

# AP1000 核电厂主给水管道的断裂事故 瞬态特性分析

贾祥<sup>1,2</sup>, 安婕铷<sup>3</sup>, 靖剑平<sup>3,\*</sup>

(1. 中国原子能科学研究院 辐射安全研究所, 北京 102413;

2. 环境保护部 核电安全监管司, 北京 100035; 3. 环境保护部 核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** AP1000 是目前国际上典型的“三代”非能动核电厂, 基于最佳估算程序 RELAP5/MOD3.3, 对 AP1000 核电厂系统进行了详细的建模分析, 获得了主给水管道的断裂事故下 AP1000 核电厂关键参数的瞬态特性和非能动系统响应特性。结果表明, 事故过程中一、二回路的压力和温度呈现波动变化, 一回路的压力最大值为 17.13 MPa, 低于设计压力的 91%, 主蒸汽系统的压力也低于设计值的 91%, 满足验收准则的要求。

**关键词:** RELAP5/MOD3.3 程序; AP1000; 主给水管道的断裂事故; 非能动核电厂

**中图分类号:** TL33 **文献标志码:** A **文章编号:** 1000-6931(2016)08-1422-06

**doi:** 10.7538/yzk.2016.50.08.1422

## Transient Characteristics of Main Feedwater Line Rupture Accident for AP1000 Nuclear Power Plant

JIA Xiang<sup>1,2</sup>, AN Jie-ru<sup>3</sup>, JING Jian-ping<sup>3,\*</sup>

(1. China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275-24, Beijing 102413, China;

2. Nuclear Safety Regulatory Department II, Ministry of Environmental Protection, Beijing 100035, China; 3. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Environmental Protection, Beijing 100082, China)

**Abstract:** The AP1000 is the typical “third generation” passive nuclear power plant in the world at present. The primary system of AP1000 nuclear power plant was modeled using RELAP5/MOD3.3 code, and the transient thermal-hydraulic characteristics and the response characteristics of passive system were analyzed under the accident sequence of main feedwater line rupture accident. The results show that during the accident, the primary loop pressure, secondary loop pressure and primary loop temperature are fluctuant. The RCS pressure maximum value is 17.13 MPa, less than 91% of the design pressure. The pressure of the main steam system is also less than 91% of the designed value, which satisfies acceptance criteria.

收稿日期: 2015-09-01; 修回日期: 2015-10-13

基金项目: 大型先进压水堆及高温气冷堆核电站国家科技重大专项资助项目(2011ZX06002-010, 2013ZX06002001)

作者简介: 贾祥(1980—), 男, 河北深州人, 工程师, 博士研究生, 从事核安全系统分析研究

\* 通信作者: 靖剑平, E-mail: jingjianping@163.com

**Key words:** RELAP5/MOD3.3 code; AP1000; main feedwater line rupture accident; passive nuclear power plant

AP1000 是美国西屋公司开发和设计的“三代”新型压水堆核电站,其采用非能动安全理念,使电厂系统大幅简化,安全性、可靠性得到显著提高<sup>[1]</sup>。由于非能动安全系统的引入,使 AP1000 核电站事故中的热工水力现象和事故进程与传统压水堆核电站相比有较大差异。针对 AP1000 核电站的事故分析,国内外相关学者利用系统分析程序开展了一定的研究<sup>[2-5]</sup>,但所研究的内容多集中于破口事故,未能开展全面的分析。

主给水管道断裂事故是二次侧热移出能力减少事故的一种,其在 AP1000 核电站中属于Ⅳ类事故。莫小锦等<sup>[6]</sup>对 AP1000 核电站主给水管道断裂事故中非能动余热排出系统(PRHR)的冷却能力进行了分析。郑文祥等<sup>[7]</sup>对秦山核电站主给水管断裂事故进行了敏感性分析研究。本文利用 RELAP5/MOD3.3 程序对 AP1000 核电站进行整体建模,分析主给水管道断裂事故工况下一、二回路主要参数的瞬态热工水力特性和非能动系统响应特性,研究 AP1000 核电站应对长期事故的能力。

## 1 程序介绍及节点模型

### 1.1 程序介绍

在本文的冷却剂强迫流动全部丧失事故计算中用 SNAP(symbolic nuclear analysis package)程序进行图形化模型建立和计算结果的后处理,用 RELAP5/MOD3.3 程序进行瞬态计算。

