

常规岛主厂房第一跨内主给水破管泄漏水量计算分析

魏承君¹, 黄俊文^{2,3*}, 庞思敏¹, 于倩^{2,3}

¹国核电力规划设计研究院有限公司, 北京

²华北电力大学核科学与工程学院, 北京

³非能动核能安全技术北京市重点实验室, 北京

Email: u2584@snpdri.com, *17369305523@163.com

收稿日期: 2020年12月6日; 录用日期: 2020年12月19日; 发布日期: 2021年1月11日

摘要

按照纵深防御的要求, 在第一跨发生主给水管道双端破裂的情况下, 第一跨防水淹设计基准是保证布置在第一跨的CCS泵组功能不会因为水淹工况而丧失。常规岛设计方须按照核岛设计方提供的边界条件, 开展第一跨主给水管道破裂泄放流量和水量计算。本文以核岛提资及常规岛给水泵、除氧器、凝汽器等关键设备的出力、容积等设计和运行参数作为输入资料, 确定第一跨发生主给水管道破裂的边界条件, 明确第一跨防水淹的设计基准及主给水破管的极限工况; 按照主给水管道破裂工况下的核岛和常规岛响应过程, 采用分阶段计算的方式对第一跨内主给水管道不同破裂程度下可能出现的瞬态最大泄放水量和总泄放水量进行模拟计算。本计算结果为常规岛主厂房第一跨防水淹分析提供数据基础, 为AP1000及后续电厂的第一跨防水淹设计提供数据支撑。

关键词

主给水破管, 极限工况, AP1000

Calculation and Analysis of Water Leakage from Main Water Supply Broken Pipe in the First Span of Main Plant on Conventional Island

Chengjun Wei¹, Junwen Huang^{2,3*}, Simin Pang¹, Qian Yu^{2,3}

¹State Nuclear Electric Power Planning Design and Research Institute Co. LTD., Beijing

*通讯作者。

²School of Nuclear Science and Engineering, North China Electric Power University, Beijing

³Beijing Key Laboratory of Passive Nuclear Energy Safety Technology, Beijing

Email: u2584@snpdri.com, *17369305523@163.com

Received: Dec. 6th, 2020; accepted: Dec. 19th, 2020; published: Jan. 11th, 2021

Abstract

According to the requirements of depth defense, in the case of two-end rupture of the main water supply pipeline in the first span, the waterproofing and flooding design standard of the first span is to ensure that the functions of CCS pump set arranged in the first span will not be lost due to water flooding. The designer of conventional island shall, according to the boundary conditions provided by the designer of nuclear island, carries out calculation on the discharge and water volume of the rupture of the main water supply pipeline of the first span. In this paper, the output, volume and other design and operation parameters of the key equipment such as the feedwater pump, deaerator and condenser on the nuclear and conventional islands are taken as input data to determine the boundary conditions for the rupture of the main feed water pipeline at the first span, and the design basis for waterlogging and flooding at the first span and the limit working conditions of the main feed water pipeline. According to the nuclear island and conventional island response process of the main water supply pipeline under the condition of rupture, the transient maximum discharge and total discharge of the main water supply pipeline in the first span under different rupture degrees are simulated and calculated by stage calculation. The calculation results in this report provide a data basis for the analysis of waterproofing and waterproofing of the first span of the main plant of the conventional island, and provide data support for the waterproofing and waterproofing design of the first span of the AP1000 and subsequent power plants.

Keywords

Main Water Supply Broken Pipe, Condition of the Limit, AP1000

Copyright © 2021 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

按照纵深防御的要求,在第一跨发生主给水管道双端破裂的情况下,第一跨防水淹设计基准是保证布置在第一跨的 CCS 泵组功能不会因为水淹工况而丧失。常规岛设计方须按照核岛设计方提供的边界条件,开展第一跨主给水管道破裂泄放流量和水量计算。

2. 分析原则及假设

2.1. 破口处位置假设

AP1000 二回路的系统流程如图 1 AP1000 常规岛系统流程图所示。假设破口发生在高压给水加热器通往蒸汽发生器的主给水管道上,如图 1 中破口处位置所示。

