

# The Simulation and Safety Analysis of CNP 600 Primary Loop under Different Broken Areas of Cold Leg

Xiuqun Hou, Danmei Xie, Peng Zhang, Cong Wang

School of Power and Mehanic, Wuhan University, Wuhan, China  
Email: [houxiuqun@whu.edu.cn](mailto:houxiuqun@whu.edu.cn)

Received: Sep. 2<sup>nd</sup>, 2014; revised: Oct. 1<sup>st</sup>, 2014; accepted: Oct. 9<sup>th</sup>, 2014

Copyright © 2014 by authors and Hans Publishers Inc.  
This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY).  
<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

---

## Abstract

LOCAs are severe accidents of primary loop. In order to analyse the variation of system's main parameters between several different broken areas when there is LOCA, this paper established the model of CNP600 in RELAP5 according to Qin Shan II NPP, and set up seven broken areas from small LOCA to large LOCA to calculate. The results show that under the action of safety injection system, the impact of the accident has weakened. However, the results also indicate that some of the large broken areas are of great harm to the system.

## Keywords

CNP600, RELAP5, Broken Area Size, System Safety

---

# CNP600冷管段不同破口面积对一回路安全影响的仿真分析

侯修群, 谢诞梅, 张鹏, 王聪

武汉大学动力与机械学院, 武汉, 中国  
Email: [houxiuqun@whu.edu.cn](mailto:houxiuqun@whu.edu.cn)

收稿日期: 2014年9月2日; 修回日期: 2014年10月1日; 录用日期: 2014年10月9日

## 摘要

破口事故是一回路严重事故，为了分析不同破口面积下一回路系统主要参数变化，本文用RELAP5建立了以秦山二期为对象的CNP600的一回路模型，设置了从小破口到大破口的七种不同面积的破口事故，并逐一进行仿真分析。仿真结果表明，在安注系统的作用下，事故对一回路安全的影响有所缓解，而某些大破口的面积对系统安全危害较大。

## 关键词

CNP600, RELAP5, 破口大小, 系统安全

## 1. 引言

破口事故是一回路严重事故，长期以来一直是研究者和设计人员研究的热点。文献[1] [2]分别研究了AP1000 在大破口和小破口事故下系统的特性，文献[3]对主管道破裂事故下压水堆的运行特性进行了研究，余红星等人就中小破口事故现实估算分析进行了研究[4]。文献[5]则利用应用 CDAG 方法研究了秦山二期大破口事故。到目前为止，已有研究成果大多集中在对一回路系统大破口或小破口中某一种情况的分析上，而鲜有文章研究不同破口大小对系统安全的影响。RELAP5 是反应堆热工水力的最佳估算程序，用其计算一回路大小破口事故的结果是可信的[6]。

为了分析不同破口面积下一回路系统主要参数变化，本文以秦山二期 CNP600 一回路为研究对象，首先采用 RELAP5 建立了一回路仿真模型；其次，在其中一个环路的冷管段上设置了从小破口到大破口的七种破口面积，模拟分析了不同破口面积下系统的压力、温度、水位、流量，包壳表面温度等参数的变化，最后分析不同破口大小对系统安全的影响。

## 2. CNP600 机组一回路模型

研究 CNP600 机组在不同大小破口事故下的系统特性对秦山二期核电站的安全有着重要意义。

CNP600 机组的一回路系统包括了堆芯，稳压器，蒸汽发生器，安注系统等。在利用 RELAP5 进行建模时，采用自下而上的建模方法，先对单个部件建模，再合成各小系统调试至稳态，最后将各小系统合成一回路整体加入控制部件并调试至稳态。图 1 是 CNP600 一回路模型节点图。建模过程中，需要对实际系统进行简化，然后对堆芯，冷却剂泵，稳压器，蒸汽发生器，主管道等部件建模。根据电厂实际运行逻辑设置控制变量，主要包括堆芯停闭逻辑，安注系统动作逻辑，稳压器加热逻辑等。根据堆芯功率分布，将堆芯分为五个通道，另外还设置了流量旁通道，堆芯通道之间冷却剂相互交混。破口的模拟是在其中一个环路的冷管段设置两个 TRIP 阀门，阀门与外界的边界条件相连接，通过时间变量控制阀门的开启从而在 RELAP5 中实现破口的模拟[7] [8]。