SNAP 程序是由美国核管会资助开发的图形化分析程序包,用于创建和编辑工程分析软件的输入、提交计算申请、过程监视及程序间的相互调用。该程序目前可支持 CONTAIN、COBRA、FRAPCON-3、MELCOR、PARCS、RELAP5、RELAP3D 和 TRACE 等反应堆分析程序。该程序可大幅简化程序人员的输入操作,其友好的用户界面和方便的操作流程更便于计算过程监视和结果分析,提高了事故分析的效率<sup>[7]</sup>。

RELAP5/MOD3.3 程序是由美国核管会

于 2001 年,经大量的实验数据和运行经验反馈,对 RELAP5 系列程序的升级和改进后发布的,在国内外均具有广泛应用<sup>[8-9]</sup>。

### 1.2 节点模型

AP1000 核电站反应堆冷却剂系统由 2 条环路组成,每条环路包括 1 台蒸汽发生器(SG)、2 台反应堆冷却剂泵、1 根冷却剂主管道热管段、2 根冷管段,共同构成 1 条反应堆冷却剂闭式循环回路。另外,系统还包括稳压器、波动管、阀门及用于运行控制和安全触发的仪表。

基于 RELAP5/MOD3.3 程序对 AP1000 核电站系统结构建立了节点模型,如图 1 所示。模型包含了压力容器、冷热管段、稳压器、蒸汽发生器(SG)、主泵、堆芯补水箱(CMT)、安注箱、安全壳内置换料水箱(IRWST)、非能动余热排出(PRHR)热交换器及控制保护系统等。

## 2 事故描述和分析假设

### 2.1 事故描述

AP1000 核电站 SG 主给水管道断裂事故主要分为以下几个阶段。

1) 由于破口和主给水控制系统的相互作用使 2 台 SG 的主给水流量均丧失,此时 SG 仍在排热,蒸汽的排出导致其二次侧水位持续下降,直到 SG 低水位窄量程整定值达到,触发停堆信号,控制棒开始下落。

2) 此时从破损 SG 到双端断裂破口的倒流开始,并使蒸汽管道压力持续降低,最终达到蒸汽管道低压力整定值,触发“S”信号,CMT 出口阀打开。

3) SG 水位持续降低,并达到宽量程低水位整定值,所有的蒸汽管道隔离阀关闭,PRHR 热交换器启动。破损 SG 由破口排空,完好 SG 由于隔离阀的关闭导致压力上升达到安全阀开启阈值,SG 安全阀开启。随 PRHR 热交换器的运作,最终其换热能力与衰变热相匹配。