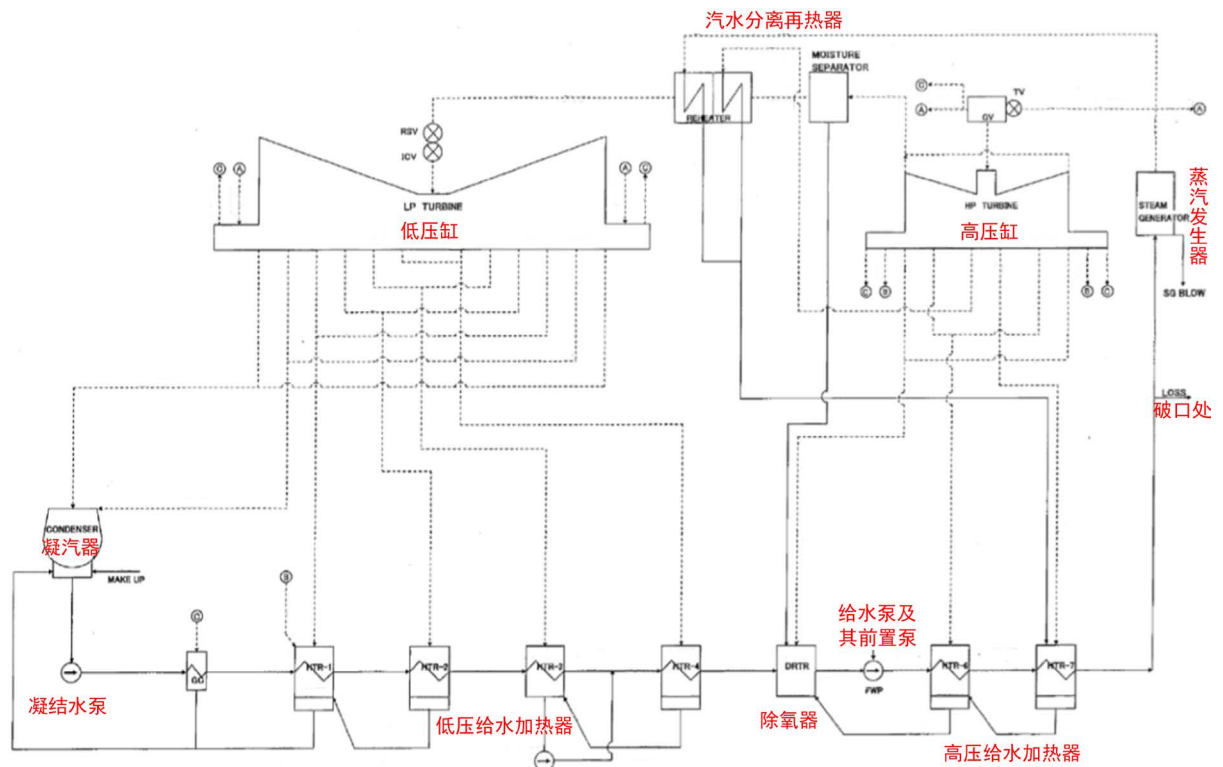


Figure 1. System flow chart for AP1000 conventional island
图 1. AP1000 常规岛系统流程图

2.2. 计算条件假设

根据常规岛内部设计文件 HYS-SNER-DSEC-000092《关于第一跨主给水管道破裂水淹分析准则和要求》[1]以及通过核岛设计方与常规岛设计方的要求，明确本计算的边界条件如下：

- 1) 考虑第一跨内一根主给水管道发生破裂[2]。
- 2) 电厂控制系统没有直接判断主给水管道破裂的信号。
- 3) 主给水泵组跳泵信号：

核岛侧：核岛侧给水隔离信号可触发主给水泵跳泵信号；常规岛侧：除氧器低 II 水位会触发主给水泵跳泵信号。

4) 系统及控制有效性：二回路保护控制功能有效，需考虑二回路正常补水有效；二回路补水仅从凝汽器补充，核岛侧无二回路补水接口和措施。

5) 破口尺寸，可以分为两种：

a) 破口尺寸按照不触发主给水泵超流量保护的最大流量考虑，即此时主给水泵以不触发超流量保护停泵的最大流量运行。

b) 破口尺寸小于 a)，在 1200 s 时除氧器达到低 II 水位触发主给水泵停泵。

6) 泄漏分析工况：

根据上述常规岛设计文件中假定的核岛响应过程，主给水泄漏可以分为两个阶段。

第一阶段：“约 90 s 后由蒸汽发生器低液位触发反应堆停堆，假定停堆前主蒸汽保持满功率流量进入凝汽器”，即 0~90 s，本阶段启动给水泵不向 SG 供水，SG 供汽轮机蒸汽量按照额定工况，主给水管道泄漏流量根据破口大小确定[3]。

