

用于压水堆安全研究的高压综合系统实验装置

姚日祺

(中国原子能科学研究院, 北京)

高压综合系统实验装置, 是模拟秦山核电站反应堆冷却系统, 在稳态和事故瞬态期间的热工水力特性。本报告描述了装置的主要特点和模拟准则, 给出了系统主要部件的设计参数, 并同国外其它装置作了简要的比较。

关键词 系统装置, 容积比, 环路。

一、前言

高压综合系统实验装置是研究核电站在事故工况和运行瞬态下, 一回路部件和系统的热工水力瞬态特性的重要设备。它以秦山30万kW核电站的主回路为模拟对象, 采用容积比为1/1000的容积比例缩小。为了尽可能再现瞬态过程的物理现象, 及相应的时程关系, 本设计采用等时容积模化比原理。电加热元件的功率约为900 kW, 可以近似模拟秦山电厂满功率运行的工况。一回路系统设计压力为17.5 MPa, 设计温度为350°C。装置由两个环路组成, 每个环路有一台循环泵及一台蒸汽发生器, 分别代表完整环路和破损环路。模拟压力容器有外置的下降段、堆芯、上下腔室和上下封头组成, 与冷管段和热管段相联, 模拟稳压器通过波动管与完整环路的热管段相联, 系统还包括高压注入和安注箱注入等安注系统。256路高速数采及处理系统能准确地获取各种实验数据。

建造综合实验装置的基本目的, 是提供适当的实验数据以研究各种瞬态期间主回路系统的物理现象, 并用来解释和评价计算程序、从事单个部件的热工水力试验, 以改进设计及加工工艺等, 同时为制定核电站系统安全运行规程及事故后安全运行规程提供必要的实验依据和数据。

二、装置描述

综合系统装置包括一次系统、二次系统、安注系统、电气系统和仪表控制系统。一次系统除二个模拟环路外, 在破损环路附加一个破口系统, 它由快速电磁阀、孔板及收集罐组成。二次系统包括二台蒸汽发生器, 从加热箱来的给水提供二台蒸汽发生器, 蒸汽通过控制阀进入大气, 即使用开式的二次冷却系统。下面分别介绍综合系统装置的主要部件。

1. 压力容器

压力容器分为上封头、上腔室、“堆芯”、下腔室、下封头、下降段和“堆芯”旁通等部分。由图1所示。“堆芯”由25根 $\phi 10$ 的电加热棒, 按 5×5 方形排列构成, 来模拟秦山

电厂的堆芯，总加热功率为 900 kW，最大可达 1000 kW，单根元件的线功率密度约为 124 W/cm，采用直接加热方式，元件中心距为 13.3 mm，加热段长 2.9 m，元件总长约 4.5 m，“堆芯”的流通截面等效直径与参考堆一致。上腔室有一根圆管用来模拟控制棒导管的影响。压力容器总高度约为 8 m，其各部分的容积比、几何形状、相对高度等均保持与参考堆一致。环形下降段由一根外设的圆管代替，以便测量。各部分的容积比由表 1 所示。

表 1 压力容器的容积比
Table 1 The volume ratio of pressure vessel

	下降段	下腔室	堆芯	上腔室	上封头	旁通
装置	0.01324	0.01037	0.0080	0.01358	0.00998	0.00259
素由	13.081	10.205	7.151	14.0	9.28	2.502
比例	988	984	890	1000	940	589.7

单位: m³

2. 蒸汽发生器

本装置的二台蒸汽发生器各有三根倒置的 U 型管、汽水分离器及其外壳组成。总高度约 15 m。U 型管为 $\phi 22 \times 1.2$ mm 不锈钢管，其几何形状与参考电厂的蒸发器一致，容积比约为 1/1000，二次侧设计压力为 7 MPa，给水温度为 216°C，蒸汽产量约为 0.9 t/h，从管板至 U 型管顶端约高 8 m，与参考堆的蒸发器保持高度一致。两相混合物延导管上升，从侧孔流出，部分液滴从混合物中分离出来送至下降管，剩余的混合物经二次分离后，蒸汽进入蒸汽管线，被分离的水由导管进入下降管形成循环倍率。蒸发器的给水下段用二根圆管代替，通过调节保持相应的循环倍率。其结构示意图由图 2 所示。