### 2.2 分析假设

由于主给水管道断裂事故并不属于受偏离泡核沸腾(DNB)限制的运行工况,针对这类不

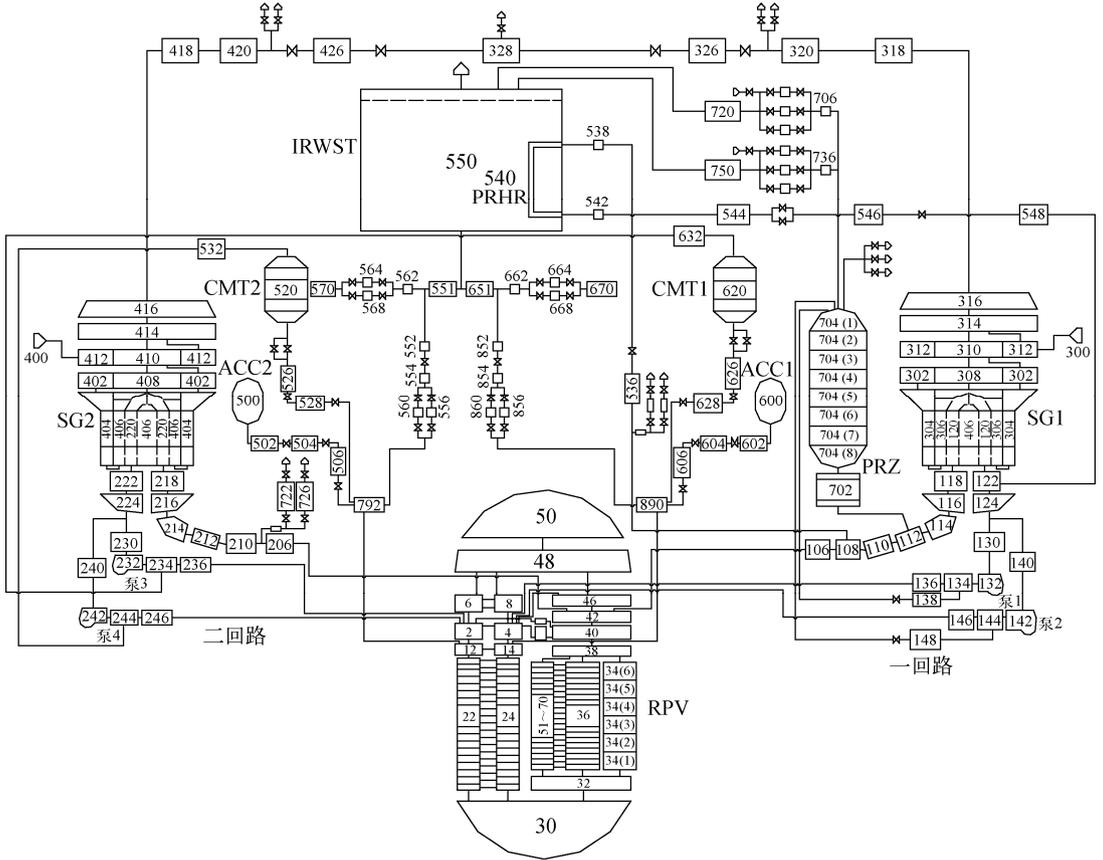


图1 AP1000 核电厂系统节点模型

Fig. 1 Node model for AP1000 nuclear power plant

以 DNB 作为限制条件的事故工况或不使用修正热工水力设计方法 (RTDP) 进行分析的事故工况, 初始条件将在额定值上考虑最大的稳态偏差, 以确保计算的保守性。假设在满功率情况下发生最大的给水管道双端断裂。分析采用如下假设条件。

运行参数假设: 1) 电厂初始运行功率为额定设计功率的 102%; 2) 初始反应堆冷却剂温度取较名义值高  $8.0\text{ }^{\circ}\text{C}$  的值, 稳压器压力较名义值低  $0.345\text{ MPa}$ ; 3) 稳压器假设喷淋有效、安全阀整定值为其最小值、初始水位取保守值的最大值、不考虑高压停堆; 4) 2 台 SG 均取保守的初始水位最大值。

与堆芯相关的假设: 1) 慢化剂温度系数为绝对值最小值, 取  $0.0\text{ }^{\circ}\text{C}/(\text{mg}\cdot\text{cm}^3)$ ; 2) 多普勒反应性系数取最大值, 为  $-1.6\%\Delta\text{k}$ ; 3) 快中子寿命取  $0.000\text{ }019\text{ }8\text{ s}$ ; 4) 控制棒组件中负反应性价值最大的 1 组卡在堆顶, 停堆后引入的总反应性为  $-0.04(4\text{ }000\text{ pcm})$ , 该事故的分

析中, 考虑控制棒下插至缓冲段入口处的时间为  $2.3\text{ s}$ 。

控制系统假设: 1) 反应堆由破损 SG 的窄量程低水位信号停堆; 2) PRHR 热交换器由 SG 低水位 (宽量程) 信号触发。低水位信号达到后, 假设延迟  $17\text{ s}$  用于 PRHR 阀门的开启; 3) 当 SG 水位降至宽量程低水位时 PRHR 热交换器启动; 4) 任一蒸汽管道低压力信号触发蒸汽管道隔离信号和“S”信号, 关闭所有的主蒸汽和主给水隔离阀, 同时使来自 CMT 的较冷的含硼水流入 RCS。

起因事件和功能假设: 1) 事故开始时, 破口和主给水控制系统的共同作用导致 2 台 SG 的给水完全丧失, 无给水流量注入 SG 管嘴或通过管嘴流失; 2) 反应堆停堆后, 破损 SG 通过面积为  $1.117\text{ ft}^2(0.104\text{ m}^2)$  的双端断裂破口喷放, 假设喷放的为饱和流体, 直到破损 SG 中所有水装量喷放结束为止, 该假设使破损 SG 的热移出能量最小化, 并使反应堆冷却剂的升

