

文章编号：0258-0926(2015)02-0062-04; doi: 10.13832/j.jnpe.2015.02.0062

小型堆断电严重事故缓解措施分析

陈航, 张帆, 晏峰, 王坤

海军工程大学核能科学与工程系, 武汉, 430033

摘要：以典型的小型堆为研究对象，用 MELCOR 程序对满功率运行的小型堆全部电源丧失严重事故序列进行计算，分析比较几种缓解措施对事故缓解的作用。结果表明：在发生全部电源丧失后，反应堆热阱丧失，并会发生高压熔堆事故，导致安全壳的完整性受到破坏。若应急电源及时恢复，安全注入系统投入，再循环取海水冷却能有效缓解事故进程。

关键词：断电；MELCOR；严重事故；高压熔堆

中图分类号：TP364.4 **文献标志码：**A

Analysis of Blackout Accident and Mitigation Measure for Small Reactors

Chen Hang, Zhang Fan, Yan Feng, Wang Kun

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

Abstract: Based on the typical small reactors, the blackout accident sequence in small reactors under full power operation is calculated by the MELCOR, and the effect of mitigation measures is analyzed and compared in the paper. The results show that when losing the whole electrical source, the reactor loses the thermal trap and the high-pressure CMAs happens, and the integrity of small reactor is destroyed. If the emergency electrical source can be supplied in time, safety injection can be function, the recycle period which used sea water can cool the reactor and mitigate the accident process effectively.

Key words: Blackout, MELCOR, Severe accident, High-pressure CMAs

0 引言

小型堆与核电厂反应堆在结构、体积、设计等方面都有区别，核电厂的运行经验、研究成果不能完全照搬地运用在小型堆。现今对小型堆的严重事故研究尚不充分，对小型堆的严重事故建模计算分析非常有意义。断电是小型堆在运行时因电力和设备等故障致使整个反应堆失去所有电源的严重事故^[1]。

本文利用 MELCOR1.8.5 程序对小型堆断电诱发的典型严重事故及缓解措施进程进行计算和分析，为操纵人员的事故应急提供技术支持。

1 计算模型

运用 MELCOR 程序以典型小型双环路压水堆为对象进行研究。在建模计算时，将堆芯燃料划分为 7 个环，下腔室为 2 段，堆芯活性区为 12 段。流道划分包括管道、泵、各类阀门。相应的热构件有安全壳的壳体、下封头、燃料元件、控制棒、控制棒导向筒、稳压器壁、蒸汽发生器壁、安全壳壁、舱底板和各种钢构件，如堆芯上板、围板和吊篮等^[2]。与核电厂相比，小型堆压力容器外有屏蔽水箱、支撑裙，将堆坑与安全壳隔开；堆坑底部为钢板结构，而不是采用核电厂的混凝

