

### 蒸汽发生器运行中的事故与故障

#### Accident and Trouble in Steam Generator Operation

丁训慎

(核动力运行研究所, 湖北 武汉 430074)

根据国外压水堆核电站蒸汽发生器的运行经验, 结合我国核电站蒸汽发生器的情况, 介绍了蒸汽发生器在运行中的事故与故障, 并提出了相应对策。

蒸汽发生器; 运行; 事故; 故障

Abstract: This paper describes accidents and troubles in steam generator operation and recommends relevant preventive strategies, based on extensive operating experience of PWR steam generators in the world and the relevant situation of PWR steam generators in China.

Key words: Steam generator; Operation; Accident; Trouble

国外核电站运行经验表明, 蒸汽发生器是压水堆一回路压力边界最薄弱的环节。为了保证运行中蒸汽发生器的可靠性, 从投运的那一天起就要跟踪、评估蒸汽发生器的运行情况, 发现问题要及时研究、解决。对运行中蒸汽发生器的管理内容包括: 状态跟踪与评估, 对国外相似蒸汽发生器的调研, 事故与故障预测, 制订各种预防措施。预防措施包括杂质清除和在役检查, 接管、堵管和衬管的修理技术, 特殊堵管标准, 泥渣冲洗和化学清洗技术, 二回路水质的控制(包括杂质返回的检测等)。

## 1 传热管破裂(SGTR)事故

### 1.1 III类工况事故

考虑一根传热管完全断裂, 这类事故是稀有事故, 但在核电站的整个寿命期内有可能发生。截至1994年, 有10台蒸汽发生器的传热管破裂。其中有3台是由二次侧应力腐蚀引起的, 有2台是由高周疲劳引起的, 有2台是由松动零件磨损引起的, 有2台是由一次侧应力腐蚀引起的, 有1台则是由耗蚀引起的。破裂的部位有3个在管板上方, 有6个在U形弯管段区, 仅有1个在下部支撑板附近。破口的大小和形态也不一样, 有7个破口是轴向破裂, 裂纹长度为32~250 mm, 有2条裂纹呈360°的周向破裂, 有1个为相邻的2条裂纹组成。

### 1.2 事故的过程、判断和处理

(1) 事故判断的主要依据是: 凝汽器抽气器排气监测、蒸汽发生器排污水监测、主蒸汽管道外16N监测均显示放射性浓度急剧升高, 并发出警报。

(2) 传热管破裂时, 由于蒸汽发生器一次侧压力比二次侧压力大得多, 一次侧水进入二次侧。由于一次侧水的丧失, 使稳压器水位下降, 一回路压力也随着稳压器内蒸汽容积的膨胀而下降。图1、图2分别表示稳压器水位及压力随时间的变化, 2条曲线反映2种传热器管的破坏情况。

(3) 由于稳压器低压和低水位报警, 上充泵流量将自动增加, 稳压器中的电加热通电, 力求稳定稳压器中的压力和水位。如果泄漏量超过上充泵流量, 一回路水将继续减少, 导致自动停堆, 汽轮机自动停机。稳压器水位达到低水位定值时, 安注系统向一回路注水。

(4) 由于一次侧水漏入破管蒸汽发生器的二次侧, 导致二次侧的压力和水位升高, 并出现给水量减少, 蒸汽量和给水量失配。当水位达到高高水位整定值时, 主给水隔离, 辅助给水投入。

(5) 此时如果有厂外电源, 则利用蒸汽旁路系统, 将蒸汽排入凝汽器, 使一回路温度、压力迅速降低。

(6) 如果没有厂外电源, 则主泵不能运行, 凝汽器不能使用, 此时蒸汽发生器靠自然循环排出堆芯余热。

(7) 破管蒸汽发生器的汽压迅速升高, 当达到释放阀或安全阀动作的整定值时, 带放射性的蒸汽将通过这些阀门向大气排放, 造成环境污染。

(8) 以辅助给水和安注水作为热阱吸收堆芯余热, 因此, 排入大气的蒸汽量逐渐减少, 一、二次侧压力逐渐相等。

(9) 隔离破管蒸汽发生器, 并隔离凝汽器排气向大气的出口。

综述  
核电设计  
工程管理  
工程建设  
运行维护  
核安全  
核电前期  
核电论坛  
核电经济  
核电国产化  
质量保证  
核电信息

以上(8)、(9)两步是处理本事故的关键。为了使一、二次侧压力尽快相等,利用蒸汽旁路系统向凝汽器排汽是最快的方法,但放射性释放大,污染范围扩大到二回路设备。如果蒸汽管道中存水,蒸汽释放可能引起水锤效应,使二回路设备损坏。当一、二次侧压力相等后,还可以用反充冷却、排污冷却等方法来进一步降温降压。