温最大化,假设无给水注入到完好 SG;3) 系统升温阶段考虑热量传给反应堆冷却剂系统金属热构件这个因素,不考虑上充和下泄;4) SG 传热面积随壳侧流体装量的降低而减少,破损 SG 的传热维持在约 100%的水平直到其流体质量达到约 11%,然后传热随流体装量的减少逐渐下降到 0。

### 3 计算结果分析

在上述初始条件和初始假设的基础上,利用模型对 AP1000 核电站主给水管道断裂事故进行了计算:由于破口对 SG 给水系统的作用,在事故发生 10 s 时,2 台 SG 的主给水均停止供水。此时,由于二回路排热能力降低,一回路压力出现上升,且 SG 水位由于停止给水而开始下降。在 36 s 时,SG 窄量程低水位整定值达到,并延迟 2 s 触发停堆信号。出于保守考虑,假设破损侧 SG 此时才开始通过双端断裂破口向安全壳喷放流体。与此同时,厂外电丧失,4 台冷却剂泵开始惰转。99 s 时 PRHR 热交换器启动,100 s 时蒸汽管道低压力整定值达到,102 s 时 CMT 阀门开启,主蒸汽管道隔离阀也在 102 s 时开始关闭,206 s 破损侧 SG 排空。19 120 s 后,PRHR 热交换器传热能力与衰变热相匹配,反应堆温度和压力持续下降,事故序列列于表 1。

图 2a 示出了 AP1000 核电站主给水管道断裂事故中核功率的分布。初始运行功率均为 102% 倍的额定功率,在 36 s 时,破损侧 SG 窄量程低水位整定值达到,延迟 2 s 触发停堆信号,反应堆功率迅速下降,成功实现停堆。

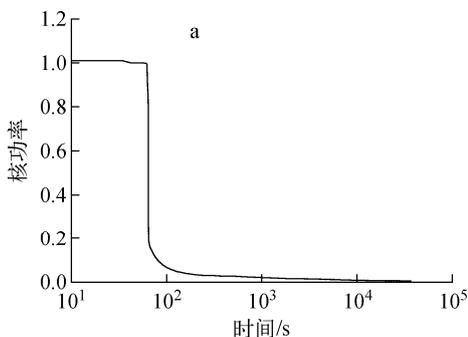


表 1 AP1000 核电站主给水管道断裂事故序列  
Table 1 Sequence of main feedwater line rupture accident for AP1000 nuclear power plant

事件	时间/s
主给水流量丧失	10
SG 窄量程低水位整定值达到	36
控制棒开始下落	38
从破损 SG 至给水管破口开始倒流	38
丧失厂外电	38
PRHR 热交换器启动	99
蒸汽管道低压力整定值达到	100
CMT 出口阀门完全开启	102
蒸汽管道隔离阀关闭	102
破损 SG 排空	206
PRHR 热交换器传热能力与衰变热相匹配	~19 120

图 2b 为一回路压力随时间的变化。在 0~100 s 间由于二次侧排热能力降低,一回路压力上升,在此期间出现的峰值压力为 16.25 MPa。反应堆停堆后,一回路的温度和压力持续降低,同时,CMT 和 PRHR 分别由破损环路的蒸汽管道低压力信号和 SG 宽量程低水位信号触发。由于衰变热和 PRHR 热交换器的传热能力不匹配,在事故中期一回路压力将升高,使稳压器安全阀频繁开启,直到 PRHR 热交换器的热移出能力超过衰变热,该时刻约为 19 120 s。整个事故过程中,一回路最大压力为 17.13 MPa,低于 91% 设计压力,符合验收准则。

