

# 严重事故下蒸汽发生器传热管诱发 破裂现象及其缓解策略分析

黄志翱<sup>1</sup>, 张泽枫<sup>2</sup>, 缪惠芳<sup>1\*</sup>, 李 宁<sup>1</sup>

(1. 厦门大学能源学院, 福建 厦门 361102; 2. 苏州热工研究院有限公司深圳分公司, 广东 深圳 518000)

**摘要:** 蒸汽发生器传热管是核反应堆冷却剂系统压力边界的重要组成部分, 研究严重事故下蒸汽发生器传热管诱发破裂现象及其影响因素对支持二级概率安全分析意义重大. 以 CPR1000 电厂全厂断电叠加蒸汽发生器安全阀卡开事故为基础事故序列, 分析了轴封破口、环路水封清除和下降管水封清除现象对蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂现象的影响, 并对二次侧卸压-补水和一次侧卸压-补水两种缓解策略的效果进行了研究. 结果表明: 轴封破口现象会影响逆向自然循环流量, 但不会影响热管段和蒸汽发生器传热管发生蠕变破裂的先后顺序; 而环路水封清除和下降管水封清除现象会打破热管段逆向自然循环现象, 并导致蒸汽发生器传热管比其他冷却剂系统边界更早失效, 从而带来安全壳旁通风险; 而二次侧卸压-补水策略和一次侧卸压-补水策略都可以达到降低蒸汽发生器传热管诱发破裂风险的效果. 该研究结果有助于改进二级概率安全分析结果, 指导 CPR1000 电厂制定相关严重事故缓解措施并提升严重事故管理导则的事故处置能力.

**关键词:** 蒸汽发生器传热管; 诱发破裂; 逆向自然循环; 卸压; 补水; CPR1000

中图分类号: TM 623

文献标志码: A

文章编号: 0438-0479(2019)02-0260-09

蒸汽发生器传热管是核反应堆冷却剂系统压力边界的重要组成部分, 在某些特定的严重事故过程中, 堆芯产生的高温高压蒸汽可能会诱发蒸汽发生器传热管、热管段管嘴或波动管线等压力边界发生蠕变失效<sup>[1]</sup>, 从而导致核反应堆冷却剂系统压力边界的完整性遭到破坏. 如果蒸汽发生器传热管发生蠕变破裂, 放射性物质可能会直接旁通安全壳而释放到环境中<sup>[2]</sup>, 从而导致严重的放射性后果. 因此, 研究蒸汽发生器传热管诱发破裂现象对支持二级概率安全分析工作有重要意义.

由于蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂所带来严重的放射性后果, 国内外对该现象及机理进行了大量的研究工作. 陈宝文等<sup>[3]</sup>结合秦山二期核电厂蒸汽发生器的设计特点, 利用严重事故系统分析程序对典型高压熔堆事故序列进行了分析, 并研究了相关安全壳旁通风险. 美国爱达华国家工程实验室<sup>[4]</sup>在对严重事故自然循环现象进行分析之后, 发现热管段逆向自然

循环现象对蒸汽发生器传热管诱发破裂现象影响很大. 美国核管委在其技术报告 NUREG-6365<sup>[5]</sup> 和 NUREG-6511<sup>[6]</sup> 中对 Surry 和 Point Beach 等数座核电厂进行了比较分析, 结果表明蒸汽发生器传热管诱发破裂现象受电厂特定设计参数影响极大, 因此不同电厂的分析结果也不相同. 这些研究结果也在美国核管委的其他研究报告<sup>[7-9]</sup> 中得到了成功应用. 随后, EPRI(Electric Power Research Institute)<sup>[10-11]</sup> 也利用其开发的严重事故分析程序对 20 多种严重事故序列进行分析, 结果表明最容易导致蒸汽发生器传热管道诱发破裂的事故序列具有高、干、低的特点, 即导致一回路高压, 二次侧干涸以及二次侧低压的事故序列最容易诱发蒸汽发生器传热管发生蠕变破裂.

然而, 目前国内对多重故障叠加的事故序列分析及其对蒸汽发生器传热管诱发破裂现象的影响分析还较少, 尤其是在 CPR1000 这一核反应堆型上的此类研究还不充分; 关于轴封破口、环路水封清除和下降

收稿日期: 2018-09-16 录用日期: 2018-12-05

基金项目: 福建省科技厅计划项目(2016H0034); 厦门大学能源学院发展基金(2017NYFZ01)

\*通信作者: hfmiao@xmu.edu.cn

引文格式: 黄志翱, 张泽枫, 缪惠芳, 等. 严重事故下蒸汽发生器传热管诱发破裂现象及其缓解策略分析[J]. 厦门大学学报(自然科学版), 2019, 58(2): 260-268.

Citation: HUANG Z A, ZHANG Z F, MIAO H F, et al. Analysis of induced steam generator tube rupture phenomena and its mitigation strategies under severe accidents[J]. J Xiamen Univ Nat Sci, 2019, 58(2): 260-268. (in Chinese)