事故处理一般要求在30 min内处理完毕,可分下列3个阶段:

- (1) 停堆到安注系统动作,时间约为5 min;
- (2) 对事故的鉴定,时间约为10 min;
- (3) 事故处理直到把破管蒸汽发生器隔离,时间约为15min。

## 2 主蒸汽管道断裂(MSLB)事故

### 2.1 IV类工况事故

假定安全壳外一根主蒸汽管道完全断裂,并且同时失去厂外电源,亦即凝汽器停止工作。属极限事故,被认为是极不可能发生的。事故期间,受影响的蒸汽发生器在很短时间内完全排空,随后所产生的蒸汽通过破口直接喷向大气,直到被隔离为止。不受影响蒸汽发生器的释放持续时间为8h。

为减轻和缓解主蒸汽管道断裂事故的后果,系统设计采取了若干措施。蒸汽发生器的蒸汽出口处加装了流量限制器,每条主管道上都安装有主蒸汽隔离阀。保护系统还可以触发安全注射、给水 and 蒸汽管道隔离等动作。

在主蒸汽管道破裂的初期,由于破口处蒸汽的泄漏,使蒸汽流量迅速上升,但流量加大的结果使蒸汽压力降低,所以蒸汽流量上升一段时间后会逐渐下降。事故发生后,由于一回路的突然冷却,一回路压力、温度降低,负的慢化剂反应性温度系数使冷却的结果减少停堆深度。假定停堆后有一束当量最大的控制棒卡在堆芯上部,堆芯便会不可控地发生再次临界危险。事故发生后,安注系统启动向堆芯加硼,使其回到停堆状态。

### 2.2 主蒸汽管道断裂事故分析准则

- (1) 假定一组控制棒卡棒,有或没有厂外电源,并假定一个安全系统发生单一故障的情况下,主系统不应受到损坏,堆芯应保持其完整性。
  - (2) 发生最严重的主蒸汽管道断裂事故时,泄漏蒸汽不会使安全壳受到损害。
- 考虑事故后果时,可以认为堆芯达到了DNB点(沸腾危机,使传热系数剧烈下降)。但事实上,不论发生多大的破口,即使同时有当量最大的控制棒高位卡棒发生,也不会接近DNB。

### 2.3 主蒸汽管道断裂事故时的保护功能

- (1) 安注系统动作。稳压器低压信号,蒸汽管道高压差信号,2条蒸汽管道高流量伴随一回路低平均温度,或者1条蒸汽管道低压信号,安全壳高压信号均会触发安注系统动作。
- (2) 反应堆超功率停堆和安注信号引发反应堆停堆。
- (3) 多重主给水管隔离措施。继续保持给水会加剧一回路的冷却,因此,除正常控制系统会关闭给水管线路阀门外,安注信号将迅速关闭给水泵所有的给水控制阀和隔离阀。
- (4) 蒸汽管道上截止阀的迅速关闭。2条蒸汽管道高流量伴随一回路低平均温度或蒸汽管道低压力,安全壳高压力可引发主蒸汽管道上截止阀迅速关闭。
- (5) 位于安全壳外边的安全阀后,每一条蒸汽管道设有一个快速隔离阀。当一条蒸汽管道发生破裂时,隔离阀可以防止其它蒸汽管道内产生回流现象;如果破口位于隔离阀后面,它可以阻止蒸汽的继续泄漏。
- (6) 蒸汽发生器出口处装有一个流量限制器,能在极不可能发生的主蒸汽管道断裂事故中限制蒸汽流量。由于流量限制器的存在,当蒸汽流量大量增加时,将产生限制蒸汽流量的一个背压。从而提供几个保护上的好处:防止在安全壳内的压力迅速升高,将一回路水热量排出的速率保持在可接受的限值内,减少了在主蒸汽管道上的推力,以及维持蒸汽发生器内件,特别是管板和管子上的应力在可接受的限值内。

## 3 水锤事故

美国从1969年初到1981年5月共报告了67个压水堆核电站的水锤事故,其中27个(占40%)为蒸汽发生器的水锤事故。蒸汽发生器的水锤事故分别发生在13座压水堆核电站中,水锤事故的强度和后果差别很大,从较小的噪音、给水管的振动,到给水管主支架的破坏,直到给水管的穿透裂纹。