## 3. 破口大小的确定

为了研究破口大小对一回路系统安全的影响，需要模拟仿真尽可能全面的不同破口面积的事故。本文设置了从小破口到大破口的七种面积的破口事故，并逐一进行仿真分析。

按破口面积的大小可将破口分为大破口，中破口，小破口。通常把相当于冷却剂主管道截面积 10% 的破口面积作为大破口和中破口的分界；把相当于主管道截面积 2% 的破口面积作为中破口和小破口的分界[9]。为了能够模拟小破口，中破口，大破口事故，本文设置 0.78%，1.57%，3.91%，7.83%，18.27%，

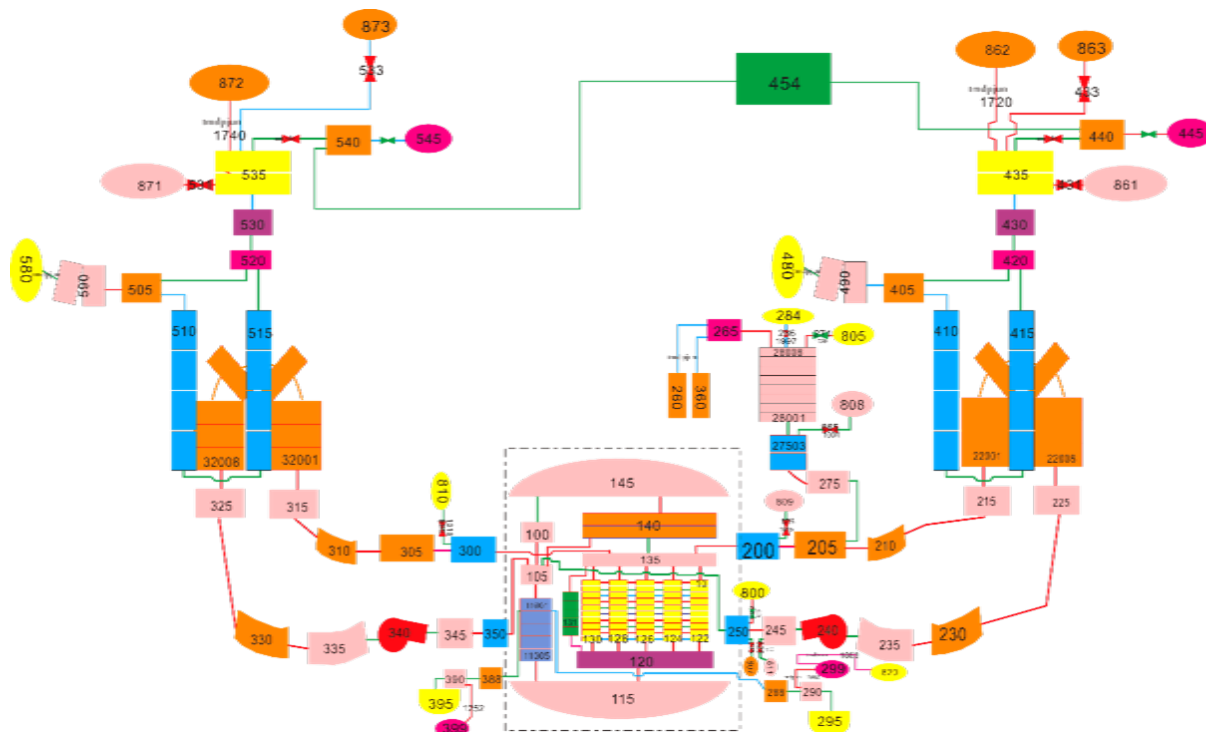


Figure 1. Curve: system node figure

图 1. 系统节点图

66.5%，100%的破口面积作为破口大小模拟仿真。

#### 4. 仿真计算结果

在模型计算达到稳态后，去掉一回路冷却剂流量控制器，同时使模拟破口的 TRIP 阀打开。系统总共模拟计算时间为 1000 秒，计算 200 秒系统达到稳态后设置破口瞬态。通过依次改变模拟破口的阀门的流动面积来模拟不同破口面积，观察系统参数变化，包括：系统两个环路的冷却剂流量、堆芯和二回路蒸汽压力、压力容器水位、冷却剂进出口温度、破口环路蒸发器水位、破口环路安注流量和安注箱水位、堆芯出口位置燃料包壳的温度。