<http://jxmu.xmu.edu.cn>

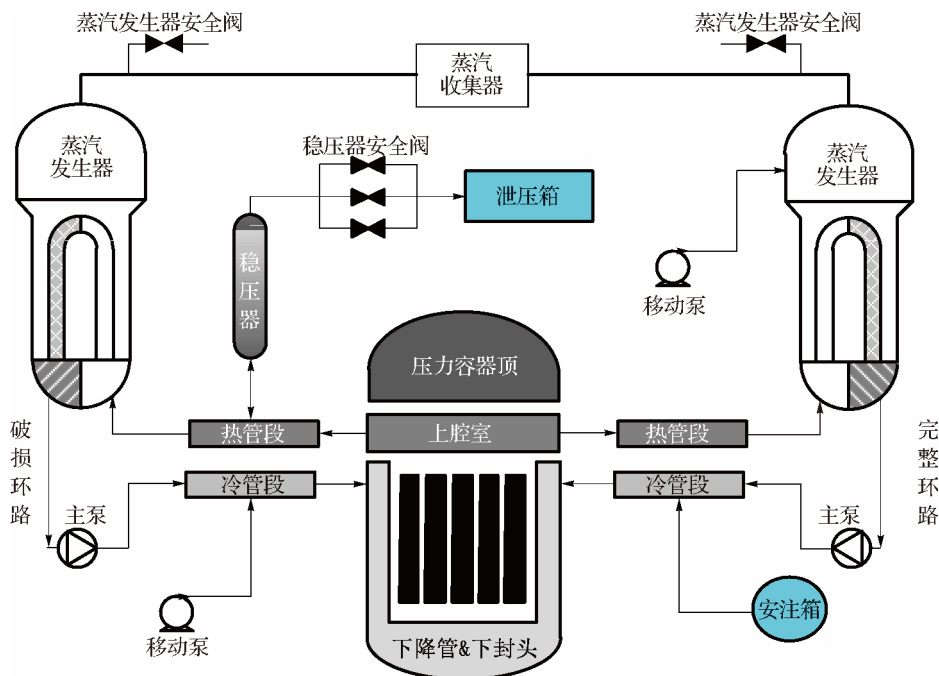
管水封清除等因素对蒸汽发生器传热管诱发破裂现象的影响更是几乎空白. 因此, 本研究将以全厂断电叠加蒸汽发生器安全阀卡开事故这一具有高、干、低特点的事故序列为基础事故序列, 分析蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂现象及其缓解策略. 期望该研究结果有助于制定相关严重事故的缓解策略, 并为二级概率安全分析提供参考.

## 1 模型与假设

### 1.1 CPR1000 模型

CPR1000 是目前国内主流的“二代加”改进型百万千瓦级压水式核反应堆. 本研究采用模块化事故分析程序<sup>[12]</sup>模拟 CPR1000 中严重事故下蒸汽发生器传热管诱发破裂现象, 其节点划分如图 1 所示. CPR1000 模型中将反应堆冷却剂系统环路分为破损环路和完整环路两类, 其中稳压器在破损环路中, 其余 2 条环路为完整环路. CPR1000 的稳压器上方设置有 3 列并

联的安全阀, 这 3 列安全阀在系统压强超过其设定值 (分别为 16.6, 17.0 和 17.2 MPa) 后会自动开启, 将稳压器上方的高压蒸汽排放到泄压箱中, 以达到一回路卸压效果; 当压强低于其设定值时, 稳压器安全阀会自动关闭, 从而达到维持一回路压强的效果. 另外, CPR1000 中每个蒸汽发生器上方也设置有安全阀, 当蒸汽发生器压强高于 8.3 MPa 时, 蒸汽发生器安全阀会自动打开, 以保证蒸汽发生器内部的压强处于安全范围. CPR1000 的紧急堆芯冷却系统主要由高压安注系统、低压安注系统和安注箱组成. 高压安注系统和低压安注系统在系统压强分别低于 11.83 和 1.6 MPa 时自动启动, 将换料水箱中的冷却水经由冷管段注入堆芯. 3 个安注箱分别与 3 个环路的冷管段相连 (图中只画出 1 个安注箱), 当系统压强低于 4.235 MPa 时, 安注箱中的水将会自动注入堆芯, 3 个安注箱中的冷却剂总量为 33.2 t. 同时, CPR1000 中还配备有移动泵, 在丧失厂外电等紧急情况下可以通过消防车或移动泵向反应堆内注入冷却水, 以维持堆芯冷却.



2 条完整环路是一样的, 图中仅画出其中 1 条完整环路.

图 1 CPR1000 模型的节点划分

Fig. 1 Nodalization of CPR1000 model

### 1.2 热管段逆向自然循环模型

压水堆核电厂在发生全厂断电等事故时, 自然循环是导出堆芯热量的重要方式. 在此类事故过程中主要有 3 种自然循环方式, 分别是堆内自然循环、热管段逆向自然循环和全环路自然循环<sup>[13]</sup>, 其中热管段逆

向自然循环方式在研究蒸汽发生器传热管诱发破裂现象的过程中十分关键.

热管段逆向自然循环模型的基本原理如图 2 所示. 在大多数高压事故序列下, 热管段逆向自然循环现象一般发生在堆芯裸露之后, 裸露的部分堆芯会加

热压力容器上方的蒸汽,使得压力容器上腔室内的蒸汽温度比热管段内的蒸汽温度高,这样就在上腔室和热管段之间形成了密度差,从而形成从上腔室到热管段的蒸汽流动.同理,热管段和蒸汽发生器管道间也形成了蒸汽流动.然而,由于蒸汽发生器出口与主泵之间的 U 形管段内存在环路水封,从蒸汽发生器冷管段流出的蒸汽不能流向冷端管道,所以通过另外一部分蒸汽发生器管道回流到蒸汽发生器入口腔室,随后低温的蒸汽又沿着热管段下方回流到压力容器上腔室.这样便形成了蒸汽由热管段上方流入又从热管段下方流出的热管段逆向自然循环现象.