土；小型堆无蓄压安注箱，无法进行非能动蓄压安注；稳压器超压泄压后直接排放到环境中，而并非核电厂的泄压箱^[3]。

2 事故假设及计算结果

2.1 事故模型假设与初始条件

(1) 事故触发前反应堆满功率运行，功率分布因子为寿期初值（更保守）。

(2) 断电后，反应堆停堆，所有能动设备与系统均失效^[4]。

(3) 二次侧汽轮机脱扣，给水泵停转，辅助给水系统失效，辅机不耗汽。

(4) 断电后稳压器安全阀在起跳 13 次后卡开失效，并直接向环境排放。

(5) 燃料包壳破损失效温度为 1173.15 K。

(6) 整个事故进程中无人为干预。

2.2 计算结果与分析

在完全无干预的情况下，事故发展进程为：在失去全部电源情况下，控制棒下落，反应

堆停堆（0 s），主冷却剂泵失电堕转停转；主机脱扣，辅机不耗汽。一回路热阱丧失，主冷却剂系统升温升压，368 s 稳压器安全阀（SV）起跳泄压，压力暂时下降后阀门回座，主冷却剂系统压力升高到 SV 再次开启，SV 往复开闭，冷却剂系统压力来回波动，直至最后 SV 完全卡开泄压（3134 s），事故转为失水事故。主冷却剂不断蒸发并从稳压器中流失，堆芯水位下降，整个堆芯出现沸腾、裸露，燃料包壳、控制棒、燃料和支撑结构等开始熔化，大量的氢气、水蒸汽和放射性汽溶胶通过安全阀进入环境。随后，堆芯围板、堆芯下板相继超温失效，堆芯的熔融物开始坍塌，下封头蠕变失效，反应堆高压熔堆。熔融物喷射进入堆坑，大量堆熔物与堆坑底板发生作用，堆坑底板熔蚀直至蠕变失效（40818 s）。事故过程最终释放到环境中源项^[5]：放射性惰性气体为堆芯累积总量 85.42%，卤素中的 ¹³¹I 为 36.2%。图 1~图 4 为事故下主要参数变化曲线；表 1 给出了发生断电事故部分主要结果。