##### 4.1. 系统两个环路的冷却剂流量变化

图 2 的结果显示了各破口情况下破口环路的流量变化,其中破口 1 的面积最小,破口 7 的面积最大。破口事故发生后,冷却剂流量迅速减少,破口较小时,由于安注系统的作用冷却剂流量有小幅回升,但冷却剂泵停运冷却剂最终减少趋于 0。图 3 的结果是完整环路的流量变化情况,其变化趋势与图 2 一致,破口发生后,完整环路的流量也开始减少,但动作要比破口环路略晚。

##### 4.2. 堆芯和二回路蒸汽压力变化

图 4 是堆芯压力变化图,由堆芯压力的变化情况可知,破口越小,堆芯压力下降越慢,破口仅有 0.78% 时堆芯压力在安注系统的作用下一段时间内维持稳定,当破口越来越大时,安注系统对于维持堆芯所起的作用越来越小。图 5 的结果说明在破口较小时,产生蒸汽压力大,分析原因是小破口事故下,二回路给水被迅速切断,由于破口较小,堆芯的热量主要靠蒸发器带走,这就会导致蒸发器水位低,蒸汽压力大。

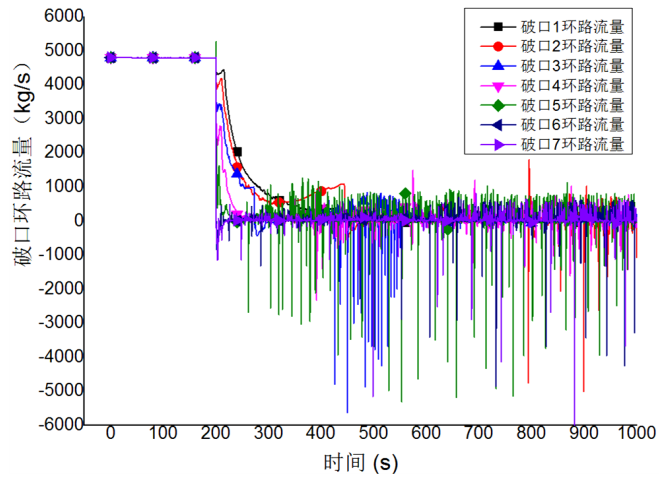


Figure 2. Curve: the broken loop flowrate

图 2. 破口环路流量

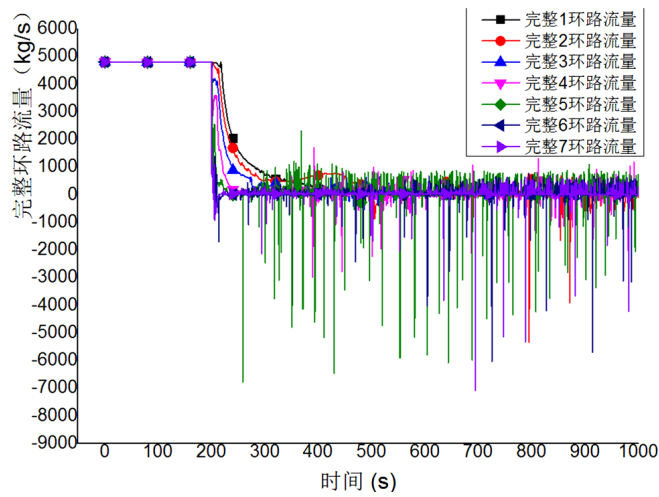


Figure 3. Curve: the intact loop flowrate

图 3. 完整环路流量

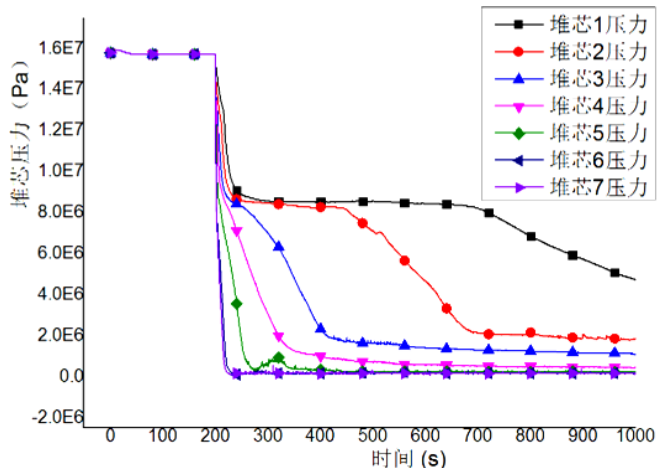


Figure 4. Curve: the core pressure

图 4. 堆芯压力

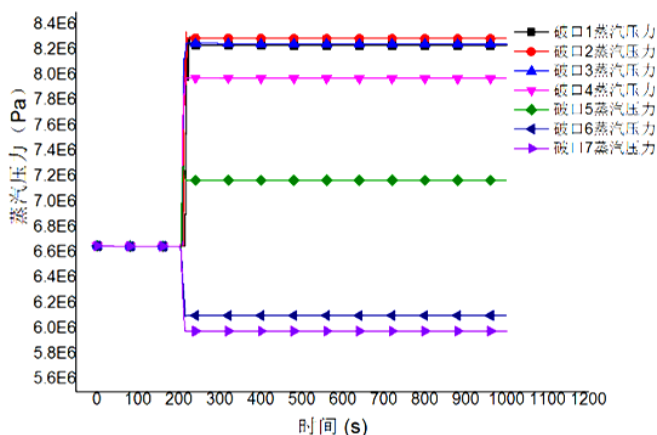


Figure 5. Curve: the vapor pressure

图 5. 蒸汽压力

