

# Consequence Analysis of Safety Injection Manner and Pump Stopping Time Influence on Design Basic Accident of Marine Reactor\*

Yanzhao Zhang<sup>1</sup>, Fan Zhang<sup>1</sup>, Mengqiang Duan<sup>2</sup>, Yingfeng Zheng<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Department of Nuclear Energy Science and Engineering, Naval University of Engineering, Wuhan

<sup>2</sup>Delegate Office of Navy in 431 Factory, Huludao

Email: zhangfan\_helen@163.com

Received: Mar. 21<sup>st</sup>, 2013; revised: Apr. 28<sup>th</sup>, 2013; accepted: May 12<sup>th</sup>, 2013

Copyright © 2013 Yanzhao Zhang et al. This is an open access article distributed under the Creative Commons Attribution License, which permits unrestricted use, distribution, and reproduction in any medium, provided the original work is properly cited.

**Abstract:** In this paper, MELCOR code was applied to analyze the break loss of coolant accident occurring at the cold leg in the main pipe, taking the ship reactor for the object of the research. And the results were compared with the safety analysis report for the ship reactor, which proved the accuracy of the calculation for design basic accident (DBA) by MELCOR. The consequences of the accident were analyzed according to the safety injection manner and the pump stopping time, which is important for predicting the accident progress and alleviating the consequence of the accident.

**Keywords:** Pressurized Water Reactor; MELCOR; LOCA

## 安注方式及停泵时间对船用堆设计基准事故后果的影响分析\*

张彦招<sup>1</sup>, 张帆<sup>1</sup>, 段孟强<sup>2</sup>, 郑映峰<sup>1</sup>

<sup>1</sup>海军工程大学核能科学与工程系, 武汉

<sup>2</sup>海军驻431厂代表室, 葫芦岛

Email: zhangfan\_helen@163.com

收稿日期: 2013年3月21日; 修回日期: 2013年4月28日; 录用日期: 2013年5月12日

**摘要:** 本文采用 MELCOR 程序, 以某船用压水堆为研究对象, 分析了冷却剂主管道冷管段中破口失水事故, 将所得结果与该船用堆的安全分析报告进行了对比, 验证了 MELCOR 在计算设计基准事故时的准确性。并针对安注方式、停泵时间对事故后果的影响进行了分析, 对预测事故进程、缓解事故后果具有重要意义。

**关键词:** 压水堆; MELCOR; 失水事故

### 1. 引言

船用核动力装置是以核裂变能作为产生推进动力的能源, 由于其在航行和停靠岸过程中, 需要经常改变功率<sup>[1]</sup>, 使其出现运行瞬态可能性更大; 另外, 由于船用堆舱室环境狭小、设备仪器复杂集中, 以及航行时摇摆振动对核反应堆的影响, 增加了发生核事

故的可能性。根据以上分析, 船用堆发生事故的几率远高于核电站。因此, 对船用堆进行各种事故的准确分析, 对预防或及早预测严重事故的进程, 缓解事故后果具有重要意义。

本文以某船用压水堆为对象, 采用 MELCOR1.8.5 程序对设计基准失水事故(DBLOCA)进行研究<sup>[2]</sup>。首先, 将 MELCOR 对设计基准失水事故的计算结果与

\*基金项目: 国家自然科学基金资助项目(11075212)。

该船用堆的安全分析报告进行比对,验证此程序对设计基准事故计算的准确性。然后,应用 MELCOR 程序对船用堆典型事故——中破口失水事故进行分析计算,主要分两个方面进行研究:1) 破口位置在冷管段,位置在主闸阀和主泵之间,破口当量直径为  $29.4\%R_M$  (主管道内径),分别采用冷端安注与热端安注方式,分析计算不同的事故后果。2) 破口位置在冷管段,破口当量直径为  $14.9\%R_M$ ,分析主泵停转时间不同对事故后果的影响。

## 2. 程序简介与系统模拟

### 2.1. 程序简介

MELCOR 程序是由桑地亚国家实验室(SNL)为美国核管会开发的严重事故分析程序,能模拟轻水反应堆严重事故进程的主要现象,计算放射性核素的释放及其后果。MELCOR 程序是模拟严重事故全过程的一体化程序包,经过许多试验数据的验证和严重事故分析程序的相互验证,对事故进程的模拟具有很高的可信度,也是 IAEA 向世界推荐使用的严重事故分析程序之一,在国际上有数十个国家和地区的用户在使用这个程序。