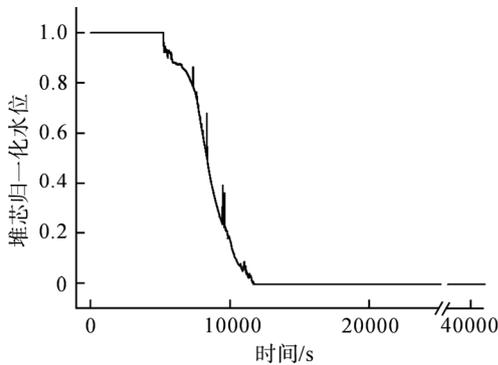


图 1 未采取措施时的堆芯水位

Fig. 1 Core Water Level without Any Measurement

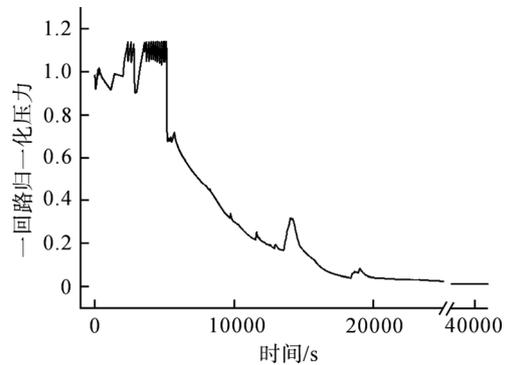


图 2 未采取措施时的一回路压力

Fig. 2 Primary Loop Pressure without Any Measurement

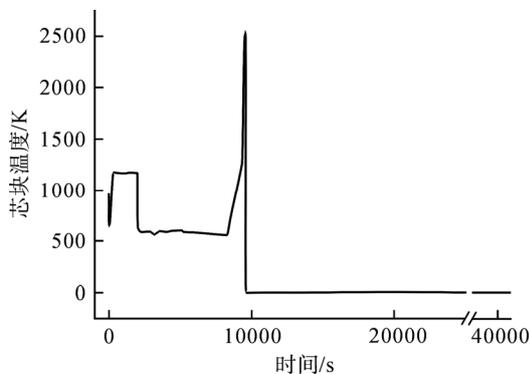


图 3 未采取措施时的堆芯燃料温度

Fig. 3 Core Fuel Temperature without Any Measurement

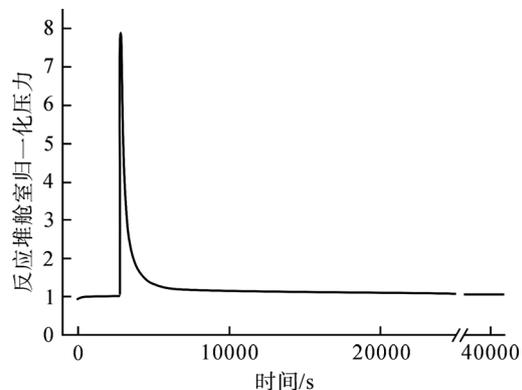


图 4 未采取措施时的反应堆堆舱压力

Fig. 4 Reactor Cabin Pressure without Any Measurement

表1 未采取措施时事故的主要结果

Table 1 Main Results of Accident without Any Measurement

参量	数值
喷射到堆坑的熔融物和碎片的总量/%	47.98
氢气总量/%	33.6
舱底板失效厚度/%	100
释放到环境中放射性惰性气体量/%	85.42
释放到环境中放射性 ¹³¹ I量/%	33.16

3 缓解方案及分析

为了比较各种预想缓解措施对严重事故缓解的影响, 设定的4种缓解措施方案(表2)分别用MELCOR进行模拟计算。表3和表4分别给出了事故及各种缓解措施投入下的事故进程和各种事故中部分主要计算结果; 图5~图7分别为各种缓解方案投入后, 事故下的堆芯水位、一回路压力以及堆芯温度的变化过程。

表2 计算方案

Table 2 Calculation Scheme

方案种类	缓解措施
方案1	1h后应急电源投入, 安注触发值为额定触发压力
方案2	1h后应急电源投入, 提高安注触发阈值, 触发值为额定触发压力的2.143倍
方案3	在方案1的基础上, 安注再循环直接取海水进行冷却, 进行再循环注射
方案4	在方案2的基础上, 安注再循环取海水进行冷却, 进行再循环注射

表3 事故发展进程

Table 3 Accident Progress

事故	发生时间/s			
	方案1	方案2	方案3	方案4
断电, 反应堆停堆	0	0	0	0
稳压器安全阀开启	368	368	368	368
左右环路蒸发器超压破裂	766	766	766	766
稳压器安全阀卡开	3055	3055	3055	3055
堆芯开始裸露	3085	3085	3085	3085
应急电源投入	3600	3600	3600	3600
安注开始投入	8688	4911	8688	4911
锆水反应开始, 氢气产生	9300	25500	9300	N
堆芯再淹没	9741	5077	9741	5077
安注水用完	18475	11635	N	N
堆芯完全裸露	41186	31583	N	N
下封头失效	42203	34656	N	N
安全壳失效	84715	92977	N	N