### 4.3. 冷却剂进出口温度变化

图 6 和图 7 的计算结果表明, 破口越大, 冷却剂入口温度下降越快。并且在破口 5, 6, 7 的情况下, 冷却剂出口的温度都有小幅的回升过程, 分析原因是冷却剂流量减少速度比堆芯热功率下降速度快, 堆芯余热将流过堆芯的少量冷却剂加得更热, 使出口温度升高。此外, 由图可知破口事故刚发生时, 在破口不大的时候, 冷却剂进出口的温度都会有短暂的下降, 这是由于主泵停运, 冷却剂流动减慢, 冷却剂在蒸发器被过分冷却, 因而进口温度降低。事故发生后堆芯迅速停闭, 而冷却剂流量变化没那么迅速, 这就造成了出口温度很短暂的下降。

### 4.4. 压力容器水位变化

图 8 是压力容器的水位在瞬态过程发生后的变化情况。从图上可知, 压力容器的水位在瞬态发生后随着冷却剂的泄漏而减小, 且破口越大降低地越快, 但在安注的作用水位又有所回升。图 9-12 分别显示了不同破口情况下压力容器水位的变化。当破口较大时, 压力容器的水位先迅速下降后回升, 因此堆芯顶部会出现部分裸露的情况, 要密切关注堆芯上部燃料包壳的温度。仔细观察图 12 可知, 在破口为 66.5% 下与破口为 100% 下堆芯的最低水位基本是相同的, 但破口为 66.5% 时, 最低水位出现的时间比破口为 100% 略晚, 堆芯裸露时间稍长, 对安全不利。

### 4.5. 破口环路蒸发器水位

图 13 的结果表明, 小破口情况下, 蒸发器的水位较低, 而破口大时蒸发器水位反而比较高。原因是破口比较小时, 堆芯的余热很大一部分靠蒸发器带走, 这时蒸发器内的蒸汽会增加, 水位减少, 这与破口面积越小, 产生蒸汽的压力越大是一致的。

### 4.6. 破口环路蒸发器水位情况

图 14 是各破口情况下安注箱水位变化情况, 图 15, 图 16 是各破口面积下安注流量的变化过程。破口较小时, 安注流量小; 破口较大时, 安注流量大, 且很快就进入长期安注过程。在 0.78% 的破口下安注箱的水位基本没变化。比较各破口下安注的投入情况, 结果表明破口越大, 安注动作越快, 安注流量越大。