第二阶段：“停堆后蒸汽流量降至约 $0.1 \text{ m}^3/\text{s}$ ，同时在约 1200 s 内，不考虑核岛侧通过自动/手动操作停主给水泵”，即 $90\sim 1200 \text{ s}$ (最长时间)，反应堆停堆到主给水泵跳泵，本阶段 SG 供汽轮机蒸汽量降至约 $0.1 \text{ m}^3/\text{s}$ (已折算成水)，达到 1200 s 时核岛 PMS 会发出常规岛主给水泵停泵信号。

第一阶段和第二阶段整个过程中，主给水泵组供水无法进入 SG，常规岛供主给水全部从破口处流出。

7) 常规岛初始状态：

假定除氧器水箱、凝汽器热井均处于高 II 水位。

3. 破口流量分析

按照两种极端工况对泄漏水量进行分析，一是瞬时流量最大(破口尺寸最大)，二是总泄漏水量最大(1200 s 时除氧器和凝汽器达到低 II 水位引发停泵，即在达到 1200 s 时将二回路内可泄漏水量完全放出)。

为了便于分析，请见图 2。

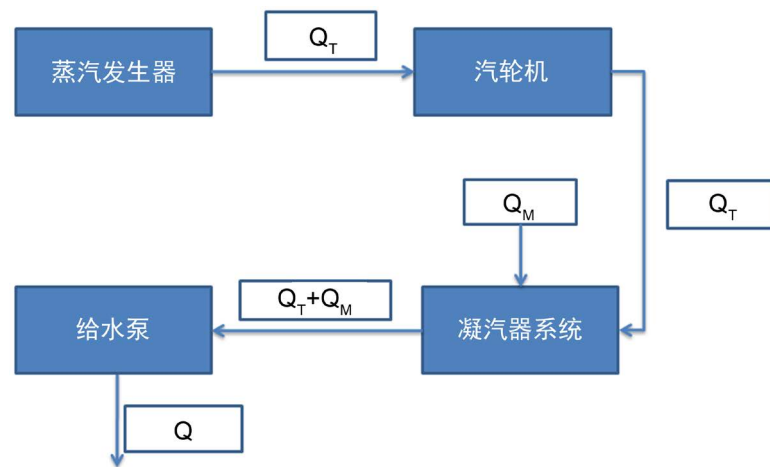


Figure 2. Schematic diagram of soda flow after the break
图 2. 发生破口后汽水流动示意图

3.1. 计算分析所用物理量

Q_F —3 台给水泵的最大给水流量

单台给水泵的最大体积流量为 $3670 \text{ m}^3/\text{s}$ (见图 3 主给水泵性能曲线)，即 $1.019 \text{ m}^3/\text{s}$ ，额定工况下有 3 台给水泵运行，3 台泵最大流量为 $Q_F = 3.058 \text{ m}^3/\text{s}$ 。

Q_T —额定功率下蒸汽发生器出口流量；

额定功率下蒸汽发生器出口流量为 $6,799,000 \text{ kg/h}$ ，按照高压给水密度为 890 kg/m^3 折算体积流量 $Q_T = 2.122 \text{ m}^3/\text{s}$ 。

Q'_T —反应堆停堆后蒸汽发生器出口流量；

已折算成水， $Q'_T = 0.1 \text{ m}^3/\text{s}$ [1]，假定该部分流量全部进入凝汽器。

Q_M —自 DWS 来的凝汽器最大补水量

自核岛凝结水贮箱(DWS 系统)向二回路凝汽器的最大补水量为 $477,000 \text{ kg/h}$ ，由凝汽器危急补水管道补充，按照高压给水密度折算成体积流量 $Q_M = 0.149 \text{ m}^3/\text{s}$ ；

Q —破口处流量，单位 m^3/s ；

$V_C(0)$ — $t = 0 \text{ s}$ 时刻凝汽器和除氧器的总可泄漏水量；

凝汽器热井由最高正常水位到跳泵水位(低 II 水位)的水容积约为 290 m^3 ，除氧器由最高正常水位到

跳泵水位(低 II 水位)的水容积约为 430 m^3 ，合计约 $V_C(0) = 720 \text{ m}^3$ 。

$V_C(t)$ — t 时刻凝汽器和除氧器的总可泄漏水量， m^3/s ;

ΔV_C —第一阶段除氧器水位下降值，单位 m^3 ;

$t_1 = 90 \text{ s}$ ，出现破口到停堆的时间;

$t_2 = 1110 \text{ s}$ ，停堆到停泵的最大时间;

t_S —停堆到停泵的时间，单位 s ;