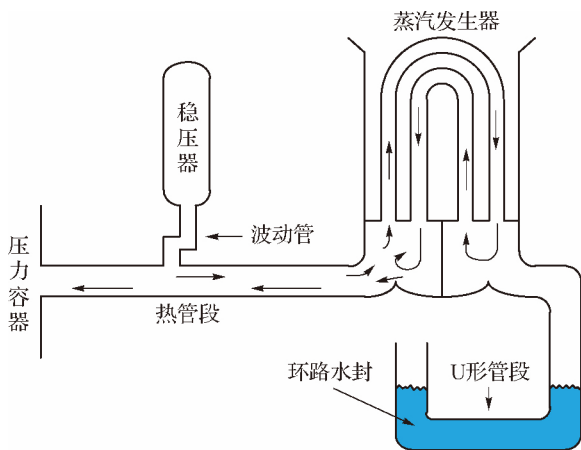


图 2 热管段逆向自然循环模型

Fig. 2 Model of hot leg counter-current natural circulation

本研究在计算过程中利用模块化事故分析软件内耦合的热管段逆向自然循环模型进行分析;并设置热管段和波动管材料为碳钢,蒸汽发生器传热管材料为因科镍合金.同时,设置蒸汽发生器传热管中有一半发生逆向流动,且暂不考虑传热管缺陷、磨损等带来的影响.在计算热管段、波动管、蒸汽发生器传热管等压力边界的蠕变破裂时间时,该模型采用 Larson-Miller 的蠕变破裂经验公式<sup>[14]</sup>进行估算.

### 1.3 基本假设

本研究以全厂断电叠加蒸汽发生器安全阀卡开事故为基础事故序列,分析轴封破口、环路水封清除和下降管水封清除现象对蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂现象的影响.在分析过程中假设蒸汽发生器安全阀卡开、轴封破口、环路水封清除等事件发生在破损环路;此外,为了预测各压力边界发生蠕变破裂的时间间隔,本研究中假设蠕变破裂的破口面积是 0,这样先发生蠕变破裂的位置便不会对其他位置蠕变破裂的时间产生影响.

其中基础事故序列基本假设如下:1) 0 s 时发生

全厂断电事故,2) 假设蒸汽驱动辅助给水泵不可用,3) 移动泵不可用,4) 一个回路上的蒸汽发生器安全阀在第一次打开之后卡开,5) 没有任何人为干预.

此外,在分析轴封破口现象对蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂现象的影响时,假设在全厂断电后 1.5 h 发生轴封破口,这一假设与 EPRI 在研究类似事故序列时所采取的假设<sup>[10]</sup>一致.在分析环路水封清除和下降管水封清除现象对蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂现象的影响时,由于模块化事故分析程序不能模拟自发的环路水封清除现象,所以本研究采取在一回路水位降至下降管最低处附近时开启主泵 20 s,以达到环路水封清除的效果,EPRI 在其分析报告<sup>[11]</sup>中也是采用此方法;同时假设在堆芯活性区完全裸露之后,堆芯下部水位会由于来自裸露堆芯的辐射传热以及其他内部构建的导热而迅速下降至堆芯挡板以下,从而不存在下降管水封现象(即下降管水封清除).

## 2 现象分析

### 2.1 基础事故序列分析

本研究首先选取全厂断电叠加蒸汽发生器安全阀卡开事故为基础事故序列进行分析,其主要事故进程如表 1 所示.

全厂断电发生后,反应堆紧急停堆,堆芯功率下降,堆芯余热通过自然循环的方式传到蒸汽发生器,蒸汽发生器压强上升.19 s 时,二次侧压强上升到蒸汽发生器安全阀的设定值,安全阀打开,此时其中一个蒸汽发生器安全阀卡开,该蒸汽发生器压强迅速下降(图 3(a)),蒸汽发生器中冷却水迅速气化,水位迅速下降直到 1 082 s 时完全蒸干(图 3(b)).这一阶段,由于堆芯功率的下降以及通过卸压的蒸汽发生器的大量移热,导致一回路温度和压强出现短暂下降.在卸压的蒸汽发生器蒸干之后,一回路余热只能通过剩下的两个蒸汽发生器移出,但不足以完全移出热量,因此,一回路压强出现回升;最终,一回路压强达到稳压器安全阀设定值,稳压器安全阀不断开闭,一回路压强维持在安全阀设定值附近波动.7 484 s 时,堆芯开始裸露,蒸汽积聚在压力容器上腔室并被裸露的堆芯加热;随后,7 839 s 时,热管段开始出现逆向自然循环现象(表 1).

当热管段逆向自然循环现象发生之后,高温蒸汽从部分蒸汽发生器传热管流入,较低温的蒸汽又由部分传热管流出,并在蒸汽发生器的入口腔室内发生冷热蒸汽的混合,这样导致最终流入蒸汽发生器管道内

表 1 主要事故进程  
Tab. 1 Timing of main accident progression

事故现象	基础序列	轴封破口			水封清除
		1.27 cm	2.54 cm	3.81 cm	
全场断电	0	0	0	0	0
蒸汽发生器安全阀卡开	19	19	19	19	19
轴封破口	N/A	5 400	5 400	5 400	N/A
水封清除	N/A	N/A	N/A	N/A	7 644
破损环路蒸汽发生器蒸干	1 082	1 082	1 082	1 082	1 082
完整环路蒸汽发生器蒸干	6 544	6 545	6 550	6 573	6 547
堆芯裸露	7 484	7 446	7 431	7 404	7 472
逆向自然循环开始	7 839	7 839	7 846	7 843	N/A
逆向自然循环结束	15 668	14 173	13 300	11 500	N/A
破损环路热管段蠕变破裂	11 039	10 917	11 627	12 889	12 092
完整环路热管段蠕变破裂	11 031	10 903	11 697	12 794	11 729
破损环路蒸汽发生器传热管蠕变破裂	12 072	11 588	12 355	14 290	11 271
完整环路蒸汽发生器传热管蠕变破裂	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A
波动管蠕变破裂	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A
堆芯出口温度超过 650 °C	9 163	9 125	9 114	9 587	9 350
包壳失效	10 412	10 277	11 347	11 080	10 994
堆芯熔毁	11 069	10 894	12 474	11 354	11 965
熔融物掉落到下封头	15 421	13 894	15 404	19 668	N/A
压力容器失效	17 884	15 894	N/A	N/A	N/A
计算结束	20 000	20 000	20 000	20 000	20 000

注:N/A 表示该事件在计算时间内未发生。

的蒸汽平均温度比流经热管段的蒸汽温度低(图 3(c)),而热管段壁面温度的上升速率相较于蒸汽发生器传热管快得多(图 3(d)). 最终,热管段在 11 030 s 左右发生蠕变破裂,而蒸汽发生器传热管的预测蠕变破裂时间则晚了 1 000 s 左右(表 1).