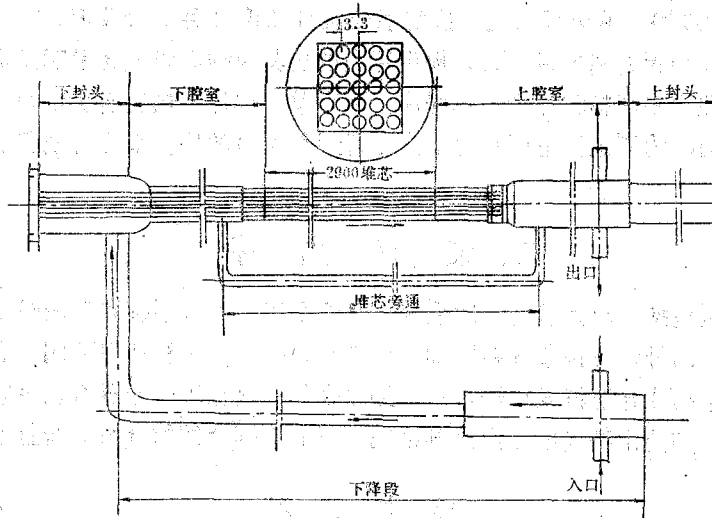


图 1 压力容器示意图
Fig.1 Schematic diagram of pressure vessel

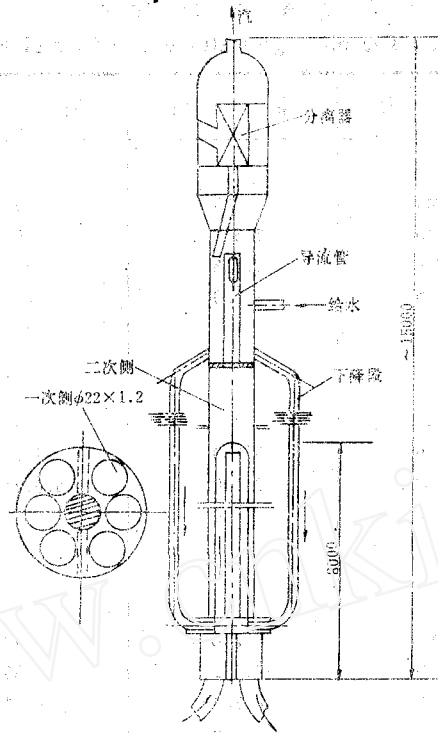


图 2 蒸汽发生器示意图
Fig.2 Schematic diagram of steam generator

3. 管路系统

装置的一次系统管路分为冷管段(泵出口到压力容器入口)、热管段(压力容器出口到蒸汽发生器入口)和中间段(蒸汽发生器出口到泵入口)组成。都采用 $\phi 57 \times 7$ mm 不锈钢管, 内径为 43 mm。管系长度及内径的选取综合考虑了容积比、流动阻力、流型转换及相对高度等因素, 折衷后确定。其中水平段主要满足两相分层流转换、阻力及适当的容积比要求。垂直段因高度决定了自然循环的驱动压头, 按参考电厂的原高度设计, 对水封段因相对高度差影响水封清除过程, 保持与参考电厂一致。热管段至蒸发器的倾斜部分, 其倾角影响到回流冷凝、反向流动等物理过程, 装置与秦山电厂一致。管系的设计值由表 2 所示。

三、综合系统装置的模拟原理

应用一定的模拟技术, 可以再现认为是重要的压水堆 SBLOCA 现象。在缩小比例的实验装置中, 能否保持压水堆的瞬态现象, 取决于系统设计和它所采用的模拟原理。本装置的设计概念集中在考虑保持认为有直接影响的一些参数, 同时考虑边界条件和初始条件, 以其达到几何、运动和动力相似的目的。

