

年度

# 学术交流论文集



中国核动力研究设计院



# 学术交流论文集

1990年

# 前 言

我院于1991年和1992年分别举行了90年和91年度学术论文报告会。会议得到了各级领导及广大科技工作者的积极支持，会议报告论文内容涉及到反应堆工程、堆物理、热工水力、核燃料与材料、反应堆化学、反应堆控制、同位素技术、安全分析、环保及相关的一些民品技术。通过以孙玉发为主任、黄士鉴、吴坤炳为副主任的评审委员会认真负责的评定，评出具有学术价值和指导作用的优秀论文，分别给予一、二、三等优秀论文奖。

为了推动学术交流，互通情报，以利于技术的推广应用，院决定汇集90年和91年的获奖论文，编辑出版90—91年度优秀论文集。某些论文由于保密原因，未能汇集。

由于水平有限，定有不当之处，诚望读者予以批评和指正。

# 目 次

1990年

## \*\*\* \* 一 等 奖 \* \*\*\*

- 快堆燃料元件包壳管的研制.....钱延儒 张世恩 王晓敏 (1)  
高温高压双试样防护热板装置的研制.....邓 凯 应诗浩 吉忠昌 陈宏彤 (2)  
HFETR运行十年辐射环境质量  
.....罗嘉祥 赵忠礼 熊德斌 田书星 肖腾辉 裴天德 (3)  
研究试验堆堆芯燃料管理的一个估算模型.....彭 凤 (4)  
秦山300MW核电站驱动机构热态试验 综 述.....张英俊 (5)  
噪声分析技术在核电站压水堆故障诊断中的应用  
.....杜继友 周万福 石安荣 赵守钧 (5)

## \*\*\* \* 二 等 奖 \* \*\*\*

- 板型燃料组件水隙检测系统  
.....何凤歧 罗京海 李慧峰 杨 虹 刘金江 时淑莲 (7)  
HTGR燃料元件制造技术研究及样品制备  
.....杨有清 戴受惠 邱邦臣 郑振华 解怀英 朱树明 朱金霞 宋殿武 代胜平 仲伟迁 (8)  
改善锆-4合金耐腐蚀性能的研究  
.....周邦新 赵文金 苗 志 潘淑芳 李 聪 (9)  
直接测量<sup>125</sup>I活度的标准装置与应用.....翟盛庭 沈 峰 (10)  
高温气冷堆颗粒燃料包覆工艺研究  
.....王宝善 梅晓辉 黄学彬 谷晓非 罗先才 戴受惠 (11)  
医用碘 (<sup>131</sup>I) 化钠溶液的研制.....柴德安 胡学正 (12)  
有晶间腐蚀倾向的不锈钢在高温水中晶间和应力腐蚀性能研究  
.....温跃增 (13)  
PIPESTRESS 2010程序开发及功能介绍.....李锡华 胡耿兰 (14)  
文件编辑软件《 ZYZ 》研制与应用.....钟元章 (15)  
核电站反应堆运行安全限值分析程序 ROSLA.....李经纬 (16)  
秦山核电二期工程反应堆冷却剂系统管道应力分析.....余儒宏 (17)  
放射性污水通过地层入渗对地下水的污染分析  
.....李 健 赵 科 高应为 黄学清 (18)  
压水堆核电厂反应堆轴向功率分布控制.....程和平 章宗耀 (19)