综上所述,在高、干、低事故序列中,由于热管段存在逆向自然循环现象,热管段会比蒸汽发生器传热管更早失效,所以在这种情况下安全壳旁通的风险较低。

## 2.2 轴封破口的影响

全厂断电事故过程中,主泵轴封在高温高压蒸汽作用下可能会发生破口,从而对事故进程产生重要影响. 杨奥等<sup>[15]</sup>选取了早、中、晚 3 个时期的事故序列,对轴封破口发生时间进行敏感性分析,得到了轴封破口发生时间对事故进程的影响;本研究在其选取的 1.25 cm 破口大小的基础上又分析了不同轴封破口尺寸(直径分别为 1.27, 2.54, 3.81 cm)对蒸汽发生

器传热管诱发破裂现象的影响。

图 4(a)为不同轴封破口尺寸下的一回路压强变化曲线,可以发现当轴封破口直径大于 1.27 cm 时会带来明显的卸压效果,这在一定程度上降低了蒸汽发生器传热管两侧的压差,从而延缓了热管段和蒸汽发生器传热管蠕变失效的发生时间(表 1). 此外,由图 4(b)和表 1 可以发现,轴封破口的发生会影响热管段逆向自然循环的流量,而且在热管段蠕变破裂前破口越大流量越低;但是,轴封破口的发生并没有使热管段逆向自然循环现象消失,因此,蒸汽发生器传热管蠕变破裂的预测时间仍然比热管段蠕变破裂时间晚. 由此可见,轴封破口的发生会对事故进程产生一定影响,但不足以改变热管段和蒸汽发生器传热管发生蠕变破裂的时间顺序。

## 2.3 环路水封清除和下降管水封清除的影响

本节将在基础事故序列的基础上,分析环路水封清除和下降管水封清除对蒸汽发生器传热管诱发蠕

<http://jxmu.xmu.edu.cn>

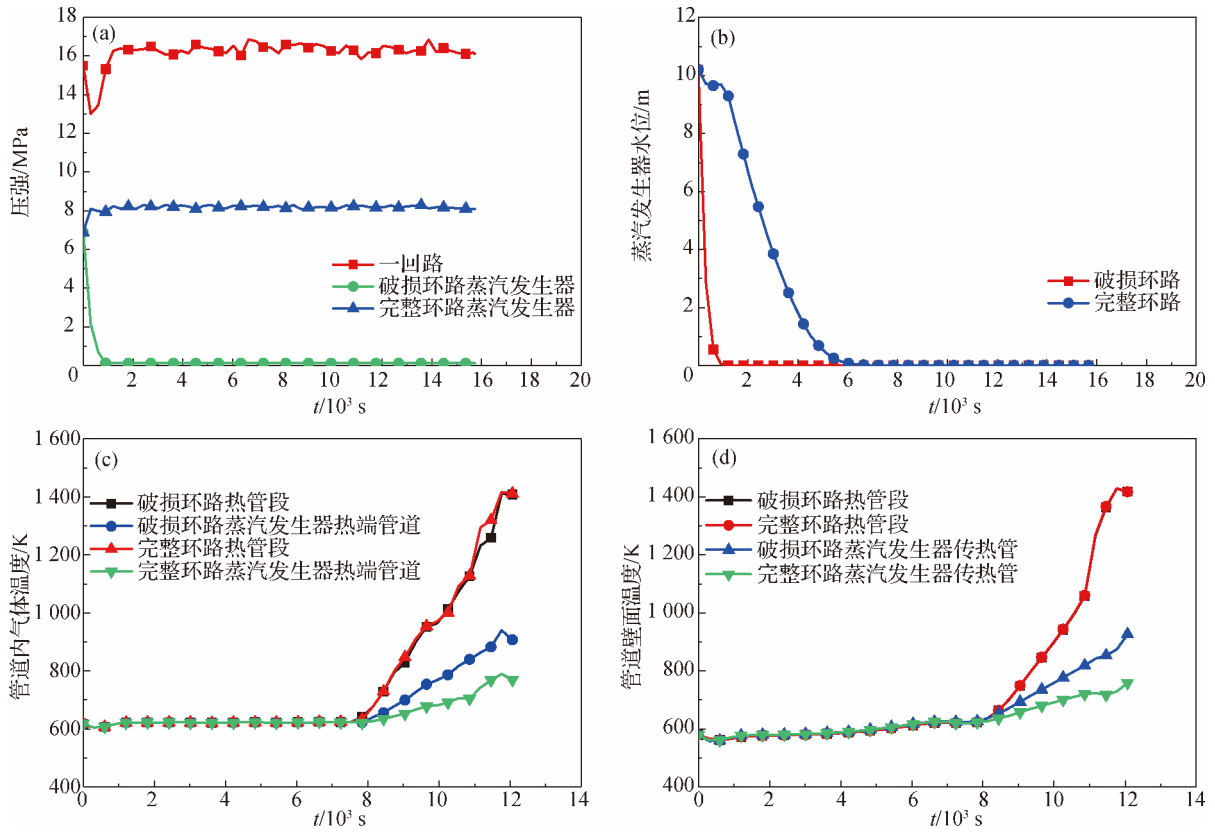


图3 基础事故序列下的一回路和蒸汽发生器压强(a)、蒸汽发生器水位(b)、管道内气体温度(c)和管道壁面温度(d)  
 Fig. 3 Pressure of primary circuit and steam generator (a), steam generator water level (b), steam temperature in tubes (c) and surface temperature of tubes (d) for the base case