MELCOR 程序不仅能计算严重事故,也能进行设计基准事故的分析。为验证本程序对船用堆计算结果的准确性,首先我们进行了稳态运行计算,并与实际运行参数进行了比对,验证了稳态计算的准确性;然后针对设计基准事故,将相同事故序列下的 MELCOR 的计算结果与该船用堆的安全分析报告进行了比对,进一步验证本程序的对设计基准事故计算的准确性。在此基础上所进行的严重事故分析,才能确保合理、可信。

### 2.2. 系统模拟与节点划分

反应堆冷却剂系统由主冷却剂管道、主泵、蒸汽发生器一次侧、稳压器、安注箱、安注泵和堆芯等部件组成<sup>[3]</sup>。根据船用堆特点,将系统划分为多个控制体,控制体之间以流道连接。

MELCOR 采用 COR 程序包计算堆芯、下腔室内部结构的热工、水力响应,为了将堆芯的传热分布细化,以便于研究轴向和径向的热量产生及传递,将堆芯活性区及下腔室进行区域节点划分,堆芯及下腔室

节点的划分如图 1 所示,为准确描述设计基准事故后果,将船用堆堆芯径向划分为 7 个同心圆环,轴向划分为 14 层,其中堆芯活性区部分分为 12 段,下腔室分为 2 段,包括下管板和下腔室。

## 3. 分析方法和模型验证

### 3.1. 分析方法

DBLOCA 事故发生时,安注水若不能及时弥补泄漏的水量,将会导致堆芯裸露,包壳温度迅速上升,锆合金包壳与过热水蒸汽发生显著的锆-水反应,如果化学反应过度,会导致包壳脆化破裂。失水事故分析时,包壳破损的限制准则<sup>[4,5]</sup>如下:

- 1) 峰值包壳表面温度不超过限值( $1204^{\circ}\text{C}$ );
- 2) 包壳总氧化率不超过包壳总厚度的 17%;
- 3) 包壳与水或水蒸汽发生化学反应后的产氢量不超过全部产氢量的 1%;
- 4) 堆芯几何形状不改变。

### 3.2. 模型验证

为验证计算结果的准确性,首先进行稳态计算,并将各参数与实际运行参数进行比对,完全吻合,证明程序稳态计算正确性。然后,在事故序列完全一致的情况下,将 MELCOR 的计算结果与安全分析报告

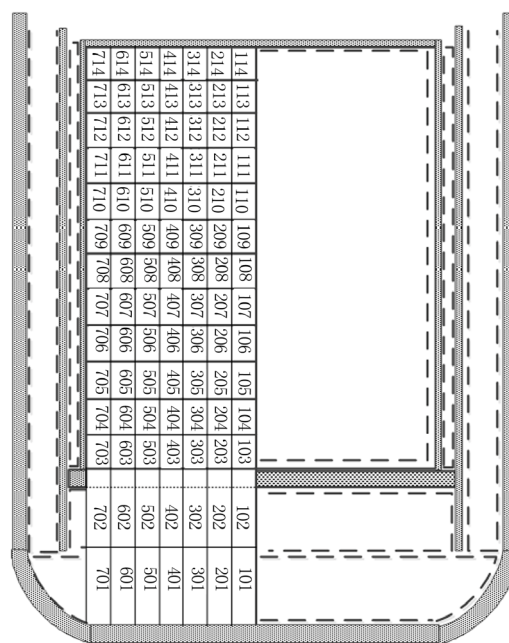


Figure 1. Core nodalization scheme  
图 1. 堆芯节点划分

和 RELAP5 的结果进行比对,符合较好。表明程序对设计基准事故计算的准确性。限于篇幅,将主要事故序列的数据进行对比,列于表 1 中。

### 3.3. 主要计算参数及假设

计算中的主要输入参数及假设见表 2。

## 4. 计算结果及分析

1) 对破口位置在冷管段,破口当量直径为  $29.4\%R_M$  的中破口失水事故,采用冷端安注、热端安注方式,将两种方式的后果进行对比。图 2~图 4 给出了破口流量  $M$ 、堆芯水位  $H$ 、包壳最高温度  $T_H$  随时间的变化。