本装置在设计中根据修正的容积模化比近似原理, 即破口面积和系统容积的比、“堆芯”功率和系统容积的比保持与秦山电厂相同。在失水事故期间, 应用此原理可再现系统的失压时间, 为了扩大实用价值还考虑下列几个方面:

表 2 管系的设计值
Table 2 The pipes geometry data of simulator

项 目	单 位	秦 山	装 置	比 例
热管段:				
管 径	mm	700	43	
总 长 度	m	7.517	2.54	
总 容 积	m ³	2.893	0.0369	784
高 度 差	m	1.099	0.8	1.37
$\Delta P_o/\Delta P_M$				1.14°
$(L/\sqrt{D})_o/(L/\sqrt{D})_M$				0.92
冷管段:				
管 径	mm	700	43	
总 长 度	m	5.560	1.70	
总 容 积	m ³	2.140	0.00247	867
高 度 差	m	0	0	
$\Delta P_o/\Delta P_M$				1.26
$(L/\sqrt{D})_o/(L/\sqrt{D})_M$				0.81
中间段:				
管 径	mm	700	43	
总 长 度	m	11.081	6.953	
总 容 积	m ³	4.264	0.0101	422
高 度 差	m	1.10	1.0	1.1
$\Delta P_o/\Delta P_M$				0.612
$(L/\sqrt{D})_o/(L/\sqrt{D})_M$				0.912

1. 系统容积分布与压水堆的容积分布相匹配，来保证适当的冷却剂质量和能量分布；
2. 维持系统部件之间的相对高度，以保证重力头的影响；
3. 维持“堆芯”和芯汽发生器部件的关键尺寸，以保证模拟适当的热传导特性；
4. 维持部件内和部件之间的水力阻力，以保证正确再现压降和流量分配。

考虑上述原则后加之采用相同的流体工质，相同的压力和温度，因此预计其实验结果与原型系统有较好的相似性能。尽管作了种种折衷考虑，本装置在加热元件的热容量、导热系数、比热等方面会不可避免出现偏差，此外在热损失、冷却剂泵特性及冷却剂在管内的流动工况等均会产生不同程度的畸变。利用分析技术将可弥补这些偏差所造成的后果。

四、本装置上可进行的实验内容

在本装置上计划从事四种类型的瞬态研究。

小破口失水事故(SMLOCA)；特殊瞬态；元件行为特性研究；实际事故。

1. 小破口失水事故

这种事故发生的几率较大，最具有潜在危险的核电事故之一，其影响面较大，因而是安全分析的重点。在本装置上可从事不同尺寸的破口；不同位置（包括冷段、热管段及稳压器泄压阀等）；安注系统投入与否及二次系统运行情况等的破口条件。

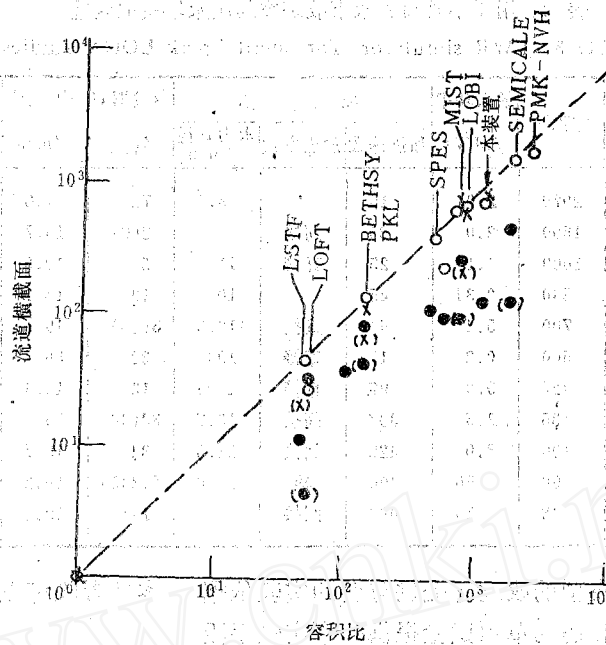


图 3 各装置主要流道截面与容积比关系

Fig.3 Flow cross sections (scaling ratios) as function of volume ratio

•——热管段截面；○——堆芯截面积；×——蒸汽发生器。

2. 特殊瞬态

这组实验包括较为广泛的事故范围，即二次侧破损（蒸汽管线破损，给水线破损等），一次冷却剂流量丧失，丧失热井等。在上述事故瞬态中自然循环是十分重要的物理过程，因此单相和两相自然循环是研究的对象之一。