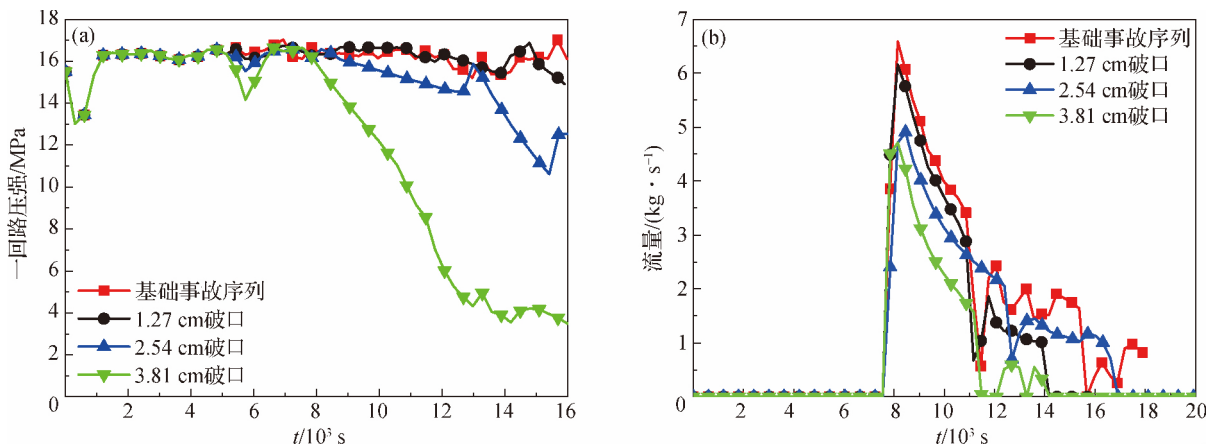


图4 不同轴封破口尺寸下的一回路压强(a)和热管段逆向自然循环流量(b)  
 Fig. 4 Primary circuit pressure (a) and flow rates of the hot leg counter-current natural circulation (b) with different seal break sizes

变破裂现象的影响. 美国核管委利用其 1/7 尺寸实验台架进行了相关实验<sup>[16]</sup>, 实验结果表明: 如果冷管段出现小破口, 则该管段可能发生环路水封清除现象. 这是由于热管段和冷管段之间出现压差, 在压差作用下, 原本积聚在 U 形管段的水经由冷管段流入下降管.

事故发生后, 由于没有采取任何缓解措施, 堆芯

水位不断下降, 7 644 s 时堆芯水位下降到下降管最低处, 此时主泵运转 20 s 使环路水封清除, 而堆芯内部水位也由于来自高温的堆芯及堆内构件的辐射换热而下降到下降管高度以下, 导致发生环路水封清除和下降管水封清除现象. 当环路水封和下降管水封清除后, 从蒸汽发生器冷管段流出的蒸汽就无法回流至蒸

汽发生器进口腔室,而是从蒸汽发生器冷管段到 U 形管段的通道,并最终经过冷管段流回堆芯,从而建立了整个环路的自然循环通道。

当整个环路的自然循环建立之后,原来热管段的逆向自然循环现象也会随之消失,从而对蒸汽发生器传热管蠕变破裂现象产生影响.由图 5(a)、5(b)和表 1 可见,在环路水封和下降管水封清除之后,热管段的逆向自然循环现象不再发生,而从蒸汽发生器冷管段流向 U 形管段的流量增加,这表明热管段逆向自然循环被打破,整个环路中的自然循环已经建立.之后,原先在蒸汽发生器入口的蒸汽混合现象已不存在,这导

致流入蒸汽发生器传热管的蒸汽温度大大增加(图 5(c)),蒸汽发生器传热管壁面温度的上升速率随之增加(图 5(d)).最终,在环路水封和下降管水封清除的情况下,蒸汽发生器传热管会比热管段和波动管线更早发生蠕变破裂(表 1).因此,相较于基础事故序列以及有轴封破口的情况,当系统内发生环路水封及下降管水封清除现象时更容易导致蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂,从而带来更高的安全壳旁通风险.这一发现将有助于改进二级概率安全分析结果,指导 CPR1000 电厂制定相关严重事故缓解措施并提升严重事故管理导则的事故处置能力。