注: “N”为没有发生后果

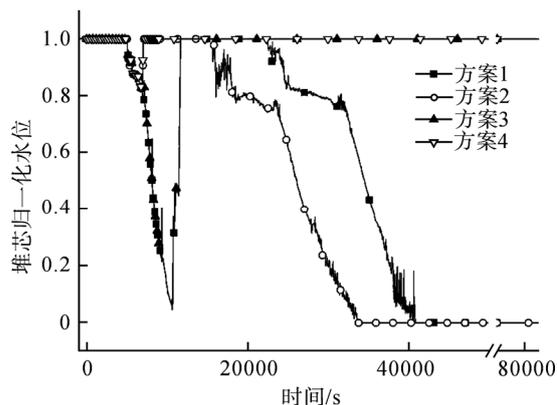


图5 采用相应措施后的堆芯水位

Fig. 5 Core Water Level with Certain Measurement

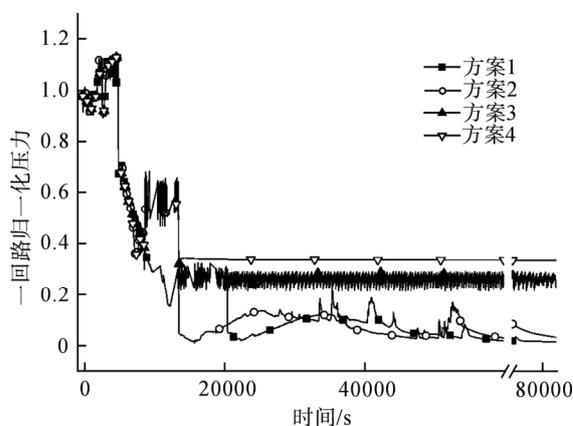


图6 采取相应措施后的一回路压力

Fig. 6 Primary Loop Pressure with Certain Measurement

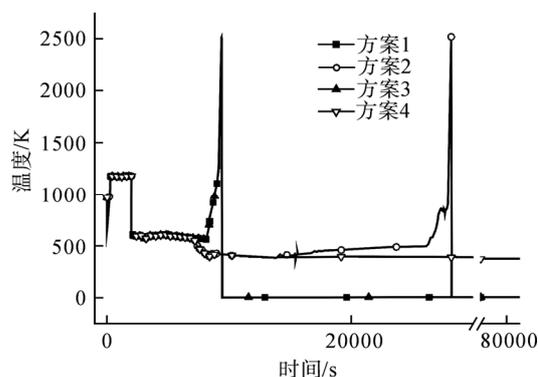


图7 采取相应措施后的堆芯燃料温度

Fig. 7 Core Fuel Temperature with Certain Measurement

各方案的计算结果对比可知, 方案1比方案2下封头失效时间晚7547s, 之后大量的高温高压熔融物喷射入堆坑, 直至安全壳失效; 提高中压安注后的方案2, 安全壳失效时间比方案1延长了8262s。方案1和方案2最后均发生了高压熔堆的过程, 且方案2氢气产量高于方案1; 方案1最终释放到环境中的放射性核素¹³¹I量高于方

表 4 采取相应措施后事故的主要计算结果

Table 4 Main Results of Accident with Certain Measurement

事故	方案 1	方案 2	方案 3	方案 4
射入堆坑的熔融物和碎片总量/%	53.62	51.91	0	0
氢气总量/%	24.48	40.947	10.63	0
舱底板失效厚度/%	100	100	0	0
释放到环境中放射性惰性气体/%	90.16	88.12	13.73	0
释放到环境中放射性 ¹³¹ I量/%	36.2	25.47	24.54	0

案 2。方案 3 虽然有一定的包壳破损，但海水再循环冷却保证了堆芯基本的完整性。方案 4 安注压力阈值提升，并且有再循环的保障，使得堆芯没有受到影响，保证了反应堆的安全性和完整性。方案 4 对环境没有产生放射性影响。

4 小 结

本文建立了小型堆断电事故及缓解措施的模式，并通过分析其事故进程，得出以下结论：

若无缓解措施，断电事故将导致高压熔堆，安全壳会失效。小型堆发生断电事故后，即使 1 h 后电源能恢复，但由于压力容器内压力过高，仍

然导致安注无法及时投入，且安注再循环无法实现（安全壳底无水），反应堆仍会发生熔堆事故。

提高安注阈值对缓解事故进程作用显著，可及时导出堆芯衰变热，并延长堆芯结构部件的失效时间。

当安注水用完时，若无法实现安注再循环，压力容器会失效；若能取海水进行安注再循环，对堆芯进行长期冷却，可保证堆芯的安全性和完整性，减少或消除对环境的放射性危害。

参考文献：

- [1] 朱继洲. 核反应堆安全分析[M]. 西安：西安交通大学出版社, 2004.
- [2] 樊申, 张应超, 季松涛. 秦山 一期核电厂全厂断电事故源项研究[J]. 原子能科学技术, 2006, 40(5): 554-558.
- [3] 房保国. 船用反应堆严重事故分析与可视化仿真研究[D]. 武汉：武汉海军工程大学硕士学位论文, 2010.
- [4] 齐盼进, 肖岷, 孙吉良, 等. 大亚湾核电站全厂断电诱发的严重事故过程研究[J]. 核动力工程, 2005, 26(6): 55-57.
- [5] 吴斌, 贾铭椿, 龚军军. 船用堆核事故状态下源项特性及计算方法研究[J]. 海军工程大学学报, 2003, 15(5): 87-90.

（责任编辑：杨洁蕾）