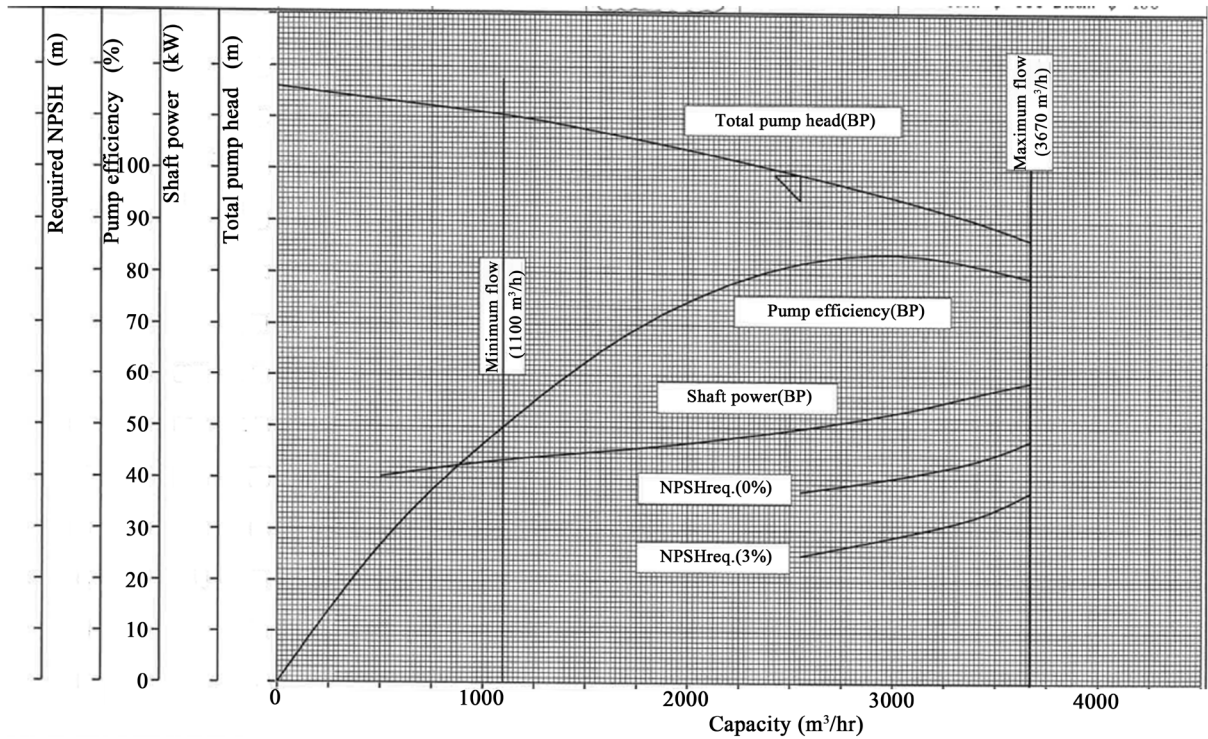


Figure 3. Performance curve of main feed pump
图 3. 主给水泵性能曲线

3.2. 流量分析

a) 瞬时流量最大工况，分为两个阶段:

第一阶段(0 s 至停堆):

发生破口约 90 s 后由蒸汽发生器低液位触发反应堆停堆，此期间启动给水泵不向 SG 供水，SG 供汽轮机蒸汽量按照额定工况。

本阶段主给水管道破口泄漏流量为三台泵的最大流量，即 $Q = Q_F = 3.058 \text{ m}^3/\text{s}$ 。

第二阶段(停堆至停泵):

90 s 停堆后 SG 供汽轮机蒸汽量降至约 $0.1 \text{ m}^3/\text{s}$ (折算成水)，在 1200 s 时核岛 PMS 会发出常规岛主给水泵停泵信号。

本阶段主给水管道破口泄漏流量为三台泵的最大流量，即 $Q = Q_F = 3.058 \text{ m}^3/\text{s}$ 。

第一阶段除氧器水位下降值 $\Delta V_C = (Q_M + Q_T - Q) \times t_1 = (0.149 + 2.122 - 3.058) \times 90 = -70.8 \text{ m}^3$

触发停泵时间 $t_S = (V_C(0) + \Delta V_C) / (Q - Q_T - Q_M) = (720 - 70.8) / (3.058 - 0.1 - 0.149) = 231 \text{ s}$