### 3.1 事故情况

发生事故的蒸汽发生器都是美国西屋公司和燃烧工程公司设计,带有顶部给水环装置,给水通过底部开孔的给水环,与再循环水混合后流向下通道。

当给水系统发生故障时(如事故停泵、阀门失灵或因某些瞬变过程引起给水量快速减少),给水量迅速降低,蒸汽发生器中的水位下降,给水环暴露在蒸汽之中。一般,给水环暴露1~2 min,底部带有排水孔的给水环中的水有可能流尽,并被蒸汽充满。在这一瞬变后,当给水流量(一般为过冷度大的辅助给水)恢复时,给水通过水平给水管流入给水环,并在充满蒸汽的给水环下部流动,在蒸汽和过冷给水间的交界面上会出现蒸汽快速冷凝。另一方面,随着辅助给水量增加,水平给水管与给水环连接处被水封除,水平管内形成一个孤立的蒸汽泡。由于汽泡内蒸汽的冷凝,汽泡外的压力可达到7MPa,孤立的汽泡迅速缩小而溃灭,产生压力脉冲。压力脉冲的大小及其在给水管中的传播取决于很多因素,其中包括汽泡内蒸汽的冷凝速率、汽泡和水块的初始容积、蒸汽压力、给水管道的声速和管道的几何形状及布置。当压力波在给水管中逆向传播时,在管道中产生的冲击力,能够引起管道支撑、阻尼器及管道本身的破坏。

### 3.2 防止和减轻水锤事故的措施

(1) 在给水环顶部安装J形管。在给水环顶部安装J形管，并将其底部的小孔封死。这样，当水位降到给水环以下时，可大大降低给水环中的排水速率，排干水的时间要花20 min以上，显著地推迟了给水环排空水的时间。

(2) 给水提前进入蒸汽发生器。丧失主给水后，蒸汽发生器中的水位下降，当J形管的给水环暴露于蒸汽后，虽能显著地减缓给水环中水的疏干，但不能阻止给水环失水。如果蒸汽大量进入给水环前，立刻启动辅助给水(最好是自动启动)，有助于保持给水环中充满水，防止水锤事故的发生。

(3) 缩短蒸汽发生器给水入口水平给水管长度。蒸汽发生器的给水环和入口处的水平给水管，一般位于给水系统的最高位置，缩短给水入口处的水平管道长度，能减小排空的给水管道容积，从而使由冷凝引起的压力脉冲减小。西屋公司建议水平给水管的最大长度为2.4 m。

## 4 给水系统故障

### 4.1 预防措施

给水系统故障包括给水管道、给水泵和给水流量调节阀等出现的故障。这些故障将降低二回路吸收一回路产生热量的能力，使一回路的压力和温度上升。为了避免蒸汽发生器的干涸，应启用辅助给水系统。辅助给水用于蒸汽发生器正常给水系统中的一个失效时，辅助给水系统成为应急手段用以排出堆芯余热直到反应堆余热排除系统投入运行。在这种情况下，由一回路放出的热量通过蒸汽发生器(由辅助给水)输给二回路，向凝汽器或大气排放。

表1为泰山一期核电站给水系统故障与分析。针对主给水管道破裂在设计时采取了一些措施，当一条给水管道破裂不会危及另一条给水管道、主蒸汽管道和一回路管道时，其措施为：(1)2条给水管道之间进行隔离；(2)对管线进行限位和设置阻尼装置；(3)设置阻挡喷出流体的屏障。如果有一条给水管道破裂，另一条完好的给水管道上的止回阀、隔离阀和调节阀仍能正常工作。给水调节阀(气动)接到关闭信号后5s内关闭，而电动隔离阀在接到隔离信号后20s内全关。当接到下列任一信号，上述阀门随即关闭，并且给水泵停止运行：(1)主蒸汽压力低；(2)蒸汽发生器高高水位；(3)给水高流量、一回路水低流量；(4)给水高流量、一回路低平均温度；(5)一回路低平均温度。