一种测量HTGR包覆燃料颗粒涂层厚度与密度的新方法

.....	刘超	朱金霞	王瑞珍	(20)		
攀钢高炉渣综合利用开发研究.....	王道奎	李本恩	江志全	雷茂林	刘宝金	(21)
无损检测用钴-60 $\gamma$ 源的研制.....					张继荣	(22)
HFETR通风中心在役除碘器性能现场检验						
.....	肖腾辉	张廷生	孙慧	陈金田	黄毓英	(23)
氯化铝辐照前后的含碳量分析.....	蔺心祯	吴天玺	张洁			(24)
放射性药物研究应用的最新进展.....	赵宇亮	李茂良	谭天秩			(25)
低功率堆堆本体抗震分析.....			曾建华	符世祥		(26)
硫酸亚铁剂量计的研制.....			王剑云	李星垣		(28)
自动测试与自动控制在热工实验室中的应用探讨.....				刘影		(30)
流质泄漏噪声机理研究.....				郑忠实		(31)
5 MW堆主厂房结构抗震安全性能校核.....			符世祥	曾建华	陈敏	(32)
600MW核电压力容器产品模拟件的研制概况.....					魏光荣	(33)
自然循环整体实验台架设计探讨.....				赵华		(34)
铀钍钍堆堆芯本体加工工艺的研究.....				张月英		(35)
GWXJ-80型 $^{60}\text{Co}$ 远距离外照射治疗机计算机控制系统的应用研究.....				罗小合		(36)
大型热工实验室电磁屏蔽探讨.....				周仁明		(37)
压水堆压力容器法兰密封技术.....			宋新社	胡德俊		(38)
流动作用在单根管和管束上的流体紊流.....				蒋自龙		(39)
组合几何与射线跟踪技巧在蒙特卡罗方法中的应用.....			张立吾	张玉琴		(40)
数值函数的图形输出.....			李则仙	唐国贞		(41)
4 × 4 组件考验回路气动球系统堆外试验.....				谢重		(42)
GSCM几何源辐射屏蔽点核积分程序.....	李春槐	张立吾	张传旭	张玉琴		(43)
法国蒸汽发生器的运行情况与设计改进.....				张富源		(44)
气动球系统中氮气动力计算分析.....				段远刚		(45)

1991年



轻水堆燃料组件计算程序包TPFAP

.....	章宗耀	李大图	姚栋	程和平	谢仲生	尹邦华	(47)
大型核电站燃料组件辐照考验件4 × 4 - 4双金属定位格架设计和试验							
.....	杨诗明	姚缚	张世权				(51)
IBAD氯化铀薄层的显微组织.....				盛钟琦	H·Ruoff		(57)
压力容器整体密封结构系统数值分析.....				肖明智			(61)

低氧化态金属离子 (LOMI) 去污技术研究.....黄富端 余德贵 吕敬璐 谢银燕 (66)

\*\*\*\*\*  
\*\*二等獎\*\*  
\*\*\*\*\*

- 对我院学术工作的分析与建议.....陈善科 (72)
- 核动力装置低频电源的研制.....王治国 (73)
- 核反应堆驱动线改进.....张汉周 (74)
- 核反应堆内残留物热工水力特性影响分析研究  
.....王建民 于俊崇 柴长岭 宋小明 李经纬 陈小舟 (75)
- TSZ-I型直道式Ir-192 $\gamma$ 射线探伤机研制.....陈保宏 (76)
- 新型自补偿 $\gamma$ 量热计的研制及应用.....韦会祥 于维德 高景欣 李志栋 (77)
- HY 9130 $\gamma$ 射线自动控制仪研制.....樊麦秀 (78)
- 重铬酸钾(银)剂量计的研制.....王剑云 李星垣 杨彦生 陈 或 (79)
- 氯甘肟的研制及其稳定性研究.....李明起 李茂良 柴德安 (80)
- 钋球及钋球用钢的辐照性能检验.....杨治全 毛林彬 陈选和 曾旺春 (81)
- 控制棒钴吸收体的活度分布.....彭 凤 王秀芳 任 敏 秦乐刚 (82)
- 铌粉氯化制取NbCl<sub>5</sub>工艺研究.....陈连发 缪远胜 李淑蓉 (83)
- 钛对高硼钢微观组织和机械性能的影响.....陈 文 (84)
- $\phi 6$ 棒束压降及定位架形阻 研究.....唐锡文 (85)
- PWR整体实验装置特点及秦山600MW瞬态装置设计初步考虑.....陈炳德 (86)
- U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-Al弥散板型燃料在中国的发展状 况.....孙荣先 黄德成 伊吕耕 (87)
- 时空动力学中的粗网格再平衡.....刘志峰 (88)
- 反应堆压力容器密封O形环用Inconel 718合金管材的研制与综合分析.....朱正清 (89)
- 脉冲反应堆运行试验研究.....谭日林 (90)
- 核电站在线故障诊断专家系统.....赵翼瑜 (91)

