

DOI: 10.16516/j.gedi.issn2095-8676.2019.S1.008

# AP1000 核电站第一跨防水淹设计研究

薛跃鹏

(中国能源建设集团广东省电力设计研究院有限公司, 广州, 510663)

**摘要:** [目的]为了增加 CCS 系统泵和电机在事故工况下的可用率, 需要对布置在汽轮机厂房第一跨中的管道破裂情况进行分析。[方法]为了方便计算, 先对各种工况进行一定的假设, 然后逐一工况分析, 并通过管道建模、流体分析等方法进行计算。[结果]通过计算核实, 在破管最大流量的工况下, 可以满足 CCS 泵及电机不淹没。[结论]本计算方法正确有效, 可以为后续项设计提供指导。

**关键词:** 第一跨; 防水淹; 破管

中图分类号: TL4

文献标志码: A

文章编号: 2095-8676(2019)S1-0036-05

## Research on the Prevent Flooding Design for the First Bay in AP1000 Nuclear Power Station

XUE Yuepeng

(China Energy Engineering Group Guangdong Electric Power Design Institute Co., Ltd., Guangzhou 510663, China)

**Abstract:** [Introduction]To improve the utility of pump and motor in CCS system, it is necessary to evaluate the condition of pipes located in first bay of nuclear power station turbine plant. [Method]For the convenience of calculation, different pipe conditions were evaluated with several proper assumptions. Mathematical modeling and fluid mechanic analysis were also applied in the evaluation. [Result]Our evaluation indicates that CCS can still work safely even in the most unfavour assumption on the maximal flow of broken pipe. [Conclusion]Our method shows correct and solid result in evaluation and the method is expected to be applied in design of subsequent constructions in the future.

**Key words:** first bay ; prevent flooding; broken pipe

AP1000 是我国引进美国西屋技术的三代核电, 采用此技术的三门核电 1、2 号机和海阳核电 1、2 号机已先后于 2018 年 9 月至 2019 年 1 月投入商运。

不同于其他堆型核电常规岛设计不涉及核岛厂房内容, AP1000 核电首次将核辅助厂房中的一部分系统(14 个)的设备和管道放至常规岛厂房第一跨, 由常规岛设计院进行布置设计。对于这些核岛系统, 为提高 AP 核电机组在事故工况下的可靠性, 核岛方提出其特殊设计要求, 常规岛设计方要根据设备、管道实际布置情况进行核算, 以满足其设计

要求, 而第一跨防水淹就是核岛方于 2016 年初首次提出的一个新增设计要求<sup>[1]</sup>。

### 1 计算目的

根据 AP1000 的 PSAR 描述: “从水淹的角度考虑, 没有一个非安全相关的构筑物、系统和部件是重要的, 因此无需考虑非安全相关的构筑物、系统和部件的水淹防护”, 虽然第一跨建筑物及布置其内的设备均属于非安全相关, 但是由于布置在第一跨的 CCS 系统属于纵深防御系统, 为了增加 CCS 系统可用率, 当发生第一跨管道破裂后, 需尽量保证 CCS 泵的可用性。

因此 AP1000 常规岛第一跨防水淹水量计算的目的: 当布置在第一跨中的各核岛系统管道中的任

收稿日期: 2019-02-01 修回日期: 2019-05-11

基金项目: 中国能建广东院科技项目“核电关键核心技术研究” (EX03901W)

一管道破裂或断裂时,计算出破裂或断裂位置的排水量,结合自核辅助厂房管道破裂至第一跨的排水量,根据两者的最大量设置合适的排水措施,以保证管道破裂的排水量会适时排至汽轮机厂房其它区域或相关疏排水系统,从而避免排水倒灌至核岛厂房,并且保证水淹不会导致第一跨 CCS 系统设备淹没而不可用,从而保证核岛系统运行的安全;并根据防水淹排水量进行适当的排水方案设计。

## 2 计算分析假设

### 2.1 计算分析

#### 2.1.1 概述

布置在第一跨的 14 个核岛系统如表 1 所示。

表 1 第一跨系统清单  
Tab. 1 System lists in first bay

系统代码	系统名称
BDS	蒸汽发生器排污系统
CAS	压缩空气和仪表空气系统
CCS	设备冷却水系统
CVS	化学和容积控制系统
DWS	除盐水储存和分配系统
FPS	消防系统
FWS	主给水和启动给水系统
SWS	厂用水系统
VWS	中央冷冻水系统
VYS	热水加热系统
PLS	电厂控制系统
DDS	数据显示和处理系统
ECS	主交流电源系统
RMS	辐射监测系统

