

101重水研究堆三十年的技术发展

张文惠

(中国原子能科学研究院, 北京)

本文总结了101重水研究堆三十年来技术发展的概况。重点介绍了HWRR的技术改进、改建和当前进行的研究和应用工作。

关键词 研究堆, 反应堆改进, 反应堆运行, 反应堆应用。

一、前言

101重水研究堆(代号HWRR)是我国第一座反应堆。1958年6月13日首次达到临界,同年9月27日,由陈毅副总理剪彩后,开始提升功率运行,至今已安全运行30年。三十年来,这座反应堆为发展我国的核科学技术,特别是对我国原子弹、氢弹爆炸成功,核潜艇制造,放射性核素辐照生产,基础和应用基础研究以及培训科技人才等,做出了贡献。

三十年间,世界范围内研究堆技术得到了很大的发展。除研究、设计、建造满足特种需要和性能更先进的反应堆外,主要的工作是改进和充分利用已经建成的反应堆。为此,围绕着提高反应堆中子通量密度、降低燃料的富集度、发展堆内辐照技术、改进实验仪器设备以及扩大应用等重要技术问题,很多国家开展了工作,取得了很好的效果^[1-8]。

101重水研究堆三十年来,从反应堆物理、热工特性研究、设备维修改进、辐射防护、反应堆运行管理、扩大应用和人才培养等许多方面,都进行了不断的探索,并取得了重要成果。从三十年发展的概况可以看出,HWRR的技术进步与发展,是与世界研究堆的技术进步与发展的总规律相一致的,同时又具有自己的特色。

二、三个发展阶段及主要成果

HWRR是多用途的研究堆。原设计以2%富集度的金属铀为燃料,重水作冷却剂和慢化剂,石墨作反射层。反应堆额定功率为7 MW,加强功率为10 MW,中央垂直实验管道最大热中子注量密度为 $1.2 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 。反应堆主要用于物理实验和辐照生产放射性核素。其后,经过改建,反应堆额定功率提高到10 MW,加强功率增加到15 MW。反应堆的综合应用领域日益扩大。

HWRR的发展,基本上可分为三个阶段。从1958年起至1978年止,为第一阶段,以吸收、消化、改进和安全运行为主要任务。1978年底至1982年,为反应堆改建阶段,以更换堆芯,改造重水系统,更新热工、辐射监测仪表及引进过程控制计算机为主要工作内容。1982年以后,为改建后继续高功率运行,进一步扩大应用领域的阶段。

1. 第一阶段的主要技术改进

在这个阶段中,我们在原有技术基础上,开展了以改进设备性能,加强安全运行,扩大堆的用途,提高经济性为中心的技术改进。主要技术改进列于表 1。

通过多方面的技术改进,消除了许多设备隐患,引进了新技术,提高了自动化程度,加强了安全措施,扩大了应用范围。同时,也为尔后的反应堆改建在人员上和技术上作了准备。

2. 反应堆改建

反应堆改建分两期进行。1978 年底至 1980 年 6 月,完成了以更换堆芯及改造重水系统为重点内容的一期工程。1980 年下半年至 1982 年,完成了二期工程,主要项目是更新热工监测仪表、辐射监测仪表和安装过程控制计算机。鉴于二期工程的特点,施工是在每月停堆后的检修时间内进行的。

(1) 改建的原因 第一,由于科研和生产的日益发展,要求研究堆提供更高的中子注量密度,更大更多的辐照管道,足够的后备反应性。第二,反应堆内壳的工艺管插座,由于长时间运行的磨蚀,孔径扩大,造成了工艺管流量减少,旁路漏流量增加,迫使反应堆降低功率运行,放射性核素生产等受到严重影响。第三,反应堆监测仪表需要更新,满足和计算机匹配的要求。经过技术论证,我们认为只有改建才是最佳的选择。

(2) 改建的技术方案 文献[11]对改建方案设计已作了全面论述。改建方案的特点是: 1) 利用 3%低浓金属铀为燃料; 2) 选取紧栅格中子阱型堆芯物理方案,以在堆芯中央和外围重水反射层形成热中子辐照区,并使中央有较高的热中子注量密度; 3) 提高冷却剂流速,扩大堆冷却系统的冷却能力,以提高反应堆的功率(目的在于成正比地提高中子注量密度); 4) 尽量用国产仪表仪器取代原先的仪表仪器,引进计算机,以提高现代化水平; 5) 加强安全措施。