\*\*\*\*\*  
\*\*三等獎\*\*  
\*\*\*\*\*

- 反应堆冷却剂泵特性试验研究.....李 涛 (92)
- 反应堆驱动线对中分析与改进.....张振亚 (93)
- 自然循环整体模拟实验装置方案设计——有效高差计算.....赵 华 (94)
- 自然循环整体实验装置数据采集系统方案设计.....刘 影 (95)
- 国产树脂辐照性能试验 研究.....夏生兰 周道蓉 王鲁宁 廖文勇 李映发 刘天秋 (96)
- 离子色谱法测定H<sub>3</sub><sup>32</sup>PO<sub>4</sub>产品中的杂质无机 离子.....程作用 大久保昌武 (97)
- 日本原研反应堆退役技术开发及应用 (反应堆退役考察报告)  
.....张宝山 姚崇法 田书星 范井仙 (98)
- 高活度<sup>153</sup>Gd源芯体的研制.....胡学正 (99)
- 岷江实验堆仪表控制系统 设计.....孙茂玉 (100)
- WFL无线防盗雷达报警 系统.....谢相仕 (101)
- 苏联切尔诺贝利核电站事故的 启示.....汪胜国 (102)

高新技术竞争与专利保护	代平	(103)
$U_3Si_2$ -Al板废元件中 $U_3Si_2$ 回收研究	王道奎	(104)
甲醇中水分含量的卡尔·费休法测定	范杰 王玉华	(105)
重铬酸钾氧化法分析AUC滤液中甲醇含量的研究及应用	赵桂芳 陈忠胜	(106)
陶瓷坩埚感应熔炼法制备 $LaNi_5$ 化合物的研究	蒋炳玉 张忠伦 张惠英 朱兴权 郑玲玲 席代明	(107)
$UO_2/Zr, UO_2/Nb/Zr$ 间界面的微观分析	赵文金 蒋宏曼 孙吉昌	(108)
$U_3Si_2/Zr$ 及 $USi/Zr$ 间相容性的研究	孙吉昌 张惠英 李卫军 孙荣先	(109)
轴向非均匀加热临界热流密度实验方案设计与计算	张伯义	(110)
脉冲堆水平切向孔道快中子流量率谱等中子参数实验研究	咸泽君 张义东 上官咏玲	(111)
原型脉冲堆整治、技术改造和应用开发可行性	李映发	(112)
华光系统图像处理软件的应用	王素慧	(113)
90348号元件冲刷试验后破损原因的分析	郑斯奎 赵文金 李卫军 蒋宏曼 周邦新	(114)
高通量工程实验堆堆芯几何的网络剖分	李大图 唐国贞	(115)
海洋条件对船用反应堆的影响	王开明 柴长岑	(116)
核电站一级设备设计探讨——近代设计思维与方法讨论	张敬才	(117)
脉冲堆脉冲参数试验测量技术研究及应用	谢玉琪 陈志模 咸泽君 李映发 张义东 陈和平 周斌	(118)
AUC粉末干燥与气流输送工艺研究	李雪	(119)
核动力装置反应堆静态运行方式论证	何光前	(120)

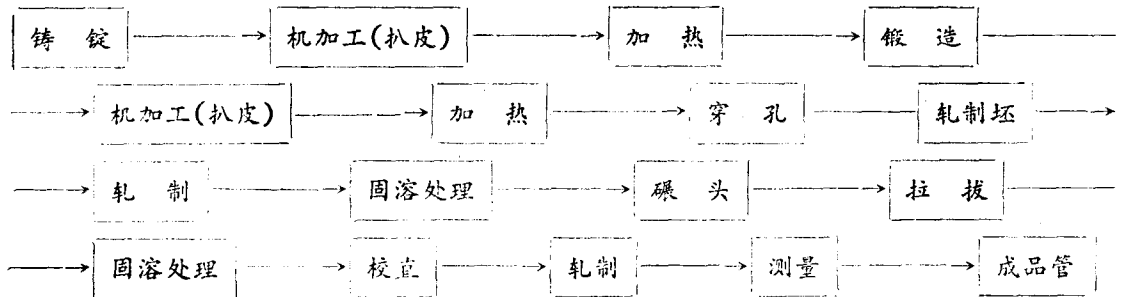
**责任编辑:** 顾益宇 邢欣查 左成元 陈佩贞 陈善科

# 快堆燃料元件包壳管的研制

钱廷儒 张世恩 王晓敏

燃料元件包壳管是核燃料的第一道屏障。在反应堆运行期间它要承受高温(350—700℃)、强的中子辐照( $5-8 \times 10^{15}$ 中子/厘米<sup>2</sup>·秒)和恶劣的腐蚀环境(指高温液态钠和气态裂变产物的影响)和各种载荷的作用(包壳管内压力可达8.0MPa, 还有包壳管壁内外温差引起的热应力), 而且在整个寿命期内要保证燃料元件的完整性和尺寸的稳定性。因此, 要求包壳管必须具有良好的耐高温强度, 抗腐蚀和抗中子辐照性能, 小的中子吸收截面和高的尺寸精度。