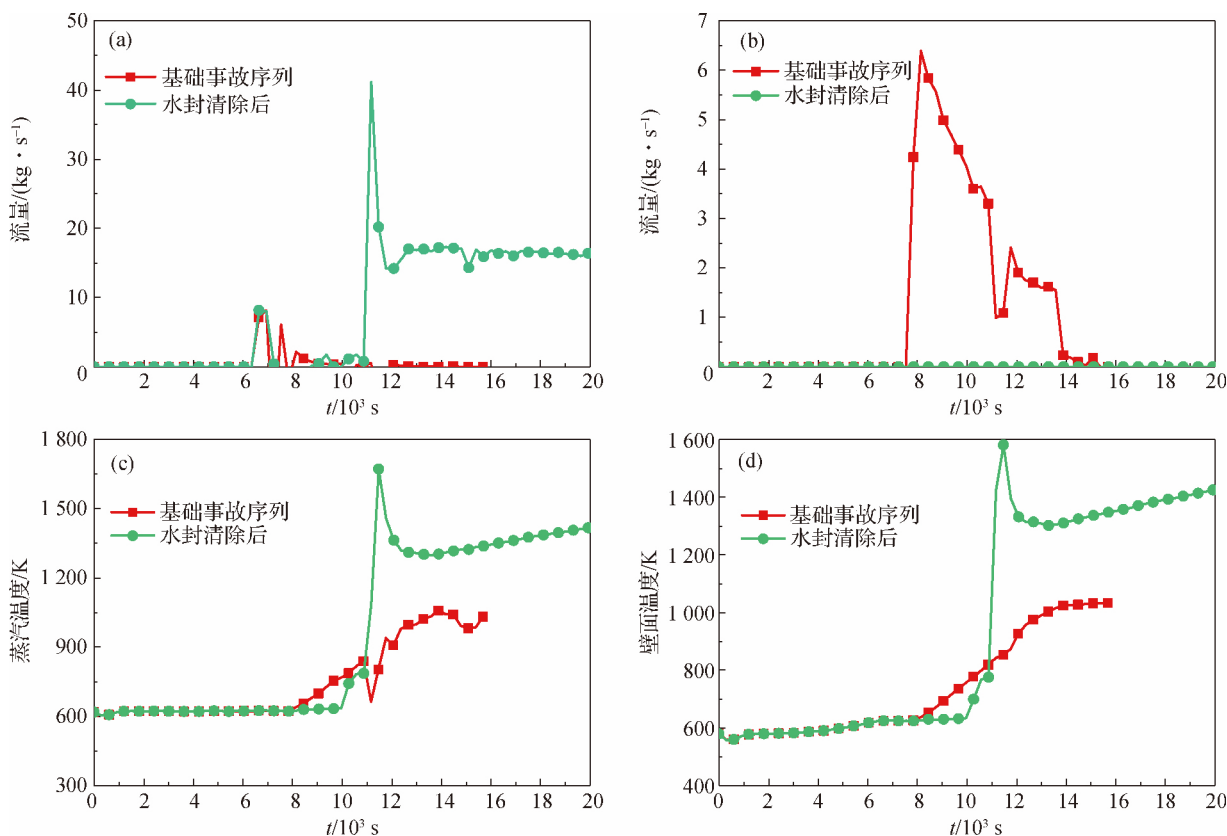


图 5 水封清除后从蒸汽发生器冷端到 U 形管段的流量(a)、热管段逆向自然循环流量(b)、流经蒸汽发生器传热管的蒸汽温度(c)和蒸汽发生器传热管壁面温度(d)

Fig. 5 Flow rate from steam generator cold leg to U-pipe (a), flow rate of hot leg counter-current natural circulation (b), temperature of steam flowing through steam generator tubes (c) and surface temperature of steam generator tubes (d)

### 3 缓解策略分析

前文分析表明:当系统内发生环路水封清除和下降管水封清除现象时更容易导致蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂,从而带来更高的安全壳旁通风险.为了应对此类风险,核电厂有必要制定恰当的事故缓解策略,而二次侧卸压-补水策略和一次侧卸压-补水策

略是 CPR1000 电厂中常用的事故缓解策略,本节将分析这两种事故缓解策略对蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂现象的缓解效果。

#### 3.1 二次侧卸压-补水策略

二次侧卸压-补水策略主要包含两部分操作:1) 通过打开蒸汽发生器安全阀的方式达到二次侧卸压的目的,2) 向卸压后的蒸汽发生器注入冷却水以移除堆芯余热.在基础事故序列下,由于破损环路蒸汽发生器安

全阀已经卡开,所以本次计算无需再人为打开蒸汽发生器安全阀,可以直接向破损环路的蒸汽发生器内注入冷却水.当破损环路蒸汽发生器水位低于窄幅水位的 6% 时,通过消防车或者移动泵向该蒸汽发生器内注入冷却水,以保证不会发生蒸汽发生器干涸现象,并对不同注水流量(5,10,15 和 20 kg/s)下的事故缓解效果进行比较分析,以模拟不同型号、不同注水能力的泵的事故缓解效果,有助于电厂挑选合适的水泵型号.

如图 6(a) 所示,当冷却水注入蒸汽发生器后,堆芯余热可以通过自然循环的方式传递至二次侧,使得一回路温度降低,压强也随之下降;这样一、二回路间的压差得以减小,从而减小蒸汽发生器传热管所受应

力,达到缓解蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂的目的.当注水流量不低于 10 kg/s 时一、二回路间的压差明显减小,且注水流量越大,一、二回路间的压差下降越明显.图 6(b) 显示不同注水流量下蒸汽发生器传热管的壁面温度,可以发现蒸汽发生器传热管壁面温度相较于无缓解措施的情况有明显下降,从而降低蒸汽发生器传热管诱发破裂的风险;且注水流量越大,温度下降越明显,当注水流量不低于 10 kg/s 时效果较好.综上,二次侧卸压-补水策略可以有效地缓解蒸汽发生器传热管诱发破裂风险;为了达到较好的事故缓解效果,消防车或者移动泵的注水流量应不低于 10 kg/s.

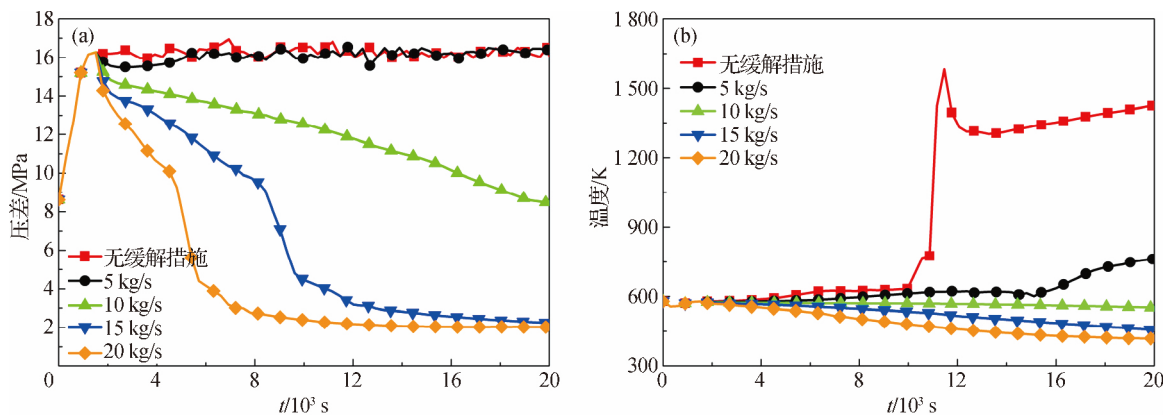


图 6 采用二次侧卸压-补水策略后一、二回路间的压差(a)和蒸汽发生器传热管壁面温度(b)  
Fig. 6 Pressure difference between primary and secondary circuit (a) and surface temperature of steam generator tubes (b) after using secondary bleed-and-feed strategy