其中, CAS、PGS、VBS 系统的介质为气体, PLS、DDS、ECS 为电仪系统,均可以不予考虑管道破裂影响;在剩余的 8 个系统中 SWS、FWS 和属于常规岛的 MSS 系统的管道尺寸、介质流量都较大,其管道破裂或断裂后的排水可能会淹没 CCS 系统设备,因此本分析计算仅对此三个系统的管道破裂进行分析描述。

#### 2.1.2 SWS 系统冷却水管道破裂

当 SWS 系统至 CCS 冷却器管道完全破裂时, CCS 会失去 SWS 系统冷却水,核岛失去 CCS 系统将会自动停运,此时 CCS 系统是否淹没,已不会影响核岛运行。因此 SWS 系统管道破裂可以不

予考虑。

#### 2.1.3 MSS 系统主蒸汽管道破裂

当 MSS 系统主蒸汽管道破裂时,由于主蒸汽压力较大,假定其破口是完全破裂(即断裂),一个断口有两个流量,一个自核岛侧流出,一个自常规岛侧流出。

根据 PSAR: 每条主蒸汽管道都有一台主蒸汽快速隔离阀,当发生主蒸汽管道大破口后,阀门能在触发后 5 s 内完全关闭;对于在主蒸汽隔离阀下游的破口,关闭隔离阀将终止喷放。

又根据 PSAR: 即使有一台主蒸汽快速隔离阀发生故障,完好蒸汽发生器的排放时间也不会超过 10 s。在收到关闭信号后,主蒸汽快速隔离阀全关时间小于 10 s。

因此主蒸汽管道破裂时蒸汽泄露时间最长为 20 s,在此时间内流出的主蒸汽量为  $6\ 800.26 \times 20 / 3\ 600 = 37.8\ \text{m}^3$ ,总量较小,且漏出的主蒸汽仅有部分凝结为水,流至地面。

#### 2.1.4 FWS 系统给水管道破裂

当 FWS 系统给水管道破裂时,分两种情况进行分析。

工况一: 假定其破口是完全破裂(即断裂),一个断口有两个流量,一个自核岛侧流出,一个自常规岛侧流出,且流量过大很快造成给水泵跳泵。

工况二: 假定破口未完全破裂,且破口流量刚好不会造成给水泵跳泵,由于给水流量大于正常流量,造成除氧器水位持续降低,直至除氧器水位降低至最低水位造成给水泵跳泵。

由于工况一和工况二仅跳泵前的时间不同,因此在分析给水泵跳泵时需分别进行分析。

#### 2.1.5 综合分析

综合以上分析,在 SWS 系统管道破裂情况不需考虑,虽然主蒸汽的流量与主给水的流量相同,但是主蒸汽管道破裂后,饱和蒸汽仅有部分凝结为水流向地面,在相同的时间内,其流向地面的水量小于主给水管道破裂的流量,主蒸汽管道破裂的情况也不需要考虑。

因此第一跨防水淹水量仅需对主给水管道破裂后的流量进行分析计算,分别计算出核岛侧至给水管道破口的流量和常规岛侧至给水管道破口处的流量。

## 2.2 计算假设

假设管道破裂或断裂不会同时发生,即考虑仅有一根管道破裂。

由于给水管道发生在第一跨和发生在核辅助厂房的破口尺寸计算原则不同,需要对二者分别进行计算。

## 3 第一跨防水淹水量

### 3.1 核岛侧主给水管道断裂处流量分析

根据核岛给水系统流程图(如图1所示)可知:核岛侧给水管道在靠近蒸汽发生器位置设置了止回阀(V058A),因此当发生主给水管道断裂时,蒸汽发生器内的水不会倒流至管道断裂处,仅需考虑止回阀至给水管道断裂处的管道容积的水量。

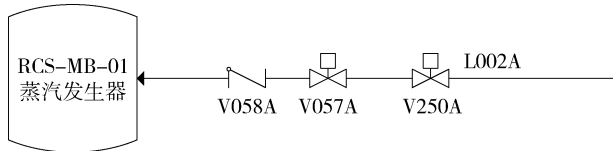


图1 给水系统流程图

Fig. 1 Flow diagram of feedwater system

考虑最大管道容量,按给水管道在第一跨内墙分界处破口计算水量,此部分给水管道长度约为11 m,管道尺寸为:OD508×38.1,计算此部分水量为:1.6 m<sup>3</sup>。