结合国内外的生产经验, 充分利用拉拔和轧制两种加工方法的特点以及国内现有设备条件, 采用“轧制-拉拔-轧制”的工艺流程大致为:



包壳管材料选用AISI 316(Ti)不锈钢。其制造过程是: 把经过二次熔炼(真空感应熔炼和真空电弧熔炼)的铸锭扒皮后热锻成直径为36mm长为400—500mm的棒料, 再进行热穿孔, 所得的荒管即轧制成坯, 然后再进行九道次的冷轧和五道次冷拔, 即可得到直径为6mm, 壁厚0.4mm的管材, 在冷加工过程中还要进行必要的热处理和校直等。总变形量在95%以上。

要获得符合设计要求的高精度管材, 在工艺路线确定之后其关键在于各工艺参数的选择, 如每道次冷加工量和两次固溶处理间冷加工量的确定, 固溶处理加热温度、保温时间的选取, 以及变形工具的选取, 工作人员的精心操作等。

尺寸检查是确定管材是否合格的一种手段。对这种细而长、内径( $5.2 \pm 0.025$ mm)、外径( $6.0 \pm 0.025$ mm)、壁厚( $0.4 \pm 0.03$ mm)都有公差要求的管材测量, 国内都是将管材切成10—20mm长的小段, 用比长仪来测量, 这样只能抽样检查, 而且要浪费一部份管材。目前我们用气动量仪, 制作了特殊的探头, 利用气动差原理来测量管材内外径, 精度达到0.002mm, 首先在国内解决了细管整体测量的技术。

现在生产的管材内外径及壁厚公差可控制在0.01—0.02mm之内, 表面粗糙度可达到0.16 $\mu$ m, 完全符合设计要求。

经过两年多的试制我们认为: 采用“轧制-拉拔-轧制”的工艺路线是正确的。利用国内现有设备可以生产出快堆用包壳管, 但其精加工必须在实验室内完成。



# 高温高压双试样防护热板装置的研制

邓凯 应诗浩 吉忠昌 陈宏彤

## 1 引言

高温气冷堆绝热材料的导热系数必须用特殊的装置进行测试,而国内目前还没有高温高压氦气气氛下测量绝热材料导热系数的装置,为此,自行研制了一套测量装置。该装置的工作压力为 $1-10^5\text{Pa}$ ,测试温度为室温— $800^\circ\text{C}$ 。经半年多的测试,证明整个装置性能稳定可靠。

## 2 装置结构和测量原理

该装置由主机、充气和真空系统、电源和控制柜、数据检测系统等组成。主体由主热板、上、下副热板、上、下水冷板、防护环、外防护环和压力容器等组成。加热板为两块直径 $305\text{mm}$ 、厚 $8\text{mm}$ 的新一号金属均热垫板,两块垫板间夹入镍铬带线切割得到的均匀分布的发热体,用陶瓷纤维纸作电绝缘材料。上、下付热板为整板。主热板中心直径 $150\text{mm}$ 部分为计量热板,外圈为防护环,计量热板与防护环间用 $1.5\text{mm}$ 宽的金属桥连结,其余部分为 $2\text{mm}$ 宽的隔缝。

试样位于主热板的上、下两侧。主热板和副热板分别控制试样的热面( $T_1$ )和冷面温度( $T_2$ ),使试样上产生温差 $\Delta T = T_1 - T_2$ 。防护环和外防护环都是为了防止计量部分产生侧向热流,从而使计量部分建立一维均匀和稳定的热流,这时试样的导热系数为:

$$\lambda = \frac{\Phi}{A\left(\frac{\Delta T_1}{d_1} + \frac{\Delta T_2}{d_2}\right)}, \quad \text{W/m}\cdot\text{K} \quad (1)$$

式中, $A$ 为计量面积, $\text{m}^2$ ; $\Phi$ 为单位时间内流过计量面积 $A$ 的热量,即 $A$ 面积上的电功率( $\Phi = IV$ ), $w$ ; $\Delta T_1$ 和 $\Delta T_2$ 分别为试样上的温差, $k$ ; $d_1$ 和 $d_2$ 分别为试样的厚度, $m$ ;当两个试样的厚度和温差相同时,(1)式为,

$$\lambda = \frac{\phi \cdot d}{2A\Delta T}, \quad \text{W/m}\cdot\text{K} \quad (2)$$