### 3.2 一次侧卸压-补水策略

一次侧卸压和补水策略同样包含两部分操作: 1) 通过打开稳压器安全阀的方式达到一回路卸压的目的, 2) 向卸压后的一次侧注入冷却水. 在注水方式上,除了可以采用与二次侧卸压-补水策略类似的消防车或移动泵注水外,还可以利用安注箱内的冷却水自动注入的方式向一次侧注水. 在本节分析中假设堆芯出口温度达到严重事故管理导则的进口条件(650 °C) 时,打开 1 或 2 个稳压器安全阀对一次侧进行降压,当一次侧压强降至 4.235 MPa 以下时,3 个安注箱自动向一次侧注入冷却水,从而降低一次侧温度;本次计算中假设消防车和移动泵不可用,只能通过安注箱向一次侧注入冷却水.

如图 7(a) 所示,打开稳压器安全阀之后一次侧压强迅速下降,一、二回路间的压差也随之下降,且打开安全阀个数越多,卸压速率越快,卸压程度也越高.随着安注箱内冷却水注入一次侧,一次侧温度下降,流经蒸汽发生器传热管的流体温度也随之下降,从而使

蒸汽发生器传热管壁面温度下降(图 7(b));且打开稳压器安全阀个数越多,蒸汽发生器壁面温度下降越多,事故缓解效果越好. 综上,一次侧卸压-补水策略可以充分利用安注箱内的冷却水达到降低蒸汽发生器传热管诱发破裂风险的效果;且打开 2 个稳压器安全阀可以更快速卸压,从而实现更好的事故缓解效果.

## 4 结 论

本研究以全厂断电叠加蒸汽发生器安全阀卡开事故为基础事故序列,分析了轴封破口、环路水封清除和下降管水封清除现象对蒸汽发生器传热管诱发蠕变破裂现象的影响,并对二次侧卸压-补水策略和一次侧卸压-补水策略的事故缓解效果进行了分析. 主要结论如下:

1) 在全厂断电叠加蒸汽发生器安全阀卡开事故序列下,反应堆冷却剂系统压力边界会发生蠕变失

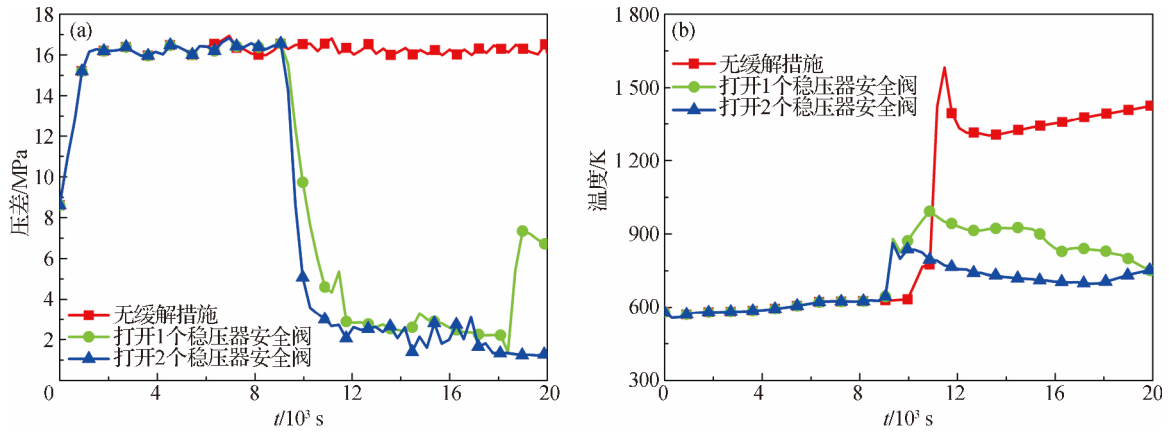


图 7 采用一次侧卸压-补水策略后一、二回路间的压差(a)和蒸汽发生器传热管壁面温度(b)  
 Fig. 7 Pressure difference between primary and secondary circuit (a) and surface temperature of steam generator tubes (b) after using primary bleed-and-feed strategy

效,由于热管段存在逆向自然循环现象,热管段会首先破裂,蒸汽发生器传热管的预测蠕变破裂时间比热管段晚 1 000 s 左右。

2) 轴封破口的出现会影响热管段逆向自然循环的流量,且破口越大,逆向自然循环流量越小。当破口直径大于 1.27 cm 时,轴封破口的发生会带来明显的一回路卸压效果,从而使热管段和蒸汽发生器传热管的蠕变破裂时间推迟。然而,轴封破口的发生并不会使逆向自然循环现象完全消失,因此热管段仍然会比蒸汽发生器传热管先破裂。

3) 环路水封清除和下降管水封清除将打破原先的热管段逆向自然循环现象,建立整个环路的自然循环过程,这导致流经蒸汽发生器传热管的蒸汽温度相较于基础事故序列时大大增加,最终使蒸汽发生器传热管比其他冷却剂系统边界更早失效,从而带来安全壳旁通风险。

4) 二次侧卸压-补水策略和一次侧卸压-补水策略都可以达到降低蒸汽发生器传热管诱发破裂风险的效果。对于二次侧卸压-补水策略,注水流量不低于 10 kg/s 时事故缓解效果较好;对于一次侧卸压-补水策略,打开 2 个稳压器安全阀时事故缓解效果较好。