(3) 改建的主要项目 文献[12]对改建的主要项目及实施情况做了详尽的介绍。主要项目有: 1) 更换内壳,包括工艺管、控制棒、实验管道、堆水位计等堆芯全部设备及部件; 2) 改造重水系统的主管道; 3) 更换两台主热交换器,每台换热面积由 58 m²扩大到 102m²; 4) 扩建通风中心,在排风系统中,增加高效和除碘过滤器; 5) 建造地下室辐照回路工艺间和放射性旧内壳埋藏井; 6) 冷却水塔改进配水槽,更换溅水板; 7) 全部更新热工监测仪表,实现国产化,标准化; 8) 全部更新辐射监测仪表; 9) 引进过程控制计算机,实现对反应堆主要运行参数巡检、报警、制表、打印,并对最大允许功率实行在线监测^[13]。

(4) 改建的代价和收益 改建的投资约为新建堆投资的 1/10; 花费了一年半时间; 工作人员受到外照集体剂量当量为 1.58 Sv-人。通过改建,使反应堆最大功率提高 50%,最大热中子注量密度增加 1.3 倍,堆芯垂直实验管道数增加 2.6 倍。改建后的结果表明,预定的改建指标全部完成^[11,12]。

改建前后 HWRR 的主要技术参数列于表 2。

表 1 HWRR 主要技术改进

| 序号 | 系统名称 | 改进项目 | 改进效果 |
|----|----------|--|--|
| 1 | 反应堆本体 | 1) 反应堆燃料由2%金属铀改为2.2%金属铀 2) 工艺管结构改进 3) 反应堆燃料在堆芯倒换位置 4) 改进旋臂吊车, 实现运行工况下辐照样品罐的放进和取出 | 增加后备反应性 消除重水泵入口吸气, 减缓外套管对中层管磨蚀 节省核燃料 扩大放射性核素生产及其他样品辐照量 |
| 2 | 重水系统 | 1) 改进重水泵局部结构, 提高转子腔压力 2) 弹簧箱阀门增加填料密封 3) 改进重水泵出口逆止阀结构; 取消与管道连接的舌缘焊 4) 泵止推盘材料由司太利合金改成镍基合金* 5) 提高泵入口压力 6) 更换泵定子和转子薄膜套 | 消除定子薄膜被压破的隐患 防止因弹簧箱破裂而漏失大量重水 减少逆止阀故障率; 使检修方便 减小重水系统中 ⁶⁰ Co的放射性强度 防止工作叶轮气蚀 解决设备故障 |
| 3 | 二次水系统 | 1) 二次水放射性监测小回路的建立 2) 二次水采用加药阻垢新工艺* | 监督主热交换器是否泄漏 防止主热交换器结垢 |
| 4 | 屏冷系统 | 1) 设计了屏冷泵的自动密封结构 2) 设计新的屏冷热交换器, 改用不锈钢材料 3) 屏冷水中加入铬酸钼缓蚀剂 | 减少轴封泄漏放射性水量 改进流程, 提高效率 减缓屏冷水箱的腐蚀速率 |
| 5 | 重水净化系统 | 由离子交换树脂柱净化系统取代原蒸馏净化系统, 实现废树脂的水力输送* | 简化操作, 提高水质, 减少操作人员剂量当量 |
| 6 | 氮气系统 | 1) 增加氮气净化装置 2) 改用小型膜片式压缩机氮气循环回路, 停用一套鼓风机系统 | 除去氮中的氮气等 减少或防止鼓风机密封油进入反应堆 |
| 7 | 控制保护系统 | 1) 增加反应堆周期保护装置 2) 扩展小功率保护范围至额定功率的0.06% 3) 设置自动调节棒上升速度限速保护 4) 部分辐补偿棒改为钴棒 5) 在反应堆垂直管道内进行辐照样品罐取放操作时, 与反应堆控制保护系统有联锁保护 6) 研制了自动开堆系统 ^[9] | 提高安全性 加强低功率保护 加强安全保护 生产 ⁶⁰ Co 防止出现过大的反应性扰动 提高自动化程度, 实现定周期启动 |
| 8 | 热工参数监测系统 | 1) 研制沉子式水位计, 取代探针式水位计 ^[10] 2) 引用测氧仪监督堆内爆炸性气体含量 3) 研制工艺管温差测量巡检装置, 取代百余台二次仪表 | 避免了因探针式水位计不耐辐照等缺陷而引起的故障 时间常数小, 有利于对反应堆启动过程及时监测 减少仪表运行台数和相应的维修工作量 |
| 9 | 电气系统 | 1) 直流110 V蓄电池改成密封防爆式新型号 2) 电动设备由就地启动改成远距离启动, 如抽风机 3) 手动操作的阀门改成电动操作, 如二次水入口大阀门 4) 重水泵控制电路改进 5) 用可控硅整流器代替直流110 V充电机组 | 取代老产品 便于集中控制 操作方便、省力 增加断电事故冷却的可靠性 采用新技术 |