### 4.7. 堆芯出口位置燃料包壳的温度

图 17, 图 18 是堆芯上部某一通道包壳表面的温度。仿真结果表明, 破口 1, 2, 3, 4 下包壳表面温

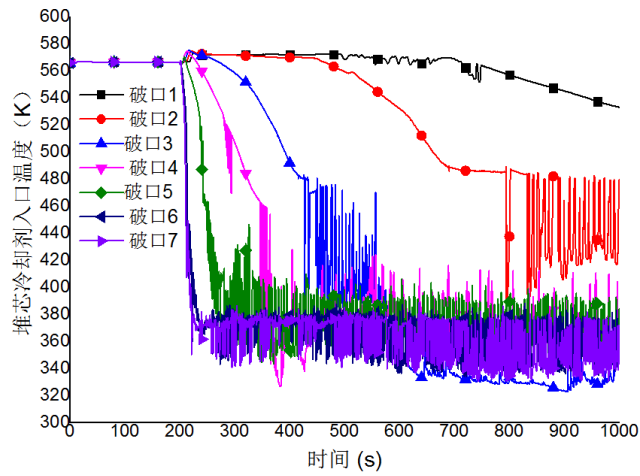


Figure 6. Curve: inlet temperature of the core coolant  
图 6. 堆芯冷却剂入口温度

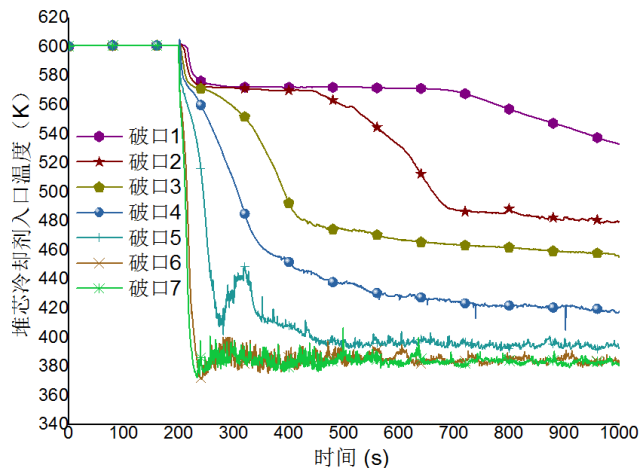


Figure 7. Curve: outlet temperature of the core coolant  
图 7. 堆芯冷却剂出口温度

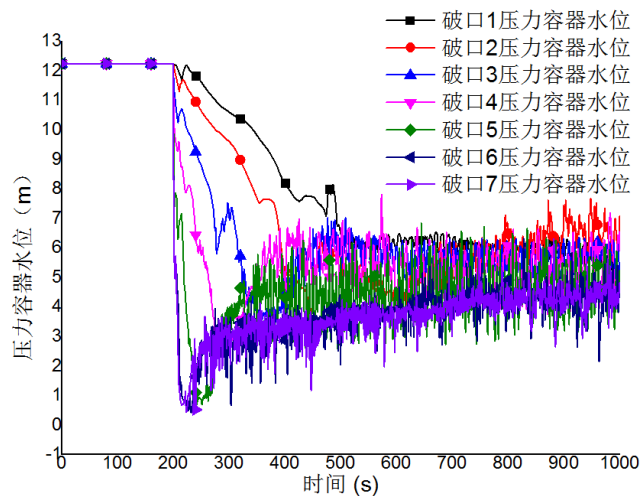


Figure 8. Curve: water level of the vessel  
图 8. 压力容器水位

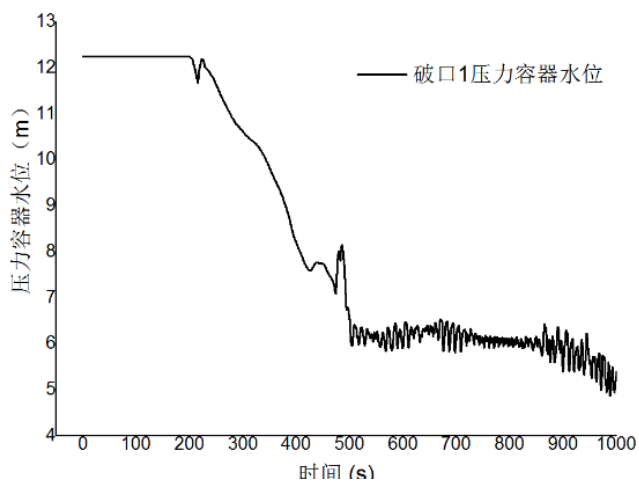


