

研究性重水堆(HWRR)UO₂堆芯工程启动

工程启动小组

(中国原子能科学研究院, 北京)

关键词 漏流率, 最小流通流量, 主迴路堆入口压力事故信号定值, 热管功率百分比。

研究性重水反应堆于1983年4月改为UO₂堆芯。UO₂堆芯的工程启动实验只进行了与堆芯变更有关的项目, 主要是: 1. 工艺管流通试验; 2. 主迴路特性试验; 3. 提升功率及高功率连续考验。

一、工艺管流通试验

反应堆主迴路入堆重水除大部分进入工艺管外, 还有一部分重水从工艺管与内壳底部插座之间的缝隙中漏出。漏流率 η 按设计要求约为6%。随着反应堆运行以及装卸料次数的增加, 该间隙会由于磨损而使漏流率逐渐增大。这对元件传热是不利的, 为此必须定期对 η 值进行核算。按定义有:

$$\eta = 1 - \frac{N_1 \cdot g_1 + N_2 \cdot g_2}{Q} \quad (1)$$

式中 N_1 和 N_2 分别为堆芯1区和2区的工艺管数; g_1 和 g_2 分别为1区和2区工艺管单管流量; Q 为入堆重水总流量。

工艺管单管流量在新堆时可以由实测获得。但以后只能根据当时的运行参数通过以下公式计算得到:

$$g_2 = \frac{0.97 Q \cdot \Delta T}{K \sum_i \Delta t_i + \sum_j \Delta t_j} \quad (2)$$

$$g_1 = K \cdot g_2$$

式中 K 为1区与2区工艺管单管流量比; ΔT 为堆进出口重水温差; Δt_i 和 Δt_j 分别为1区和2区各工艺管修正后的温差值; 系数0.97为堆内元件传给主迴路热量的份额^[1]。

由公式(1)和(2)计算得到的 η 值往往误差很大, 为此我们采用工艺管流通试验来进行判断。流通试验可以确定迴路的最小流通流量, 它通过调节主迴路阀门, 来观察各工艺管的温差数值。当所有工艺管温差都开始显著下降时, 即表明冷却水已流通, 此时的流量即为最小流通流量。对比不同阶段测得的最小流通流量, 可以掌握堆漏流的相对变化; 可以检验堆芯检修或改变装载后的元件、工艺管及其他部件位置是否正确; 流道是否通畅; 有无异常的敞开口等。同时还可找到温差变化可疑的工艺管, 以便在提升功率中重点观察与监督。

* 夏延龄执笔。

自 1980 年 HWRR-2 启动至堆芯燃料元件由金属铀改为 UO_2 束棒组件的二年半时间内, 所测得的工艺管最小流通流量的平均值为 $9.38 \text{ m}^3/\text{h}$ 。本次 UO_2 堆芯启动, 工艺管流通试验中, 测得工艺管最小流通流量为 $9.0 \text{ m}^3/\text{h}$ 。结果表明反应堆内壳底部工艺管插座尚未明显磨损, 漏流率 η 不会有明显上升。另外还观察了全部 72 根工艺管的温差变化, 认为情况正常。可以进行反应堆提升功率及高功率连续考验。

二、主回路特性试验

对于 UO_2 堆芯, 主回路在活性区的阻力发生了变化, 因此在工程启动中有必要作回路特性试验。试验在 72 根燃料组件满装载下分三种方式进行: (1) 单泵超负荷试验; (2) 双泵并联测 $P-Q$ 各点值; (3) 三泵并联测 $P-Q$ 各点值。

试验结果如下:

1. 由于重水泵单泵运行(3000 r/min) 超负荷较多, 运转有时间限制, 故每台泵仅做最大流量处一个实验点。数据列于表 1。

2. 由试验(2)和(3)获得重水泵运行时的堆进出口 $P-Q$ 特性曲线。如图 1。

表 1 单泵最大流量实验数据

| 重水泵 | 总流量/ m^3h^{-1} | 热交换器 A(B) | | 堆进口(出口)压 | | 重水泵实测 功率/kW | 电机功率因素 |
|-----|-----------------------------------|-------------------------------|--|----------------------------------|----------------------------------|----------------|--------|
| | | 流量/ m^3h^{-1} | 入口压力/ $9.81 \times 10^4 \text{ Pa}$ | 力/ $9.81 \times 10^4 \text{ Pa}$ | 力/ $9.81 \times 10^4 \text{ Pa}$ | | |
| 甲 | 310 | 174(130) | 2.47(2.37) | 1.81(0.92) | 0.41(2.09) | 136.8 | 0.725 |
| 乙 | 295 | 145(148) | 2.18(2.38) | 1.76(0.94) | 0.53(1.95) | 142.9 | 0.713 |
| 丙 | 300 | 127(172) | 2.15(2.57) | 1.77(0.95) | 0.42 | 144.0 | 0.706 |

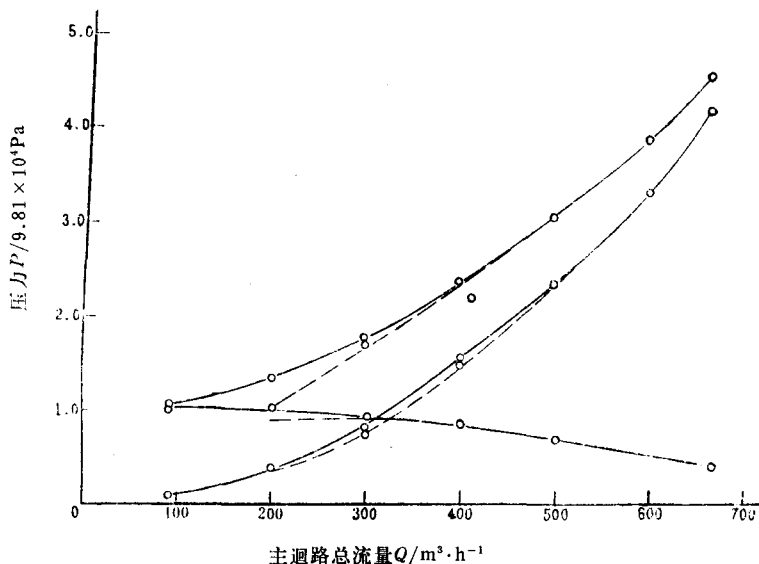


图 1 反应堆进出口 $P-Q$ 特性曲线

实线为重水泵单泵超负荷实验及双泵并联实验, 均在曲线上重合; 虚线为三台泵并联实验在小流量状态。

3. 测得三台泵并联运行时最大流量为 665 m³/h。此时重水温度为 15 ± 1°C。估计在堆高功率运行时, 随着重水温度升高, 重水总流量还会稍有增加。根据 UO₂ 堆芯的水力计算, 重水总流量(理论值)为 690 m³/h。理论计算比实测略为偏高。

4. 金属铀堆芯“堆入口液压过低”事故信号定值为 3.43 × 10⁵ Pa 表压(三台泵并联), 和 2.45 × 10⁵ Pa 表压(二台泵并联)。改为 UO₂ 堆芯后, 根据实验结果堆芯阻力要比原堆芯小。故推荐定值分别改为 2.94 × 10⁵ Pa 和 1.96 × 10⁵ Pa 表压。见表 2。由表 2 可以看出当二台重水泵运行时, 总流量一般在 400—480 m³/h, 入堆压力在 2.31 × 10⁵—2.84 × 10⁵ Pa 表压, 而此时事故定值在 1.96 × 10⁵ Pa 表压。一旦其中一台泵停止, 单泵入堆压力将在定值以下(由图 1 曲线可以查得), 立即事故停堆。当三台泵运行时, 总流量在 550 m³/h 以上, 入堆压力则在 3.38 × 10⁵ Pa 表压以上, 定值为 2.94 × 10⁵ Pa。此时一旦有一台泵停止, 则入堆压力下降到 2.94 × 10⁵ Pa 表压以下, 反应堆也能立即停止。因此是安全的。