续表

| 序号 | 系统名称 | 改进项目 | 改进效果 |
|----|--------|--|---|
| 10 | 辐射监测系统 | 1)设计新的燃料元件破损监测小回路 2)设计燃料元件破损监测重水小回路 3)用电离室测量重水泄漏 4)研制堆小室辐照样品罐泄漏监测装置 | 减少测量滞后时间,提高灵敏度 增加一套监督措施 比原设计的方法灵敏 加强放射性核素泄漏监督,防止污染 |
| 11 | 重水浓缩装置 | 建造了放射性重水电解浓缩装置,使排到堆外的低浓重水再浓缩 | 回收再用因检修或泄漏排出的重水 |
| 12 | 辐照回路 | 1)建造了高温高压辐照回路 2)建造了低压辐照回路 | 辐照考验了动力堆燃料组件 辐照考验了101重水研究堆改建用燃料元件等 |

* 表示有第二或第三阶段完成的部分内容

表 2 HWRR改建前后主要技术参数

| 序号 | 参 数 | 改 建 前 | 改 建 后 | |
|----|--|---------------------|---------------------|--------------------------|
| | | | 设 计 值 | 实 际 值 |
| 1 | 堆芯 栅距/cm | 13 | 9.2 | 9.2 |
| | 高度/cm | 124.3 | 101.7 | 101.7 |
| | 外径/cm | 140.6 | 93.4 | 93.4 |
| | 燃料管道/根 | 84 | 72 | 72 |
| | 控制棒/根 | 11 | 12 | 12 |
| 2 | 堆芯垂直实验管道/根 | 9 | 33 | 33 |
| 3 | ^{235}U 富集度/% | 2.(2.2) | 3 | 3 |
| 4 | ^{235}U 装载量/kg | 6.72 | 7.10 | 7.10 |
| 5 | 满装载后备反应性/% | 13.2 | 16.3(计算值) | 17.1(实验值) |
| 6 | 反应堆额定功率/MW | 7 | 10 | 10 |
| 7 | 反应堆加强功率/MW | 10 | 15 | 15 |
| 8 | 垂直管道最大热中子通量密度/ $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ | 1.2×10^{14} | 2.3×10^{14} | 2.8×10^{14} |
| 9 | 水平孔道热中子通量密度(最里端)/ $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ | 2.6×10^{13} | 4.9×10^{13} | $\sim 5.0\times 10^{13}$ |
| 10 | 冷却剂流量/ $\text{m}^3\cdot\text{h}^{-1}$ | 400 | 582 | 630* |
| 11 | 二次水流量/ $\text{m}^3\cdot\text{s}^{-1}$ | ~ 1000 | 1800 | 1780 |
| 12 | 燃料元件表面最高水流速/ $\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$ | 3.61 | 6.0 | 6.0 |
| 13 | 燃料元件最大热流密度/ $\text{W}\cdot\text{m}^{-2}$ | 0.98×10^6 | | 1.94×10^6 |

* 受元件表面水流速的限制,实际运行值 ~ 580

3. 改建以后的技术发展

改建以后,为进一步扩大应用和加强安全性进行了以下几项主要工作。

(1) 改进离子交换柱重水净化系统 在运行中,发现1967年投入运行的离子交换柱重水净化系统还有值得改进的地方:其一是净化总水量还显得偏少;其二是更换树脂时比较费事,操作人员的剂量当量大。为此,重新作了改进设计,并于1983年投入运行。新净化系统增加了树脂装量,采用了水力输送树脂的工艺流程。1987年底进行了第一次水力