为了保证给水系统能正常工作，系统中的重要设备要进行定期检查，并进行下列试验：

- (1) 给水管道安装结束后，要进行投运前的冷态水压试验；
- (2) 冷态水压试验后，要进行热态功能试验；
- (3) 要进行在役检查和定期维修。

### 4.2 给水系统故障引起的事故

给水系统故障会引起给水温度下降、给水流量增加、正常给水流量丧失和给水系统管道破裂等事故。

(1) 给水温度下降。对反应堆一回路的影响与二回路蒸汽流量增大相似。此事故不产生反应堆保护信号，在新的一、二次侧 $\Delta T$ 下，反应堆在一回路平均温度和压力低于初始值下达到平衡。

(2) 给水流量增加。需分析2种工况：①零负荷下事故开启一个给水控制阀。蒸汽发生器水位高使主给水隔离，稳压器压力低使一台高压安注泵启动。分析应表明反应堆没有重返临界，燃料元件没有损坏的风险。②满负荷下事故开启一个给水控制阀。蒸汽发生器水位高信号触发反应堆紧急停堆和汽轮机停机。分析应表明，DNBR(偏离泡核沸腾比)大于安全限定值，不存在燃料元件损坏的危险。

(3) 给水流量丧失。分析时假设辅助给水系统单一故障，汽动辅助给水泵失效。一台蒸汽发生器水位低与给水流量低同时出现，将触发辅助给水电动泵启动，水位低使反应堆紧急停堆。分析应表明，蒸汽发生器水位低信号会向反应堆提供保护。没有一回路水从稳压器排出，也不会丧失。蒸汽发生器水位虽然有所下降，但辅助给水系统仍可以确保堆芯余热的导出，因此不会有元件损伤。

(4) 主给水管道破裂。主给水管道破裂事故(破口定位于止回阀和蒸汽发生器之间的给水管道上)导致排热能力减小。应分析2种工况：工况1，假设停堆后失去厂外电源，热量由自然循环导出；工况2，没有丧失厂外电源，热量由强迫循环导出。分析应表明，完好蒸汽发生器低水位信号和给水/蒸汽流量失配信号同时出现，触发辅助给水系统和紧急停堆。一回路系统不会发生大容积沸腾，辅助给水能够充分地带走余热，没有堆芯裸露的危险。

## 5 水位过高或过低的故障

当水位调节系统发生故障，给水流量降低，或正常给水丧失，导致蒸发器水位过低，会引起蒸汽进入给水环，发生水锤的危险。如果蒸发器水位过高，会淹没分离器甚至干燥器，出口饱和蒸汽湿度过高，会加速汽轮机叶片的磨蚀。

在低功率运行时的蒸汽发生器，控制水位很困难，会出现水位过高或过低的故障。造成这些故障的原因是蒸汽产生过程不稳定。因为蒸汽发生器的自然循环是由下降通道与上升通道(管束)之间流体静压头的不平衡来维持的。高功率运行时，运动压头很明显，能导致相对稳定运行。但当功率下降时，管束内蒸汽含量下降，两相流体密度增加，减少了运动压头。当下降通道与上升通道中的静压头趋于相等时，自然循环接近停滞状态。在这种状态下，水位难以控制。这种现象能在低水位或低功率的瞬态和稳态运行时随时发生，如果控制系统不作适当调整，将会导致水位波动。

美国对在役压水堆核电站调查表明，核电站停堆事故的30%以上是主给水系统事故，其中，当功率低于20%时，蒸汽发生器的水位故障是造成紧急停堆的主要原因。特别是在启动时，水位控制更加困难，因为运行人员缺乏手动控制水位的经验。一个设计合理的自动低功率给水控制系统能大大地减少核电站的水位故障。美国在St. Lucie核电厂中安装了自动低功率给水控制系统，经历了11次以上的停堆，没有一次是由于蒸汽发生器水位故障而造成的。

大亚湾核电站蒸汽发生器的水位控制系统实现了从0%~100%负荷的给水自动控制，这不排除在异常情况

下的人为干预。蒸汽发生器的水位调节是指控制其相应的给水阀开度，即控制进入蒸汽发生器的给水量。蒸汽发生器的给水管线并列安装着主给水阀和旁路给水阀。负荷为18%以下时，水位由旁路给水阀调节，主给水阀则用于正常运行时的调节。由于在低负荷时，流量测量因压差太小而不精确，且信/噪比变坏，造成水位控制异常困难。旁路给水阀的引入和其专用控制部分的设计，改善了低负荷下的给水调节，也避免了主给水阀的过多磨损。