图 3 示出了一回路冷管段温度随时间的变化。图 3 中温度分布与图 2b 中压力分布基本一致,均是先升高、后降低、再升高、再降低,

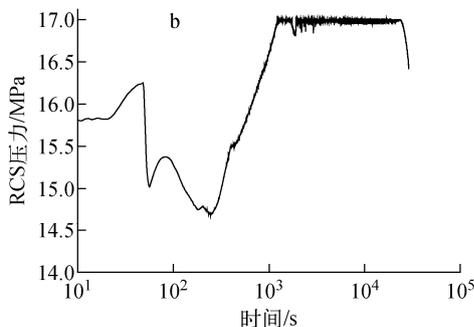


图 2 核功率和一回路压力随时间的变化

Fig. 2 Nuclear power and RCS pressure vs. time

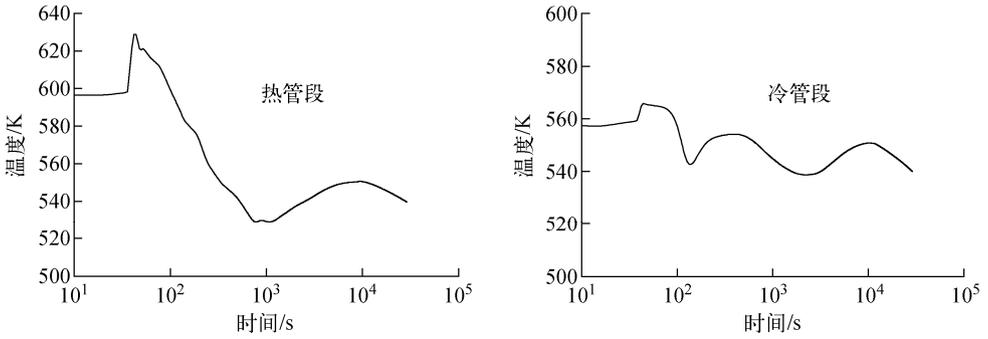


图3 一回路温度随时间的变化

Fig. 3 RCS temperature vs. time

这种规律的产生主要受到事故发生后,衰变热功率变化、CMT及PRHR热交换器热移出能力变化的影响。

图4示出SG压力和PRHR热交换器质量流量随时间的变化。从图4a可看出,事故初期反应堆未停堆,而二回路给水已经完全丧失,使SG蒸汽产量增多,压力上升。反应堆停堆后,汽轮机被隔离,而停堆初期仍有较大余热,导致完整侧SG的压力迅速升高。随破口侧SG内

水的流出,主蒸汽管道压力降低,在蒸汽管道隔离阀关闭前,完整侧SG内压力也迅速下降,直到蒸汽管道隔离阀关闭。此后,完整侧SG的压力变化与一回路温度的变化规律相同。事故初期,破损侧SG的压力分布与完好侧SG的压力分布一致,直到蒸汽管道隔离阀关闭后,完好侧SG的压力受一回路影响变化,而破损侧SG的水和蒸汽不断从破口流出,破损侧的压力继续快速下降,最终与安全壳内压力一致。

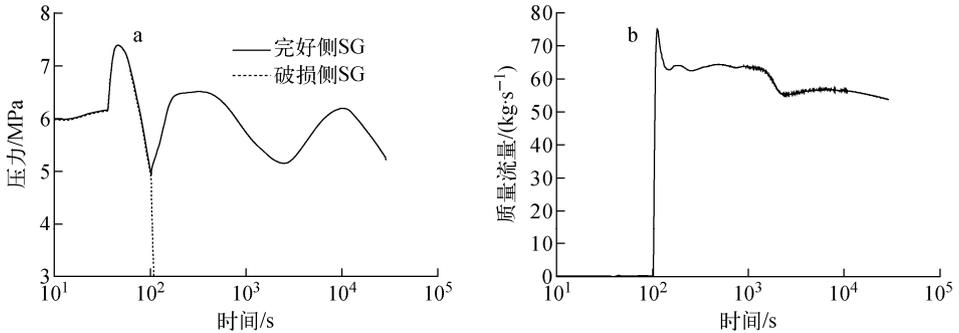


图4 SG压力和PRHR热交换器质量流量随时间的变化

Fig. 4 SG pressure and flow rate of PRHR heat exchanger vs. time

从图4b可看出,SG宽量程低水位信号启动PRHR热交换器,系统投入运行后,在自然循环驱动下将一回路的的热量排入到IRWST中。PRHR热交换器启动后,进口质量流量迅速升高,达到峰值后缓慢下降。在100s左右,PRHR热交换器及CMT先后启动,同时衰变热功率下降,冷却剂温度开始下降,随CMT的水循环安注的进行,一回路的冷却剂通过平衡管进入CMT内,CMT内的水温度逐渐上升,自热循环的驱动压头下降,安注流