## 3 检定和测试结果

国际标准规定:“在一个成功的比对测量之后,才能签发遵照本方法进行测试的报告,不再需要进一步校核了,但推荐进行定期查核”。采用美国标准局(NBS)的标准参考材料(SRM)于室温常压下进行了测试,其测试结果与NBS标准值的相对误差小于 $\pm 2\%$ 。由于国内、外均无合适的高温SRM,所以无法进行高温标准样品检定。

## 4 结 论

本装置设计合理,检测达到了预定的指标,于0.1MPa室温时,导热系数的不确定度为2%;于750°C时热膨胀修正后的不确定度为4%。

本装置配以计算机,使整个装置具有自动巡检、采集和处理数据等功能,从而减少了人为误差,节省了人力。

本装置的研制成功,不仅填补了我国在高温高压和真空条件下测量绝热材料导热系数的空白,而且其结构设计优于德国同类装置,达国际先进水平。

# HFETR运行十年辐射环境质量

罗嘉祥 赵忠礼 熊德斌

田书星 肖腾辉 裴天德

高通量工程试验堆(HFETR)于1980年12月正式投产运行,至今已安全运行十年。在运行过程中,有放射性三废产生,固体废物存放在废物暂存库,不进入环境。放射性气态流出物和液体流出物,经处理后排入环境,排入环境的主要核素有惰性气体 $^{60}\text{Co}$ 、 $^3\text{H}$ 、 $^{131}\text{I}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 等。根据历年排入环境的主要核素的稀放量和本地区的环境资料以及有关剂量计算的模式和参数,估算出1980至1989年间80km范围内公众最大个人有效剂量当量,其中气态流出物释放为 $2.68 \times 10^{-9}$ — $4.38 \times 10^{-8} \text{Sv} \cdot \text{a}^{-1}$ ;液体流出物释放为 $4.53 \times 10^{-10}$ — $4.28 \times 10^{-7} \text{Sv} \cdot \text{a}^{-1}$ ,均小于国家规定限值 $2.5 \times 10^{-4} \text{Sv} \cdot \text{a}^{-1}$ ;集体有效剂量当量为 $1.69 \times 10^{-6} \text{人} \cdot \text{Sv}$ — $5.76 \times 10^{-2} \text{人} \cdot \text{Sv}$ 。通过分析,还找出了堆址周围80km内的三关键,其关键核素为 $^{41}\text{Ar}$ 或 $^{88}\text{Kr}$ ,关键途径为空气浸没外照射,关键居民组为NE方位1km处的幼儿组。

在HFETR的十年运行期间,按照批准的环境监测方案,每年均对堆址周围50km范围内的气溶胶,河水、落下灰、表土、蔬菜、猪肉粮食以及天然 $\gamma$ 辐射的热释光等进行定期采样和监测,十年监测结果表明,监测点与参照点无显著性差异。

上述说明, HFETR运行十年,对环境质量没有造成明显影响,对公众的剂量贡献是很小的,反应堆运行是安全的。

# 研究试验堆堆芯燃料管理的一个估算模型

彭 凤

本文提出了一个适用于研究试验堆堆芯燃料管理的估算模型。研究堆所用燃料的富集度通常是固定的，也不使用可燃毒物。堆芯燃料管理中最重要问题之一是确定每炉装载的燃料元件布置、倒料方案、运行寿期、卸料份额与卸料燃耗等。对于一个相对固定的堆芯装载，本文提出了一个估算堆芯增殖系数的基本公式。以燃料元件中裂变物质 $^{235}\text{U}$ 消耗的百分比作为燃耗值，则由新元件组成的堆芯增殖系数之差将正比于各盒元件的燃耗与该元件在堆芯位置的权重因子乘积之和。根据这一基本公式，本文对整炉整批换料与分区平衡换料这两类运行方案作了进一步研究。

在整炉换料方案中，本文证明了一个最佳倒料原理：对于不同燃耗元件作任意布置的堆芯，如果在权重因子最大的位置上放置燃耗最浅的元件，次大的位置上放置次浅的元件，依此类推，则这种堆芯将有最大的增殖系数。根据基本公式，给出了这一原理的数学证明。