输送废树脂工作, 输送用水量和树脂量体积之比为 (1.1—1.18):1.0, 操作人员所受剂量当量仅为原来的 1/10。树脂柱总净化水量为 4000 多吨。

(2) 堆芯改用 UO_2 棒束燃料组件, 再次更换堆芯^[14-16] 反应堆改建之后, 利用 3% 富集度的金属铀燃料元件运行了两年多的时间。众所周知, 铀的耐腐蚀性能很差, 在常温下也会和水起剧烈的反应, 使铀氧化脱落。因为使用铝合金作包壳, 一旦发生元件包壳破损, 有可能因自然恶化或人为处理不当而造成冷却剂系统的污染。即使出现包壳的微小破损, 也不允许继续开堆运行, 必须停堆查找。上述情况于安全和生产均是不利的。为改变这种情况, 进行了 UO_2 棒束燃料组件的堆芯物理、热工设计、工艺管改进设计。1983 年利用停堆检修时间完成了堆芯燃料的更换。 UO_2 燃料组件, 在长时间高功率运行及多次热循环工况下显示了良好的安全性。 UO_2 燃料堆芯主要参数列于表 3。

表 3 UO_2 燃料堆芯主要参数

| 序号 | 参数 | UO_2 燃料 | 金属铀燃料 |
|----|---|----------------------|----------------------|
| 1 | 栅距/cm | 9.2 | 9.2 |
| 2 | 燃料管道/根 | 72 | 72 |
| 3 | 活性区高度/cm | 100.0 | 101.7 |
| 4 | ^{235}U 富集度/% | 3 | 3 |
| 5 | ^{235}U 装载量/kg | 8.02 | 7.10 |
| 6 | 满装载后备反应性/% | 16.3 | 17.1 |
| 7 | 反应堆加强功率/MW | 15 | 15 |
| 8 | 垂直管道最大热中子注量密度/ $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ | 2.4×10^{14} | 2.8×10^{14} |
| 9 | 燃料元件表面最高水流速/ $\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$ | 3.38 | 6.0 |
| 10 | 燃料元件最大热流密度/ $\text{W}\cdot\text{m}^{-2}$ | 1.30×10^6 | 1.94×10^6 |

由表 3 可知, UO_2 堆芯保持了金属铀堆芯的物理特性。

(3) 新高温高压回路建造^[17] 1984 年, HWRR 又新建成了一个高温高压辐照回路。回路的设计压力为 17.2 MPa, 设计温度 350°C, 最大冷却剂流量 15 m^3/h , 最大考验燃料组件功率 400 kW。本回路在设计上有以下几个特点: 1) 采用了三回路冷却方式, 即在高温高压回路和常温三回路之间, 设置中温中压密闭回路。这种方式, 减小了主热交换器热应力, 防止了二次水侧冷却管结垢, 有利于安全运行。2) 调节性和工作稳定性好。在回路温度变化范围较大时, 可用一回路的阀门进行调节, 控制温度变化速度。在温度变化不大时, 可以用二、三回路的水流量进行调节。流量、压力、温度分别控制变化范围为 $\pm 0.1 \text{ m}^3/\text{h}$, $\pm 0.1 \text{ MPa}$, $\pm 1^\circ\text{C}$ 。3) 反应堆功率升降可与回路温度升降分步进行, 便于操作, 有利于反应堆安全启动和停止, 也有利于回路安全升温或降温。4) 采用膨胀石墨作密封填料, 在温度变化和稳态运行时, 回路的阀门有良好的密封性。5) 利用除氧树脂连续除氧, 使回路水中氧含量 $< 0.05 \text{ ppm}$ 。6) 安全措施比较齐全。如有安全注入系统, 喷淋设备等。

利用该回路, 于 1987 年 1 月完成了秦山核电站燃料组件堆内综合考验。

(4) 建成 NTD 硅辐照生产装置^[18] 八十年代初, 在 HWRR 上对 NTD 硅辐照工艺进行了系统研究, 不久便研制了辐照生产装置和建立了相应的生产辅助设施, 形成了工业规模的生产能力。辐照装置的主要技术参数列于表 4。

表 4 HWRR 中 NTD 硅辐照装置技术参数

| 序 号 | 参 数 | 2 号装置 | 3 号装置 |
|-----|---|--------------------------|--------------------------|
| 1 | 热中子注量密度/cm ⁻² ·s ⁻¹ | (4—9) × 10 ¹³ | (4—9) × 10 ¹³ |
| 2 | 热快中子注量密度比 | >50 | >50 |
| 3 | 样品转速/min ⁻¹ | ~2 | ~2 |
| 4 | 最高辐照温度/°C | <150 | <180 |
| 5 | 样品最大直径/mm | 52 | 82 |
| 6 | 样品最大长度/mm | 280 | 250 |
| 7 | 积分中子注量密度控制精度/% | ±5 | ±5 |
| 8 | 径向中子注量密度不均匀度/% | ±1 | ±1 |
| 9 | 轴向中子注量密度不均匀度/% | ±4 | ±4 |
| 10 | 冷却方式 | 空 气 | 空 气 |