量也下降。在事故发生后约1000s时,CMT与PRHR热交换器对一回路的冷却能力之和开始低于堆芯衰变热功率水平,一回路压力、温度开始上升,之后稳压器安全阀开启,RCS压力维持在安全阀整定值水平,避免RCS超压。随RCS温度的升高,PRHR热交换器热移出能力开始增加,同时堆芯衰变热功率也随时间的推移不断下降,最后,PRHR热交换器热移出能力与堆芯衰变热功率相匹配,RCS温度开始缓慢下降。

## 4 结论

利用 RELAP5/MOD3.3 程序对 AP1000 核电站进行了详细的建模,分析了主给水管道断裂事故主要参数的瞬态特性,结果表明:

1) 事故初期,一回路系统压力出现第 1 个峰值,随后下降,在事故中期维持在稳压器整定值,事故中,RCS 的最大压力为 17.13 MPa;

2) RCS 的温度呈现先升高、后降低、再升高、再降低的过程,这主要受到事故中衰变热功率变化、CMT 及 PRHR 热交换器热移出能力变化的影响;

3) 对于 AP1000 核电站主给水管道断裂事故,仅依靠自然循环驱动,PRHR 热交换器有能力排出堆芯衰变热,反应堆冷却剂系统和 SG 压力始终低于设计值的 91%,满足验收准则要求。

### 参考文献:

- [1] 林诚格,郁祖盛. 非能动安全先进压水堆核电技术[M]. 北京:原子能出版社,2010:60-61.
- [2] RAHIM F C, RAHGOSHAY M, MOUSAVIAN S K. A study of large break LOCA in the AP1000 reactor containment[J]. Progress in Nuclear Energy, 2012, 54(1): 132-137.
- [3] 柯晓. CAP1000 核电站全功率范围 SGTR 事故研究[J]. 原子能科学技术,2014,48(6):1 031-1 037.
- KE Xiao. Study of SGTR accident in wide power range for CAP1000[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2014, 48(6): 1 031-1 037(in Chinese).
- [4] 王伟伟,苏光辉,田文喜,等. AP1000 主回路系统热工水力瞬态计算程序 RETAC 的开发[J]. 原子能科学技术,2011,45(10):1 185-1 190.
- WANG Weiwei, SU Guanghui, TIAN Wenxi, et al. Development of thermal-hydraulic transient

analysis code RETAC for AP1000 primary loop [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2011, 45(10): 1 185-1 190(in Chinese).

- [5] WANG W W, SU G H, TIAN W X, et al. Research on thermal hydraulic behavior of small-break LOCAs in AP1000[J]. Nuclear Engineering and Design, 2013, 263(10): 380-394.
- [6] 莫小锦,庄亚平,佟立丽,等. AP1000 主给水管道断裂事故中 PRHR 系统冷却能力分析[J]. 原子能科学技术,2012,46(增刊): 309-313.
- MO Xiaojin, ZHUANG Yaping, TONG Lili, et al. Analysis on PRHR system cooling capacity during feedwater system pipe break accident for AP1000[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2012, 46(Suppl.): 309-313 (in Chinese).
- [7] 郑文祥,居怀明,李国伟. 主给水管道断裂事故敏感性研究[J]. 原子能科学技术,1989,23(5):23-28.
- ZHENG Wenxiang, JU Huaiming, LI Guowei. Sensitivity studies of the main feedwater line rupture[J]. Atomic Energy Science and Technology, 1989, 23(5): 23-28(in Chinese).
- [8] 靖剑平,张春明,陈妍,等. 浅谈核电领域中的热工水力分析程序[J]. 核安全,2012,33(3):70-74.
- JING Jianping, ZHANG Chunming, CHEN Yan, et al. On the thermal-hydraulic analysis codes in the field of nuclear power[J]. Nuclear Safety, 2012, 33(3): 70-74(in Chinese).
- [9] 张亚培,田文喜,秋穗正,等. CPR1000 全厂断电事故瞬态特性分析[J]. 原子能科学技术,2011,45(9):1 056-1 059.
- ZHANG Yapei, TIAN Wenxi, QIU Suizheng, et al. Transient analyses of station blackout accident for CPR1000[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2011, 45(9): 1 056-1 059(in Chinese).