Figure 9. Curve: the vessel water level of broken 1

图9. 破口1压力容器水位

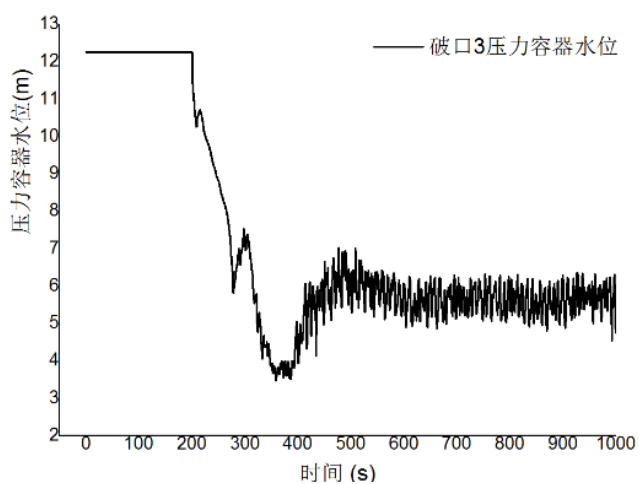


Figure 10. Curve: the vessel water level of broken 3

图10. 破口3压力容器水位

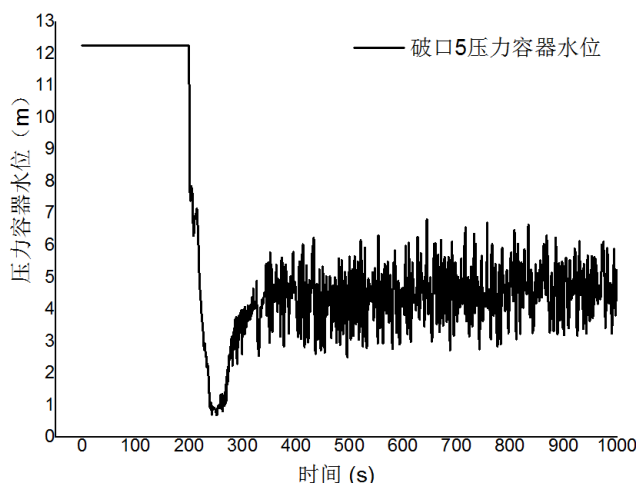


Figure 11. Curve: the vessel water level of broken 5

图11. 破口5压力容器水位

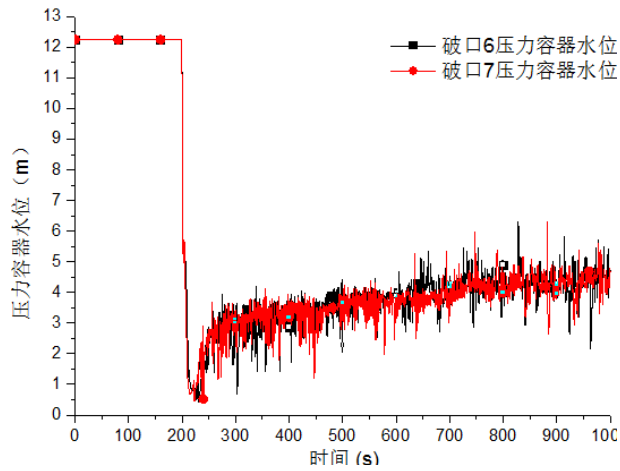


Figure 12. Curve: the vessel water level of broken 6 and 7  
图 12. 破口 6 与破口 7 压力容器水位