由上述参数可以说明,本装置为 NTD 硅辐照提供了很好的条件,这是获得优质产品所必须先决条件。

除了上述反应堆系统本身的改进之外,反应堆的物理实验设备仪器也在不断改进和更新。就热中子散射实验研究而论,目前配备的主要设备有:中子粉末衍射仪;中子四圆衍射仪;中子三轴谱仪;铍过滤谱仪。除铍过滤谱仪外,均由计算机控制,自动采集数据。现在正在建造一台飞行时间谱仪和冷中子小角散射谱仪。HWRR 已形成初具规模的中子散射实验基地。

另外,研制的利用缓发中子法测铀装置,实现了样品辐照、冷却、送测、贮存、数据获取的自动化。

三、利用 HWRR 进行的主要工作

101 重水研究堆用途是很广的。现就主要科研和生产工作概述如下。

1. 热中子散射实验

利用热中子散射实验研究物质的静态结构和动态信息,已成颇具特色的研究手段,在物理、化学、生物学、冶金学和材料科学等方面,得到了广泛的应用。利用上述设备目前开展的课题有:1)磁性材料的中子衍射研究,着重研究稀土元素合金磁性材料,某些铁氧体磁性材料的结构和磁结构。2)铁氧体结构和软膜相变研究。1974年首先观察到了 α -碘酸锂晶体在外电场作用下衍射效应增强的现象。3)金属氢化物中子散射研究。如探索材料贮氢性能和微观结构的关系。4)超导微观机理研究。研究了某些超导材料的声子谱,观察在材料中加入某些元素后,声子频率变化与超导转变温度的规律。5)小角散射,将先开展一些金属材料缺陷研究,逐步创造条件,开展生物膜、生物分子和聚合物结构研究。

2. 辐照研究

辐照研究主要在工具堆上进行。HWRR 经过技术改进,进行了适量的辐照研究工作。利用建成的低压水辐照回路,低压重水辐照回路,高温高压辐照回路,先后进行了生产

堆、101重水研究堆(改建)、核潜艇堆及秦山核电站堆的燃料元件(或组件)的考验研究。还利用HWRR的工艺管道随堆考验了生产堆燃料元件。另外,还进行了反应堆结构材料,反射层材料的辐照研究。可以说HWRR起了部分工具堆的作用。

3. 放射性核素辐照生产

利用HWRR可以辐照生产多种放射性核素,供农业、工业、医学和科学研究等诸多方面应用。应用放射性核素投资少,效益大,被称为核工业中的“轻工业”。

HWRR辐照生产放射性核素,有以下较为有利的条件:1)反应堆使用低浓铀燃料,加上反应堆的综合利用,所以,相对而言成本较低;2)活性区内辐照管道较多,辐管空间大;3)中心垂直管道的热中子注量高,可生产较高比度的产品;4)有旋臂吊车系统,可以在反应堆运行工况下,方便地进行辐照样品罐的送进取出。

生产的主要核素有: ^{125}I , ^{131}I , ^{99}Mo , ^{113}Sn , ^{192}Ir , ^{60}Co , ^{210}Po , ^{198}Au 等。HWRR生产放射性核素在国内是最早的,现在也是国内放射性核素的重要生产基地。

4. 堆中子活化分析

中子活化分析方法是分析痕量和超痕量元素的重要方法。在工业、农业、医学、环境科学、地质、天体化学、考古等许多领域得到了广泛的应用。

HWRR是国内最先开展中子活化分析工作的。它可为中子活化分析提供数以十计的石墨层管道,安装跑兔系统。辐照位置的中子注量密度为 $(2-5)\times 10^{13}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ 。可以说还有很大潜力。

现有两套“跑兔”装置。一套是堆中子活化分析装置,由快速自动辐照装置、高效率和高分辨率的Ge(Li)探测器以及计算机组成。对周期表中大多数元素检出下限能达到 $10^{-6}-10^{-9}\text{g}$,个别元素还能够达到 $10^{-13}-10^{-14}\text{g}$ 。另一套是利用缓发中子法测铀装置,它由气动输送系统、定时和自动控制系统以及测量和数据处理系统组成。该方法分析天然铀的下限为0.05 ppm, ^{235}U 的下限为 $4\times 10^{-4}\text{ppm}$,适合于对大规模的地质普查样品的分析^[19]。