### 3.2 常规岛侧主给水管道断裂处流量分析

#### 3.2.1 概述

常规岛侧至给水管道断裂处的流量是给水管道断裂后至给水泵跳泵且停止转动期间自断裂处流出的流量和给水管道及高压给水加热器中自流出来的流量。

因此首先需对给水泵跳泵信号进行分析,确定最快的跳泵时间,计算出跳泵前自主给水管道断裂处的主给水流量。

给水泵跳泵后至给水泵停止转动期间的流量需根据给水泵的堕走曲线进行计算。

给水泵停止转动后,给水泵出口隔离阀后至给水管道断裂处之间的管道水容积中高度高于给水管道断裂处的水会自断裂处流出。

综合以上所有流量就是自常规岛侧的总水量。

#### 3.2.2 给水泵跳泵前给水流量

##### 1) 概述

在主给水管道破裂发生后,以下四种情况可能引起给水泵跳泵:

a)一定时间内,核岛会由于失去给水而跳堆,核岛跳堆后一定时间会发出汽轮机跳机信号,汽轮机跳机后会跳给水泵。

b)核岛跳堆后一定时间后,会因为“S”信号直接跳给水泵。

c)主给水管道破裂后,由于给水泵出口压力降低,给水泵流量增大,从而造成给水泵电机过流而跳泵。

d)由于给水流量过大,引起除氧器水位持续下降,当除氧器水位下降至低低水位时,给水泵跳泵。

其中a)、b)、c)属于工况一,d)属于工况二,接下来将对以上工况逐一进行分析。

#### 2) 汽轮机停机后跳给水泵

根据与TG配合,在汽轮机跳机后无联锁信号至给水泵,因此本条可以不予考虑。

#### 3) 核岛“S”信号跳给水泵

根据PSAR中描述:安注信号产生很快(蒸汽管道低压力“S”信号)，“S”信号触发反应堆停堆。

根据PSAR中描述:在停堆后,除了执行正常的调节动作关闭主给水调节阀外,核岛“S”信号还将迅速关闭所有的给水调节阀和给水隔离阀,并停运主给水泵。

根据与核岛配合,自主给水管道破裂至核岛“S”信号跳给水泵时间约为2 500 s。

#### 4) 给水泵过流跳泵

根据给水泵厂家接口:给水泵过流跳泵流量采用run out工况值,为3 681 m<sup>3</sup>/h。经flowmaster对整个给水系统建模,计算后形成图2。

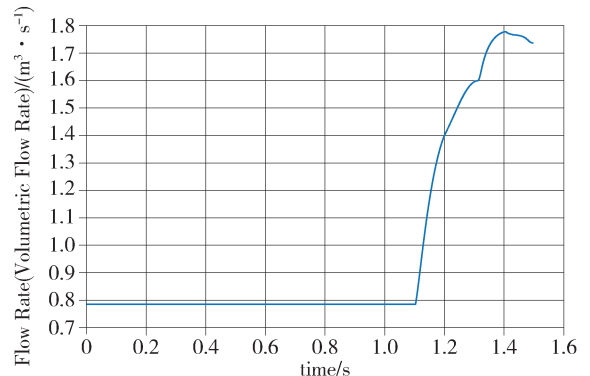


图2 给水管道破裂后流量曲线图

Fig. 2 Curve diagram of feedwater flow after the pipe broke

由图 2 可知, 假定给水管道在 1.1 s 开始破裂后, 给水泵出口流量快速在 1.17 s 达到 3 681 m<sup>3</sup>/h (1.0 225 m<sup>3</sup>/s), 因此跳泵时间约为 0.07 s, 此时管道破裂处流出的水量共约 0.16 m<sup>3</sup>。

5) 除氧器低水位跳泵

本工况下需做以下假定条件:

a) 破口未完全断裂, 破口处的流量刚好达不到使给水泵过流跳泵 (由于给水泵过流跳泵值为 3 681 m<sup>3</sup>/h, 因此取此时流量为 3 681 m<sup>3</sup>/h)。

b) 除氧器的水位无限接近 HHHWL (未触发除氧器隔离), 计算时按 HHHWL 计算。

c) 凝汽器的水位无限接近 HHWL, 计算时按 HHWL 计算。

d) 机组带 100% 额定负荷, 高压加热器疏水量、除氧器抽汽流量和低压缸排气量按此工况计算。

根据以上假定条件计算凝汽器和除氧器的水位下降曲线如图 3 所示。

由图 3 可知: 在发生主给水管道破裂后, 除氧器水位先于凝汽器水位到达最低水位, 于 305.09 s 时除氧器达到 LLWL (-1 570 mm), 此时所有主给水泵跳泵, 跳泵前破口处流出的水量为: 935.61 m<sup>3</sup>。