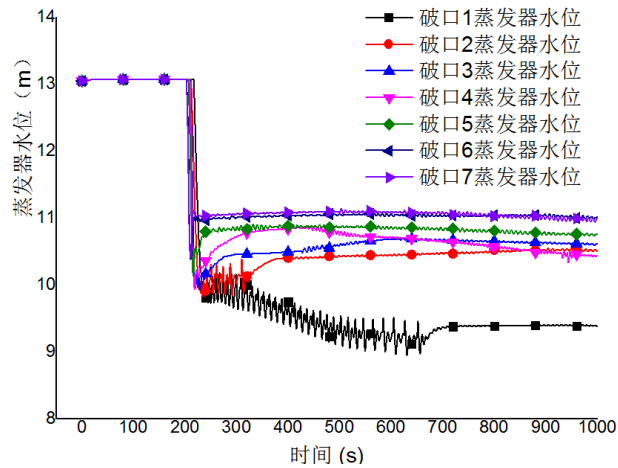


Figure 13. Curve: water level of the steam generator  
图 13. 蒸发器水位

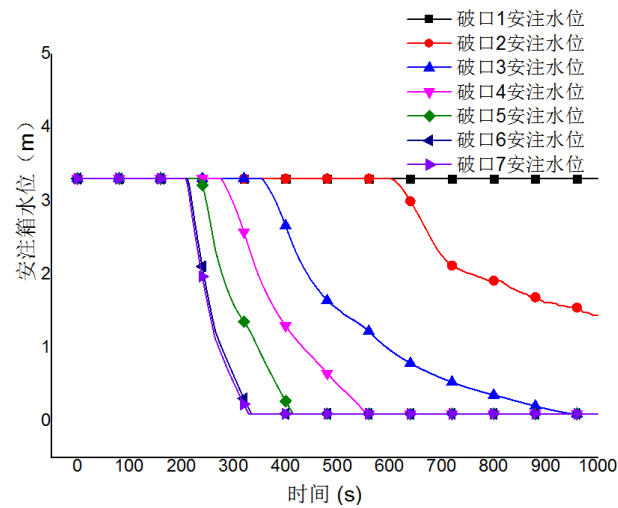


Figure 14. Curve: water level of the safety-injection tank  
图 14. 安注箱水位



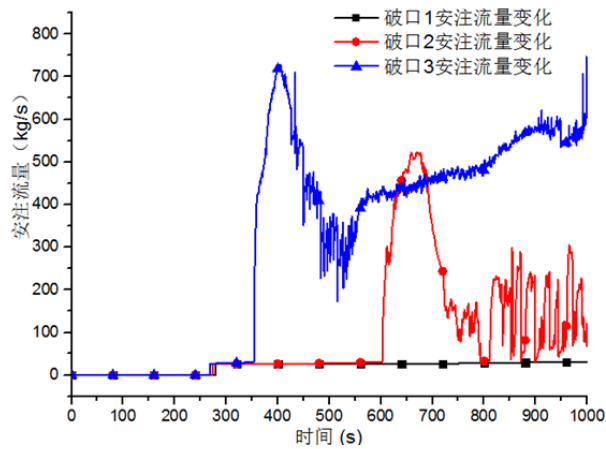


Figure 15. Curve: the safety-injection flowrate of broken 1, 2, and 3

图 15. 破口 1, 2, 3 安注流量

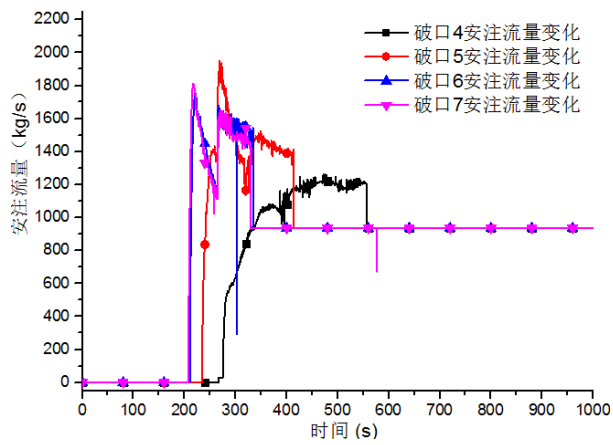


Figure 16. Curve: the safety-injection flowrate of broken 4, 5, 6, and 7

图 16. 破口 4, 5, 6, 7 安注流量

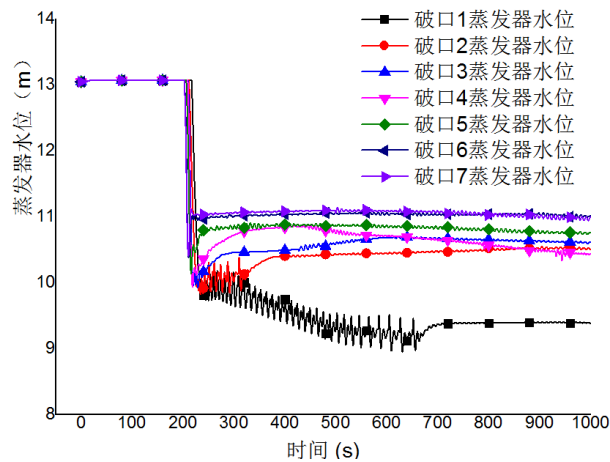


Figure 17. Curve: the cladding surface temperature of broken 1, 2, 3, and 4

图 17. 破口 1, 2, 3, 4 包壳表面温度

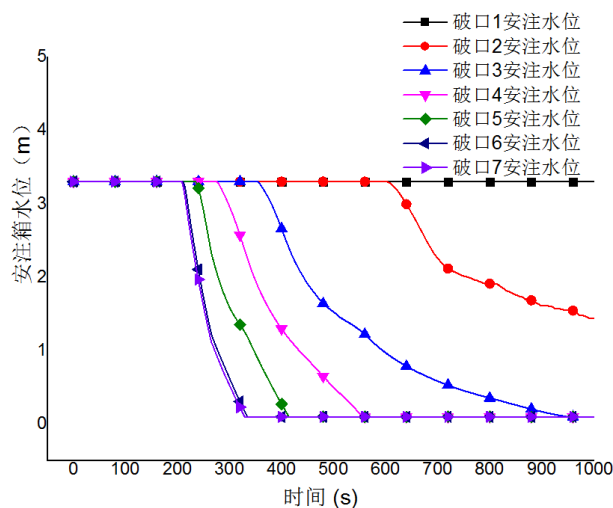


Figure 18. Curve: the cladding surface temperature of broken 5, 6, and 7

图 18. 破口 5, 6, 7 包壳表面温度

Table 1. The highest temperature of cladding surface under different broken areas  
表 1. 各破口下包壳表面最高温度

破口面积(%)	0.78	1.57	3.91	7.83	18.27	66.50	100.00
包壳表面最高温度(K)	613	614	613	613	738	728	613

度没有升高，系统是安全的，而破口 5 和破口 6 下对燃料包壳来说不安全，它们的包壳表面的温度都有上升的过程，表 1 是各破口情况下包壳表面的最高温度，18.27%破口情况下包壳温度达 738 K，但 100%破口下包壳温度反而安全。

## 5. 结论

本文利用 RELAP5 软件对 CNP600 核电机组的一回路建立模型并仿真计算了不同破口大小系统参数的变化以及对系统安全的影响。通过对仿真结果的分析，得到以下结论：