管道破口泄漏流量 $Q = 3.058 \text{ m}^3/\text{s}$;

$$\text{总泄漏水量 } V = Q \times (t_1 + t_s) = 3.058 \text{ m}^3/\text{s} \times (90 \text{ s} + 231 \text{ s}) = 982 \text{ m}^3;$$

注意：以上计算中，均将二回路视为一个整体，即将凝汽器热井与除氧器合并作为一个容器对待，未考虑凝结水泵向除氧器的供水能力对给水泵跳泵时间的影响，计算结果偏保守。原因是凝结水调节阀在这个过程中开度会自动调整，凝结水量为变量，难以模拟；同时若将凝汽器热井和除氧器分开考虑，二者在整个过程中的补水过程过于复杂，计算困难。

b) 总泄漏水量最大工况

在此工况假设条件下，二回路系统的总泄漏水量=除氧器水位下降值+凝汽器热井水位下降值+二回路的补水总量。

若要实现总泄漏水量最大，则上述三者均应达到最大值。因为单位时间内二回路最大补水量 Q_m 为定值，显然，只有当时间达到最大值即 1200 s，核岛 PMS 发出给水泵停泵信号的同时，除氧器和凝汽器水位降至低 II 水位，给水泵和凝结水泵跳闸，此工况下总泄漏水量最大。

$$\begin{aligned} \text{总泄漏水量 } V &= V_C(0) + Q_T \times t_1 + Q'_T \times t_2 + Q_M \times (t_1 + t_2) \\ &= 720 + 2.122 \times 90 + 0.1 \times 1110 + 0.149 \times (90 + 1110) = 1201 \text{ m}^3/\text{s} \end{aligned}$$

$$\text{管道破口泄漏流量 } Q = V / (t_1 + t_2) = 1201 / (1110 + 90) = 1 \text{ m}^3/\text{s}。$$

注意：以上计算得出的管道破口处流量为平均流量，实际破口处流量可能会根据反应堆液位的控制而变化，若要详细计算则须将蒸汽发生器及其相连的核岛侧汽水系统纳入计算模型。但此工况计算的破口流量不会大于工况 a 中给水泵跳泵的最大流量，所以仅需要考虑总泄漏量。

4. 泄漏给水汽水性质变化问题

破口位于第一跨内主给水管道，通过热平衡图及流动阻力计算得出破口位置前高压给水温度为 226.7℃，压力为 4.94 MPa，焓值 $h = 975.278 \text{ kJ/kg}$ 。当破裂发生后，在压力的作用下(管道外部为大气压 0.101 MPa)急速喷涌而出。仅考虑饱和水从管内到刚出破口的一小段过程，认为该过程为等焓过程，介质压力从 4.94 MPa 降至大气压 0.101 MPa，由水蒸气焓熵表查得 0.101 MPa 下饱和水焓值为 $h_w = 418.611 \text{ kJ/kg}$ ，饱和水蒸气焓值为 $h_v = 2675.389 \text{ kJ/kg}$ ，由于是等焓过程，由公式 $h_w \times (1-x) + x \times h_v = h$ 可得湿蒸汽的干度为 $x = 32.74\%$ ，而当水喷出得越远，降温作用更为明显后大部分蒸汽会逐渐凝结为水。具体汽化百分比无法计算，保守原则建议按照破口处泄漏介质全部为液态考虑。

5. 结论

按照核岛要求的边界条件及足够保守的假设下，当第一跨主给水管道发生破管时，最恶劣情况下破口处泄漏瞬态流量为主给水泵恰巧不触发超流量保护停泵的最大流量 $Q = 3.058 \text{ m}^3/\text{s}$ ，会在 231 s 时触发停泵，此工况总泄漏水量 $V = 982 \text{ m}^3$ ；若第一跨主给水管道破口较小，在 1200 s 时触发停泵，则总泄漏水量最大为 $1201 \text{ m}^3/\text{s}$ 。

基金项目

国家科技重大专项课题 AP1000 消化吸收深化及经验反馈研究(2018ZX06001001)。

参考文献

- [1] 国核电力规划设计研究院. HYS-SNER-DSEC-000092. 关于第一跨主给水管道破裂水淹分析准则和要求的函[R]. 北京: 国核电力规划设计研究院, 2012.
- [2] 核工业行业标准. EJ/T 335-1998. 轻水堆核电厂假想管道破损事故防护设计准则[S]. 北京: 中国标准出版社,

1998.

- [3] 核工业行业标准. EJ/T 1079-1998. 轻水堆隔间淹没效应防护准则[S]. 北京: 中国标准出版社, 1998.