秦山一期核电站当负荷大于20%额定负荷时，水位是由控制主给水阀开度的三元系统控制的。三元系统是由水位、主蒸汽流量和主给水流量组成的一个协调系统。负荷为20%及以下时，水位由旁路给水阀控制，其开度受水位自动控制，也可在主控制室由运行人员手控。

## 6 水质不良故障

### 6.1 水质不良的3个级别

为了使蒸汽发生器二次侧水质指标的偏差值和持续时间减到最小，规定了下列3个等级的纠正措施：

一级措施：水质偏离正常值，但不一定会导致蒸汽发生器管材的腐蚀，必须迅速识别异常值的原因，并加以纠正。在确认偏差后1星期内，把水质指标恢复到正常值。如果水质指标没有回到正常值，那么这些指标就要进入二级措施。

二级措施：水质偏离正常值，如果继续运行，会导致一定程度的蒸汽发生器管材的腐蚀，要下降功率，使腐蚀减到最小，必须迅速查明杂质的来源，并加以纠正。在最初4 h内下降功率到合适水平(一般为满功率的30%或更低)，在100 h内使水质指标恢复到正常值。否则，这些指标就要达到三级措施。

三级措施：水质偏离正常值，将会导致蒸汽发生器管材的迅速腐蚀，必须快速停堆，避免有害杂质的进入和浓缩。在4 h内停堆，通过充分排污或排空，进行清洗，直到水质指标达到正常值。

### 6.2 纠正行动

当水质指标超出正常值时，一般要采取下列纠正行动：

- (1) 增加蒸汽发生器的排污，以便最大程度地除去有害杂质；
- (2) 连续监督仪表的读数，并与实验室分析结果相比较；
- (3) 比较实验室用各种分析得出的结果，以便取得一致；
- (4) 对关键的水质指标，发现有增加趋势时，在短期内要增加取样和分析的次数；
- (5) 探明并排除有害杂质的进入。

当水质指标达到某个纠正措施时，就要执行该级别的纠正行动，这些行动将根据水质指标和核电站的具体情况而定，每个核电站要对纠正措施规定行动的程序。

## 7 出口蒸汽湿度不合格

目前世界上绝大多数立式蒸汽发生器的出口蒸汽湿度的设计指标为0.25%。为了提高汽轮机的效率和可靠性，近来将这一指标提高到0.1%。51型蒸汽发生器在法国Bugey核电站上出现过出口蒸汽湿度不合格的现象，通过试验对汽水分离装置进行了改进。D0型旋叶式分离器(直径为508mm)安装在美国的许多蒸汽发生器上，这些蒸汽发生器的出口蒸汽湿度勉强能达到或有时超过规定的湿度指标。秦山一期核电站也发生过出口蒸汽湿度超标现象，经试验和现场改造后解决了该问题。

法国Bugey核电站1号机组采用51型蒸汽发生器，旋叶式分离器直径为1420mm，出现过出口蒸汽湿度不合格的现象。为改善蒸汽品质，进行了一系列的改进与性能试验。现场试验表明，改进后的汽水分离装置，改善了分离性能，使出口蒸汽湿度减小到0.04%。

为了把D0型旋叶式分离器用于法国1300MW核电站用的68/19型蒸汽发生器上，对该型分离器进行过改进。先利用水——空气、水——蒸汽和氟里昂试验台进行了一系列的试验。选定的几种新型的旋叶式分离器再在EVA试验台上进行试验，经选型而重新设计的D2.1型分离器，可用于68/19型蒸汽发生器上，后来还决定将这种分离器用于55/19型蒸汽发生器上。1985年初，在Paluel核电站的蒸汽发生器(68/19型)上，对该型分离器进行实测表明，汽水分离装置在全负荷下蒸汽出口湿度不超过0.03%。

### 参考文献

- [1] 丁训慎. 压水堆核电厂蒸汽发生器传热管破裂事故及其处理. 核电工程与技术, 1991, 4(3): 20~24
- [2] 丁训慎. 压水堆核电厂蒸汽发生器的水锤事故及其防止措施. 核动力运行研究, 1991, 4(1): 36~41
- [3] 吴清, 卢毅力. 秦山核电二期工程瞬态事故分析. 核动力工程, 2003, 24(2)增刊: 56~60
- [4] 丁训慎. 压水堆核电站二回路水化学处理. 核电站, 2000, 8: 6~10
- [5] 丁训慎. 压水堆核电站立式蒸汽发生器中的汽水分离装置及其试验研究. 核动力运行研究, 1992, 5(01): 42~48