5. 材料辐照改性

利用专用的辐照装置,在反应堆运行时,可进行单晶硅中子掺杂,生产NTD硅。在停堆工况下,利用堆芯 γ 射线,进行电子元器件的辐照。这类工作有较好的经济效益。

目前主要辐照生产 $\phi 51$ 和 $\phi 76$ 两种NTD硅。由于重水堆和堆上辐照工艺上的优点,使NTD硅的质量比冶金扩散法得到的产品质量好。HWRR生产的NTD硅能保证达到如下指标:1)径向电阻率不均匀性 $<2\%$ 。2)电阻率偏差 $<10\%$ 。3)经退火处理后,硅原子寿命为100—300 μs 。

6. 培训工作

HWRR是培训反应堆物理和工程专业人员以及大专学生的理想场地。这是因为:1)地处北京,交通方便,气候适宜;2)反应堆属中等规模,系统比较多,有一定复杂程度;3)每月既有开堆运行工况,又有停堆检修工况,运行操作和检修操作较多;4)用途广,用户多,因而涉及的专业面宽;5)堆史长,经验较多。据不完全统计,在这里接受培训

的有数千人。

本文仅概略地回顾了 HWRR 三十年的技术发展,关于物理、化学、热工研究,技术管理,维修和运行经验以及辐射防护等内容,还将有专著与读者见面。

作者衷心感谢叶春堂同志提供了中子散射研究方面的重要资料,朱焕南、阎童林、贾占礼、郭文琪等同志审阅本文并提出宝贵意见。

参 考 文 献

- [1] 罗安仁,核动力工程,3(5),77—84(1982)。
- [2] 张肇源,核动力工程,6(2),44—49(1985)。
- [3] Technical Reports Series No. 71, IAEA, Vienna, (1967)。
- [4] Bibliographical Series No. 37, IAEA, Vienna, p. XIV—XX(1970)。
- [5] Programming and Utilization of Research Reactors Vol. 2, IAEA, p. 21(1961)。
- [6] Proceedings of the Third International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy Vol. 7, Geneva, (1964)。
- [7] 郭星渠,核动力工程,3(3),78—84(1982)。
- [8] 孙荣先,核动力工程,5(2),61—69(1984)。
- [9] 胡华旦等,原子能科学技术,(10),767—774(1963)。
- [10] 韦永年等,原子能科学技术,(5),547—554(1980)。
- [11] 马福邦等,核科学与工程,1(1),20—26(1981)。
- [12] 重水反应堆研究室,杨如川等执笔,核科学与工程,2(2),107—116(1982)。
- [13] 吴坤益等,核科学与工程,5(1),40—46(1985)。
- [14] 张鹏飞等,原子能研究所年报,原子能出版社,北京,141(1983)。
- [15] 朱焕南等,核科学与工程,5(2),174—180(1985)。
- [16] 贾占礼等,原子能科学技术,21(4),411—416(1987)。
- [17] 韩燕,核科学与工程增刊,107—110(1985)。
- [18] 重水堆单晶硅组,原子能研究所年报,原子能出版社,北京,139(1982)。
- [19] 宋全坝,核技术,(1),21—24(1981)。

(编辑部收到日期:1988年4月22日)

TECHNOLOGICAL DEVELOPMENT OF THE 101-HWRR DURING THE LAST 30 YEARS

ZHANG WENHUI

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

ABSTRACT

The paper describes technological development and application survey of the 101-HWRR during the last 30 years.

In June of 1958, the HWRR went critical. Since September of 1958, it had been operated at power level of 3—7 MW. During the years of 1958—1978, all the systems related to the reactor were improved in varying degrees for the reactor to be operated more safely and used more fully. After 1967, the HWRR was operated at the power of 10 MW. During the years of 1978—1982, the reactor was reconstructed. The core was changed and the heavy water cooling system was improved. The monitoring systems of thermal hydraulic parameter and radiation dose were renewed, and a computer real-time monitoring was introduced. After the reconstruction, the maximum power of the reactor was up to 15 MW, the maximum thermal neutron flux density was up to 2.8×10^{14} n/cm²·s and the number of the vertical experimental channel was increased by 2.6 times.

The main applications of the HWRR are: radio-isotopes production; experiment on neutron scattering; reactor neutron activation analysis; materials modification by irradiating; research on irradiation of reactor material and fuel; training of the personnel.

Key words HWRR, Reactor operation, Reactor reconstruction, Utilization of reactor.