上述结论中 1)和 2)与 EPRI 对 Diablo Canyon 电厂中相同事故序列的分析结果<sup>[11]</sup>吻合,但是在 CPR1000 中,热管段和蒸汽发生器传热管发生诱发破裂时间比 Diablo Canyon 电厂更早,这与管道材质、壁厚以及堆芯功率等电厂设计参数有关。此外,本研究结果表明环路水封清除和下降管水封清除现象会对蒸汽发生器传热管诱发破裂现象带来更加关键的影响,将有助于加深对蒸汽发生器传热管诱发破裂现象

的认识,改进二级概率安全分析中的结果。本研究还对两种常用的事故缓解策略进行了效果分析,这将有助于 CPR1000 电厂制定相关严重事故缓解措施并提升相关严重事故管理导则的事故处置能力。

参考文献:

- [1] 杨健,朱文韬. 蒸汽发生器传热管诱发破裂风险评估[J]. 核动力工程,2017,38(1):51-55.
- [2] 胡文超,彭常宏. 严重事故时蒸汽发生器传热管蠕变断裂风险评估[J]. 核科学与技术,2015,3(3):49-54.
- [3] 陈宝文,毛欢,孔翔程,等. 全厂断电引发的严重事故下蒸汽发生器传热管蠕变失效风险研究[J]. 原子能科学与技术,2014,48(6):1026-1030.
- [4] BAYLESS P D, BROWNSON D A, DOBBE C A, et al. Severe accident natural circulation studies at the INEL, NUREG/CR-6285 [R]. North Bethesda; Nuclear Regulatory Commission,1995.
- [5] MACDONALD P E, SHAH V N, WARD L W, et al. Steam generator tube failures, NUREG/CR-6365 [R]. North Bethesda; Nuclear Regulatory Commission,1996.
- [6] DIERCKS D R, BAKHTIARI S, KASZA K E, et al. Steam generator tube integrity program, NUREG/CR-6511 [R]. North Bethesda; Nuclear Regulatory Commission,1997.
- [7] ADER C, COLLINS T, DONOGHUE J, et al. Risk assessment of severe accident induced steam generator tube rupture, NUREG-1570 [R]. North Bethesda; Nuclear Regulatory Commission,1998.
- [8] SARBES A, JAMES G, BHARAT A, et al. Severe accident risks; an assessment for five U. S. nuclear power plants, NUREG-1150 [R]. North Bethesda; Nuclear Regulatory



- Commission,1990.
- [9] FLETCHER C D, BEATON R M, PALAZOV V V, et al. SCDAP/RELAP5 thermal-hydraulic evaluations of the potential for containment bypass during extended station blackout severe accident sequences in a westinghouse four-loop PWR, NUREG/CR-6995[R]. North Bethesda: Nuclear Regulatory Commission,2009.
- [10] FULLER E L, KENTON M A, EPSTEIN M, et al. Steam generator tube integrity risk assessment volume 1: general methodology, EPRI TR-107623 [R]. Palo Alto:Electric Power Research Institute,2002.
- [11] FULLER E L, KENTON M A, EPSTEIN M, et al. Steam generator tube integrity risk assessment volume 2: application to Diablo Canyon Power, EPRI TR-107623 [R]. Palo Alto:Electric Power Research Institute,2006.
- [12] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. MAAP4 applications guidance: desktop reference for using MAAP4 software, EPRI TR-1020236 [R]. Palo Alto: Electric Power Research Institute,2005.
- [13] DENG J, CAO X W. Analysis of hot leg natural circulation under station blackout severe accident[J]. Nuclear Science and Techniques,2007,18(2):123-128.
- [14] LIAO Y, VIEROW K. MELCOR analysis of steam generator tube creep rupture in station blackout severe accident [J]. Nuclear Technology,2005,545(1):30-35.
- [15] 杨奥,黄志翱,缪惠芳,等. CPR1000 全厂断电事故模拟及主泵轴封破口敏感性分析[J]. 厦门大学学报(自然科学版),2018,57(5):629-633.
- [16] MCHUGH P R, HENTZEN R D. Natural circulation cooling in U. S. pressurized water reactors, NUREG/CR-5769 [R]. North Bethesda: Nuclear Regulatory Commission,1992.

## Analysis of induced steam generator tube rupture phenomena and its mitigation strategies under severe accidents

HUANG Zhiao<sup>1</sup>, ZHANG Zefeng<sup>2</sup>, MIAO Huifang<sup>1\*</sup>, LI Ning<sup>1</sup>

(1. College of Energy, Xiamen University, Xiamen 361102, China;

2. Suzhou Thermal Engineering Research Institute Co., Ltd. Shenzhen Branch, Shenzhen 518000, China)

**Abstract:** Steam generator (SG) tubes are a substantial portion of the reactor coolant pressure boundary (RCPB). Analysis of severe accident induced steam generator tube rupture (SAI-SGTR) phenomena is of great importance for level 2 probabilistic safety assessment (PSA). The base case in this paper is steam generator safety valve stuck-open accident combined with station blackout (SBO) in the CPR1000 power plant. In addition, the influence of seal loss-of-coolant accident (LOCA), loop seal clear and downcomer seal clear phenomena on the SAI-SGTR results were analyzed based on the base case. Our analyses indicate that the occurrence of seal LOCA has influence on the flow rate of the hot leg counter-current natural circulation, but it cannot change the sequence of the occurrence of hot leg creep rupture (HLCR) and SAI-SGTR. However, it is observed that the loop seal clear and downcomer seal clear phenomena can break the original hot leg counter-current natural circulation and lead to earlier occurrence of SAI-SGTR than that of other RCPB, which results in the containment bypass risk in the end. Moreover, both the secondary bleed-and-feed strategy and the primary bleed-and-feed strategy show great mitigation effectiveness to lower the risk of induced-SGTR. The results of this study are helpful to improve the results of level 2 PSA, to guide the CPR1000 power plant to develop relevant severe accident mitigation strategies, and to enhance the accident handling ability of severe accident management guidelines (SAMGs).

**Keywords:** steam generator tube; induced rupture; counter-current natural circulation; bleed; feed; CPR1000