由图 2~图 4 可以看出,冷端安注相对于热端安注,其破口流量较大,堆芯水位较低,包壳的最高温度要高出很多,其原因是:冷端安注时,部分安注水会通过破口直接流出,不能有效注入堆芯;其次,由于堆芯冷却剂开始汽化,导致冷却剂流量减少、滞留甚至倒流,从堆芯排出的蒸汽与下腔室继续蒸发产生的蒸汽一起,通过下降段向上流动,与冷端安注水形成逆向流,阻止冷端的安注水进入;另外,冷端安注水还有很大一部分被蒸汽夹带到破口,并不通过下降段而直接被带到破口流出。因此,堆芯中上部仍裸露在外面,未得到有效冷却,导致包壳温度一直上升;热端安注时,安注水由上至下流经堆芯,不会出现堆芯中上部裸露的情况,从而避免了其温度的继续上升<sup>[6]</sup>。

通过计算分析得,冷管段  $29.4\%R_M$  破口采用冷端安注时,元件包壳出现破损;采用热端安注时,元件包壳未出现破损。热端安注的效果比冷端安注好。

2) 破口位置在冷管段,破口当量直径为  $14.9\%R_M$  的中破口失水事故,采用不同停泵时间,将其结果进行分析。图 5~图 7 给出了破口流量  $M$ 、堆芯水位  $H$ 、包壳最高温度  $T_H$  随时间的变化。

由图 7 可以看出,当主泵停止运行的整定值为  $50.7\%P_0$  ( $P_0$  为额定运行压力)时,所得包壳最高的温度要高于整定值为  $21.7\%P_0$  的情况。由于前者主泵过早停转,强迫循环终止,导致堆芯产生的热量难以及时排除,包壳温度上升。

计算结果表明,若主冷却剂压力降至  $50.7\%P_0$  时停止转动,会导致包壳破损,若压力降至  $21.7\%P_0$  主

Table 1. Chronology of the main events  
表 1. 主要事故序列

事件	计算结果			
	破口大小	MELCOR	安全分析报告	RELAP5
破口发生时间/s	$29.4\%R_M$	1.0	-	1.0
停堆时间/s	$29.4\%R_M$	8.86	-	9.9
低压安注投入时间/s	$29.4\%R_M$	30	-	34.1
包壳最高温度/ $^{\circ}C$	$29.4\%R_M$	1361	-	1347
包壳最高温度/ $^{\circ}C$	$14.9\%R_M$	>1204	>1204	-
包壳最高温度/ $^{\circ}C$	$14.1\%R_M$	1165.1	1139.1	-

Table 2. Main input parameters and hypotheses of the accident  
表 2. 事故主要输入参数及假设

参数名称	数值
事故前功率	100% 额定功率
一次侧压力	正常运行额定压力
堆芯功率分布	寿期末功率分布
破口位置	冷管段, 主泵与主阀门之间
专设安全系统功能	完备
停堆延迟时间	0
补水延迟时间	0
低压安注投入延迟时间	0