表 2 “堆入口液压过低”事故定值选择

| 运行工况 | 二台重水泵(3000 r/min) | | | | 三台重水泵(3000 r/min) | | | |
|------------------------------------|-------------------|------|------|------|-------------------|------|------|------|
| | 400 | 420 | 450 | 480 | 550 | 600 | 630 | 650 |
| 总流量/m ³ h ⁻¹ | 400 | 420 | 450 | 480 | 550 | 600 | 630 | 650 |
| 堆入口压力/9.81 × 10 ⁴ Pa | 2.35 | 2.50 | 2.70 | 2.9 | 3.45 | 3.85 | 4.15 | 4.35 |
| 堆出口压力/9.81 × 10 ⁴ Pa | 0.83 | 0.80 | 0.75 | 0.73 | 0.65 | 0.55 | 0.50 | 0.45 |
| 事故定值/9.8 × 10 ⁴ Pa | 2.0 | | | | 3.0 | | | |

三、提升功率和高功率连续考验

提升功率和高功率考验为本次工程启动的最后一个项目。也是改用 UO₂ 堆芯后反应堆是否有所收益的最终鉴定。

提升功率试验从 12 kW 开始, 分 12, 50, 100, 500, 1000, 2000, 3000, 4000, 5000, 6000, 7000, 8000, 9000, 10000, 11000 kW 等多个台阶进行。随后在 11000 kW 功率水平连续考验十天。连续考验阶段 1 区和 2 区热管的功率百分比列于表 3。考验期间入堆重水总流量为 480 m³/h, 入堆重水温度为 40°C。因此根据限制功率计算曲线^[1], 实际上热功率还能提高。表 4 为在满装载时, 1 区和 2 区热管功率百分比分别为 1.996% 和 1.489% 时, 各种工况下的最大允许功率。

表 3 1 区和 2 区热管功率百分比(堆内装载 56 根)

| 日期(日/月), 时间 | 18/5, 20:00 | 19/5, 5:40 | 19/5, 14:00 | 19/5, 22:00 | 20/5, 2:00 | 20/5, 8:00 | 20/5, 14:00 |
|--------------|-------------|------------|-------------|-------------|------------|------------|-------------|
| 功率, kW | 11009 | 10950 | 11250 | 11350 | 11215 | 11070 | 11215 |
| 1 区热管功率百分比/% | 2.343 | 2.343 | 2.35 | 2.35 | 2.34 | 2.343 | 2.33 |
| 2 区热管功率百分比/% | 1.851 | 1.854 | 1.84 | 1.847 | 1.854 | 1.854 | 1.848 |

由表 4 可以看到, UO₂ 新堆芯全年任何时候在额定功率工况运行 11000 kW, 在加强功率工况运行 15000 kW 是不成问题的。在有利条件下, 反应堆能开到 17700 kW (总流量 650 m³/h, 入堆重水温度为 40°C 时)。根据统计数字, 全年约有 4—5 个月可以满足这种条

表 4 各种条件下的最大允许功率/kW

| | | 反应堆入口重水温度/°C | | | |
|---|-----|--------------|-------|-------|-------|
| | | 40 | 45 | 50 | 55 |
| 主 迴 路 总 流 量 m ³ /h | 470 | 12460 | 12100 | 11050 | |
| | 610 | 16550 | 15850 | 15400 | 14950 |
| | 630 | 17130 | 16500 | 16040 | 15580 |
| | 650 | 17710 | 17150 | 16680 | 16200 |

件。所以 UO₂ 堆芯除运行安全方面有改善外，在提高热功率方面也是有收益的。

参 考 文 献

[1] 贾占礼等, UO₂ 燃料组件热工计算. 中国科学院原子能研究所年报, 第 142 页(1983 年)

(编辑部收到日期: 1985 年 1 月 15 日)

THE COMMISSIONING OF THE MAIN LOOP AND RAISING OF REACTOR POWER FOR HWRR WITH UO₂ CLUSTER FUEL ASSEMBLY

XIA YANLING

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

ABSTRACT

This article describes the determination of the minimum flow of the process tubes, characteristic test of the mainloop and test of raising reactor power level after changing HWRR core into UO₂ fuel elements. According to these test results the threshold value of the scram for D₂O inlet pressure of the core and the maximum permissible thermal power for various conditions are determined.

Key words Bypass flow, Minimum circulation flow, Threshold value of the scram signal about the heavy water inlet pressure of the core, Power percent of hot channel.