3.2.3 综合分析

根据以上分析, 工况一下的各种条件下, 给水泵过流引起跳泵的时间最短, 此时间内的破裂处给水量共 0.16 m<sup>3</sup>; 工况二下的破裂处给水量为 935.61 m<sup>3</sup>。

因此跳泵前常规岛侧破口处的最大水量为

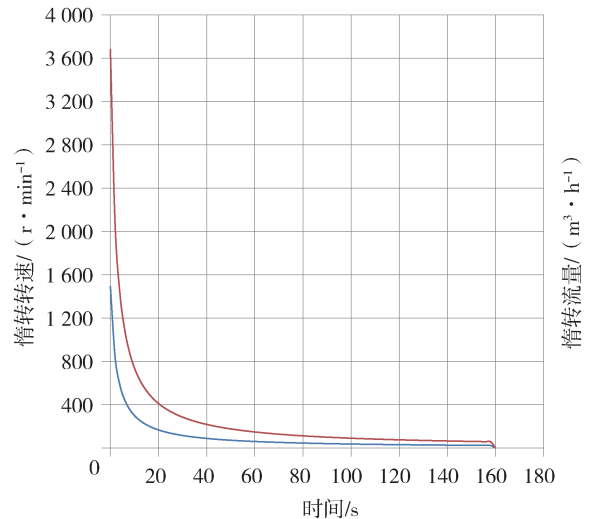
935.61 m<sup>3</sup>。

3.2.4 跳泵后坠走流量

根据给水泵厂家接口资料, 给水泵过流跳泵后坠走 160 s 至泵转速为零。

实际上在给水泵坠走至转速为零的过程中, 由于给水泵跳泵, 给水出口管道流量降低至最小流量时, 给水泵再循环阀快速打开 (10 s), 并联锁关闭给水泵出口隔离阀, 在给水泵出口隔离阀全关 (不考虑阀门无法关闭的情况) 之后, 管道断裂位置仅流出高于断裂位置的管道容积内的给水。

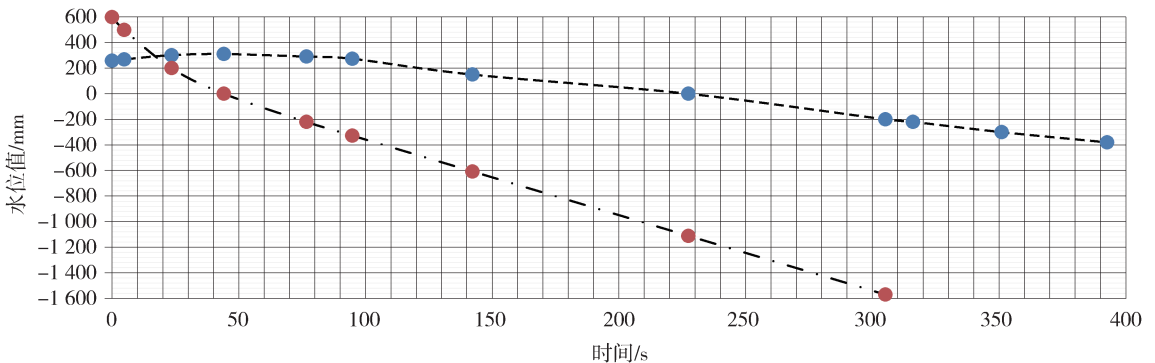
由于给水泵出口隔离阀的关闭时间一般小于 120 s, 为保守计算, 给水管道断裂处的水量可以按照给水泵坠走时间来计算, 根据给水泵厂家提资形成流量曲线如图 4。



注: —●— 惰转转速 r/min; —●— 惰转流量 m<sup>3</sup>/h。

图 4 给水泵坠走流量、转速曲线图

Fig. 4 Curve diagram of the flow and speed for feedwater pump



注: ---●--- 凝汽器水位值mm; —●— 除氧器水位值mm。

图 3 除氧器、凝汽器水位曲线图

Fig. 3 Curve diagram of the liquid level in deaerator and condenser

根据图4计算常规岛侧流出的水量总量为： $11.9 \text{ m}^3$ 。

### 3.2.5 给水泵出口隔离阀至给水管道断裂处流量

当给水泵出口隔离阀关闭后，给水泵出口隔离阀后自6号高加出口的管道标高高于给水管道断裂处，假定设备、管道容积内的给水会自断口处流出，此段设备、管道容积统计如表2所示。根据表2统计，此部分总容积为  $96.7 \text{ m}^3$ 。