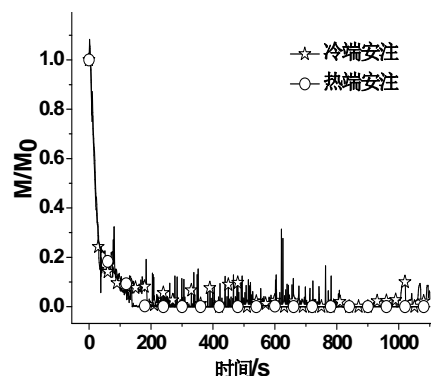


Figure 2. Break flow rates  
图 2. 破口流量

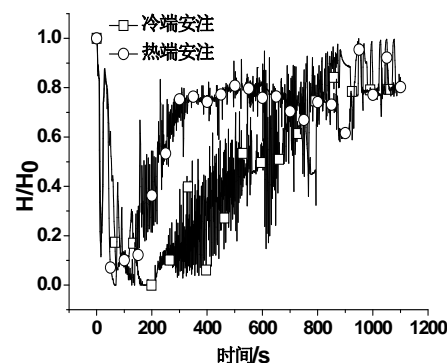


Figure 3. Water levels of the reactor core  
图 3. 堆芯水位

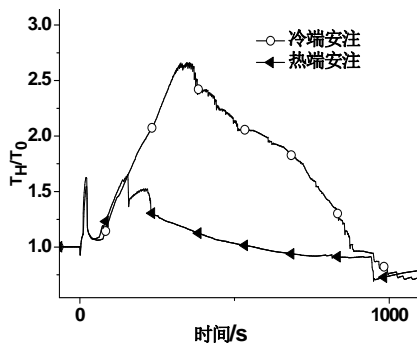


Figure 4. Variation of the cladding temperature  
图 4. 元件包壳温度变化

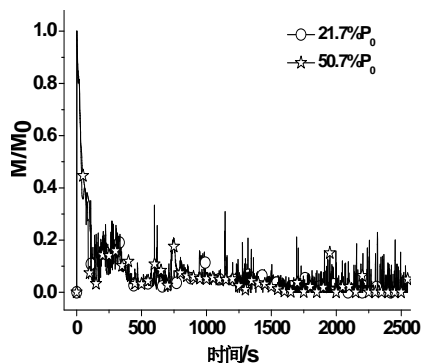


Figure 5. Break flow rates  
图 5. 破口流量

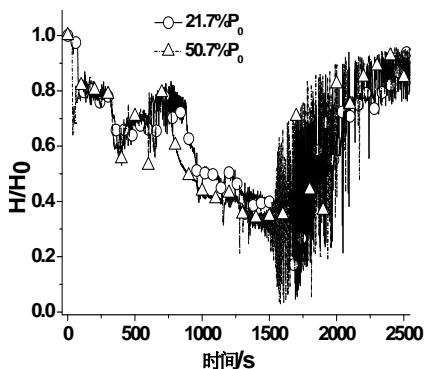


Figure 6. Water levels of the reactor core  
图 6. 堆芯水位

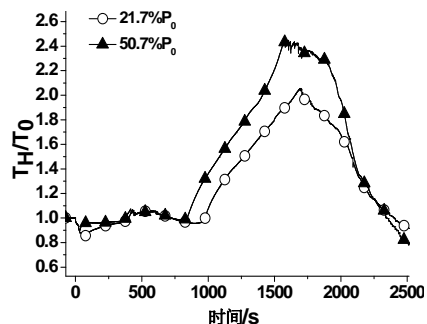


Figure 7. Variation of the cladding temperature  
图 7. 元件包壳温度变化

泵停止转动，包壳则不会破损。

## 5. 结论

1) 本文用 MELCOR 程序分析设计失水事故，所得结果与 RELAP5 的结果一致，验证了 MELCOR 程序在计算设计基准事故时的准确性。

2) 对于冷管段 29.4% $R_M$  破口的中破口失水事故，采用热端安注时，元件包壳未出现破损，采用冷端安注包壳破损。冷管段破口热端安注可缓解事故后果。

3) 对于 14.9% $R_M$  中破口失水事故，主泵在主回路压力降至 21.7% $P_0$  时停转，包壳破损；主泵在主回路压力降至 50.7% $P_0$  时停转，包壳不破损。事故后主泵保持低速运行可缓解事故后果。

## 参考文献 (References)

- [1] 王少明, 章德, 王元, 郝建立. 基于应急运行的核动力装置一回路小破口失水事故[M]. 海军工程大学学报, 2009, 21(4): 55-70.
- [2] 朱继洲, 核反应堆安全分析[M]. 西安: 西安交通大学出版社, 2004: 91-101.
- [3] 濮继龙, 压水堆核电站安全与事故对策[M]. 北京: 原子能出版社, 1995: 150-192.
- [4] Directorate-General Environment. EUR 19256 EN fuel cladding failure criteria. Brussels: European Commission, 1999.
- [5] L. Soffer, S. B. Burson, C. M. Ferrell, et al. NUREG-1465, Accident source terms for light-water nuclear power plants. Washington: US Nuclear Regulatory Commission, 1995.
- [6] 商学利, 张帆, 陈文振等. 安注方式对设计基准失水事故下元件包壳破损份额影响的分析[J]. 原子能科学技术, 2012, 46(3): 336-340.