactor cabin directly, which may give some suggestion for the inspection of radioactivity and treatment of the design basis accident with different size small-break LOCA.

KEYWORDS Small LOCA, Thermodynamic, Radioactive source, Design basis accident

CLC TL364⁺.3, TL413⁺.31, TL421⁺.1, TL732