1) 小破口事故下，反应堆及时停堆，安注系统投入，反应堆堆芯没有出现裸露，包壳温度基本没上升，系统在小破口下是安全的。

2) 100%面积的大破口事故下，由于保护系统动作，堆芯虽然出现短暂裸露，但是安注系统和长期安注使堆芯很快再淹没，包壳表面最高温度为 613 K，因此一回路系统也将处于安全状态；但是，在中等破口到大破口的某些情况下，堆芯上部出口处包壳温度将出现升高的趋势，18.27%破口和 66.50%破口下的最高温度达到了 739 K 和 728 K——即表明，某型破口面积对一回路系统安全将造成严重威胁，而 100%破口面积对系统的危害不是最大。

需要说明的是，作者在仿真计算中发现：若破口 5 和破口 6 的面积之间接着设置不同破口面积，发现 relap5 程序无法运行。原因可能是包壳的温度超出了计算限度，这与结论 2 基本一致。初步分析原因是破口不大时，堆芯压力降低地不够快，安注流量没有 100%破口大，造成堆芯裸露，堆芯停闭的速度也没有 100%破口的快，这样就有可能造成包壳表面的温度过高。

## 参考文献 (References)

- [1] 林支康, 殷煜皓, 梁国兴 (2011) AP1000 核电厂 REALAP5 SB-LOCA 分析模式建立于应用. *电力与能源*, 32,

457-461.

- [2] 殷煜皓 (2012) AP1000 先进核电厂大破口 RELAP5 建模及特性分析. 上海交通大学, 上海.
- [3] 郭城 (2011) 核电站主给水管道破裂事故的运行研究. *核科学与工程*, **31**, 274-280.
- [4] 余红星, 廖业宏 (2002) 中小破口失水事故现实估算分析. *核动力工程*, **23**, 37-39.
- [5] 魏玮, 周志伟 (2008) 应用 CDAG 方法进行秦山二期大破口 LOCA 严重事故堆芯损伤研究. *核科学与工程*, **28**, 334-340.
- [6] RELAP5/MOD3.3 code manual, volume II: User's guide and input requirements. Maryland Idaho, 2001.
- [7] RELAP5/MOD3.3 code manual, volume I: Code structure, system models, and solution methods. Maryland Idaho, 2001.
- [8] RELAP5/MOD3.3 code manual, volume IV: Models and correlations. Maryland Idaho, 2001.
- [9] 于平安, 朱瑞安, 喻真焯, 沈秀中 (2002) 核反应堆热工分析. 第三版, 上海交通大学出版社, 上海.  
<http://www.cajcd.edu.cn/pub/wml.html>