3. 实际事故

这些试验的目的是在装置上重演真实电站中发生的某些事故，这类事故由于装置和核电系统的差别可能是比较困难的，但十分有意义，因为它有助于理解某些事故中无法解释的问题，也有助于事故起因的分析及处理方法。

五、与其他装置的比较

表 3 列出了目前世界上主要的压水堆系统实验装置，给出“堆芯”、蒸汽发生器及主要设计参数。图 3 给出了主要部件流道横截面与容积比的关系。从中可以看出本装置采用小比例、满功率、全高度的模拟准则可以起到较好的效果。但小尺寸的装置在热损失、阻力相似及流型转换上比大尺寸的装置偏差会更大些，但其投资少、周期短是适合目前我国情况的。

六、结 论

综合系统实验装置由于采用修正的容积模化比原理，并保持了重要的 SBLOCA 瞬态模拟中最主要的因素，因此它的建成必将为压水堆安全分析提供必要的实验数据，并为计

表 3 用于小破口失水事故研究的压水堆模拟装置
Table 3 PWR simulators for small break LOCA studies

装 置	容积比	最大功率 /MWt	堆 芯			蒸发器U 管数	内 径 /mm	水平管直径 /mm	一次系统 总容积 /m ³
			加热棒数	加热方式	水力直径 /mm				
PMK-NVH	2070	2.0	19		8.1	72	7.6		
SEMISCALE	1600	2.0	25	间接		2(6)	19.7	34(66)	0.2
本 装 置	1000	1.1	25	直接	11	3	19.6	43	0.12
MIST(2×4L00P)	840	0.34	45		10	19	14.1	54,34	0.56
LOBI-MOD2	700	5.4	64	直接	12.3	8(24)	19.6	46(73)	0.60
UMCP	500	0.2	15	直接	194	28	30	90,78	0.60
SPES	420	9.0	97	直接	11.5	13	15.4	67	0.63
PKL	135	1.5	337	间接	13.7	30(60)	19	80.8(113)	2.9
BETHSY	100	3.0	428	间接	11.3	34	19.7	118	2.82
LOFT	50	50	1300	核	13.6	(1845)	10.2	130(350)	7.9
ROSAIV	48	10	1064	间接		141	19.6	207	7.2

算程序的校核和分析模型的改进, 提供重要的实验依据。本装置除可以从事 SBLOCA 及运行瞬态实验研究外, 还为单项试验提供一个实验手段。

参 考 文 献

- [1] Larson, T. K. et al., Scaling Criteria and Assessment of Semiscale MOD-3 Scaling for Small Break LOCA Transients, USNRC Report EGG-SEMI-5121, March, 1980.
- [2] Zuber, N., Problems in Modeling of Small Break LOCA, USNRC-Report NUREG-0724, Oct. 1980.
- [3] Nahavandi, A. N. et al., Nucl. Sci. and Eng., 72, 374(1982).

(编辑部收到日期: 1989 年 3 月 7 日)

THE HIGH-PRESSURE INTEGRAL SYSTEM
TEST FACILITY USED FOR SAFETY
RESEARCH OF PWR

YAO RIQI

(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275, Beijing)

ABSTRACT

The high-pressure integral system test facility is designed to simulate the essential thermohydraulic characteristics of QinShan Nuclear Power Plant reactor cooling system during steady-state and off-normal transient conditions.

The report contains a general description of the test facility. Detailed information on the characteristics of the components and its modeling criteria are included as appropriate. The major parameters are compared with that of other facilities.

Key words System facility, Volume ratio, Loop.