表2 给水管道容积表

Tab. 2 Lists of volume for feedwater pipe

管线编码	外径/mm	壁厚/mm	长度/m	容积/ $\text{m}^3$
FWS-PL-L1008A	610	46.02	41.4	8.7
FWS-PL-L1008B	610	46.02	41.4	8.7
FWS-PL-L1009A	610	46.02	23.8	5.0
FWS-PL-L1009B	610	46.02	16.2	3.4
FWS-PL-L1010	508	38.1	14.1	2.1
FWS-PL-L1011	813	55.88	11	4.2
FWS-PL-L100A	508	38.1	45.8	6.7
FWS-PL-L100B	508	38.1	57.4	8.4
FWS-ME-06A	—	—	—	12.22
FWS-ME-06B	—	—	—	12.22
FWS-ME-07A	—	—	—	12.48
FWS-ME-07B	—	—	—	12.48

### 3.2.6 闪蒸蒸汽量

自给水管道断裂处流出的主给水压力、温度较高，在流出后会发生闪蒸，闪蒸蒸汽会造成第一跨厂房内的压力上升；但是本计算仅用于计算防水淹水量，为保守计算，不考虑扣除闪蒸蒸汽量。

### 3.2.7 常规岛侧给水管道断裂总水量

常规岛侧给水管道断裂总水量： $935.61 + 11.9 + 96.7 = 1044.21 \text{ m}^3$ 。

## 3.3 第一跨防水淹总水量

根据以上计算，第一跨给水管道断裂处的最大水量为： $1044.11 + 1.6 = 1045.71 \text{ m}^3$ 。

由于在计算过程中，已保守计算，不考虑设置水量余量。

## 4 核辅助厂房防水淹水量

根据 PSAR 和 ASME 标准，位于核辅助厂房主给水隔离阀与第一跨厂房之间的给水管道破裂，其破裂尺寸假定为 1 平方英尺 ( $0.093 \text{ m}^2$ )，其水量会经核辅助厂房与第一跨厂房之间的泄洪孔排至第一跨。

核辅助厂房给水管道破裂水量属于核岛方设计，根据核岛接口提资，该破口处的给水流量为

$3.18 \text{ m}^3/\text{s}$ ，核辅助厂房至第一跨的防水淹水量总量约为  $1171 \text{ m}^3$ 。

## 5 计算结论

根据以上分析计算，核辅助厂房至第一跨的防水淹水量总量大于常规岛防水淹水量，由于二者计算的都是同一根给水管道破裂产生的水量，不需考虑二者同时破裂，因此第一跨防水淹的最大水量为  $1171 \text{ m}^3$ 。

## 6 排水方案

为保证防水淹水量能够适时排出不造成 CCS 泵及电机水淹，采取以下两个措施：一是将主给水管道所在 5 m 层及以下各层楼面设置格栅，使管道破裂流出的水从格栅向下层流，同时在 CCS 泵及电机顶部增加防水罩，防止上层的流水溅至 CCS 泵及电机；二是在第一跨 0 米层底部设置约  $1200 \text{ m}^3$  的储水池，用于临时存储防水淹水量。

由于 CCS 泵及电机布置在主给水管道层下部，CCS 泵及电机底座高度为  $0.35 \text{ m}$ ，经计算主给水管道破裂后的最大水淹水位为  $0.24 \text{ m}$ ，因此当发生主给水管道破裂后，CCS 泵及电机不会淹没，满足 CCS 泵可用性要求。

## 7 结论

通过防水淹设计，确定在事故工况下若发生第一跨管道破裂，不会对 CCS 系统的可用性造成影响，增加了 CCS 系统的可用率，为核岛的纵深防御做出了贡献，为机组安全性提供了保障。

### 参考文献：

- [1] 赵萌, 高文迦. 核岛内部水淹分析方法 [J]. 科技视界, 2018(8): 228-229.

### 作者简介：



XUE Y P

薛跃鹏(通信作者)

1980-, 男, 河南南阳人, 中国能源建设集团广东省电力设计研究院有限公司副总/高级工程师, 华北水利水电大学热动力专业学士, 主要从事核电厂设计及其管理工作 (e-mail) xueyuepeng@gc-di.com.cn.

(责任编辑 郑文棠)