对整炉换料方案，研究了一炉元件分成1—4个阶段运行，并在阶段运行结束后按最佳倒料原理倒料的具体方式。对分区换料方案，研究了低泄漏式、外内式、分散式与混合式四种方式。本文给出了由基本公式推导得到的具体计算公式，它们有的是简单的解析式，有的是高阶线性方程式。

对于一种堆芯装载，已知新元件的增殖系数、权重因子和运行燃耗后，就可以得到任意布置堆芯的增殖系数与燃耗增殖。新元件堆芯参数可通过实验测量或数值计算得到，也可通过各种近似估算得到。

应用本文提出的方法，对HFETR 60盒元件装载堆芯进行了参数估算。堆芯布置与实际运行情况十分相近。在整炉与分三区倒料的各种方式比较中，它们的共同特点是堆芯增殖系数增大，元件燃耗加深，各盒元件燃耗值很均匀。因此，它们都能延长运行寿期，充分利用核燃料。整炉倒料时， $\Delta K$ 与燃耗增值可增加约20%。在运行分阶段数增加时，可使卸料燃耗值更加均匀，但其他参数并无改善。各种三区倒料方案可使 $\Delta K$ 增加40%—80%，燃耗增加50%—70%，尤其是低泄漏式，在延长运行寿期，提高燃耗深度方面有明显的优越性。由于分区倒料估算时假设区内各盒元件燃耗都相同，而实际上它们是不同的，因此在具体倒料方案中，还可以对各区应用最佳倒料原理，使堆芯参数进一步提高。

本文提出的估算方法不能代替具体运行倒料方案的精确数值计算。但是，如果在堆芯倒料时发生预料不到的情况，例如发现有的元件破损不能复用时，可以应用本文方法，对个别元件调整给堆芯参数带来的影响作出有用的估计。本文中的方法还可用于一系列其他堆芯参数的简捷估算。

# 秦山300MW核电站驱动机构热态试验综述

张英俊

本文简要介绍了秦山300MW核电站反应堆磁力提升式控制棒驱动机构的组装与对中，详细叙述了驱动机构热态动水试验各阶段情况。试验中运行参数和水质控制完全达到规定要求，微机数据采集系统为驱动机构性能分析和诊断异常情况，提供了可靠依据。对于驱动机构出现的问题，经过综合分析，找到了解决的办法。整治后的驱动机构，在核电站运行参数和水质条件下的各项技术指标，都达到了设计要求。以整修加工尺寸为基础，对设计技术条件进行修改，可作为对正式产品进行整治的技术依据。

## 噪声分析技术在核电站压水堆 故障诊断中的应用

杜继友 周万福 石安荣 赵守钧

本项目作为国家七五攻关项目“核安全研究”的一个子项，历时三年，主要完成了以下几项工作。

### 1 反应堆噪声信号采集系统的研制

本系统可接收16路信号，这些信号可以是中子、温度、压力、振动等噪声。每个通道由隔离级、低通滤波器和稳零放大器组成。模拟信号的数字化由自制的16路采样板完成。该板采用12 bit高速A/D转换器，通过采样保持电路实现多路同时采样。数据传送为DMA方式。该板具有自备电源和自备2 MHz晶振时钟，可与不同钟频的IBMPC/XT/AT等机兼容。单路最大采样频率大于100kHz，工作方式多样，可通过软件设置。采样控制和信号频域分析由一台IBMPC/286完成。另有一台VAX 11/730小型机系统用于更复杂的信号分析和故障诊断工作。VAX 11/730与IBMPC/286之间的数据传输距离可达5 km。VAX 11/730还配有LPA 11-K实验室外围加速驱动器，控制16个A/D和D/A通道，可直接接受模拟信号。



## 2 信号采集和分析软件

①SPCP, 运行于IBM PC/286机, 功能有采样控制, 包括同时采样通道选择、采样频率、低通滤波器、数据块大小和数目的设置; 数据分析, 包括APSD、CPSD、COH、和相位等频域描述量的计算。此外SPCP还设有丰富的屏幕显示功能。

②CACRTR, 运行于VAX 11/730机, 它除了SPCP的功能外, 增加了数字滤波、自相关和互相关函数及传递函数的计算和时序信号统计分析。

③MNTR, 运行于VAX 11/730机, 主要用于随机噪声信号的PSD的变化趋势分析, 其功能有采样控制, 时序信号统计分析, PSD计算和分段平滑, Piety判别量的计算和实时动态彩图监视, 异常状态信息显示和报告文件的形成。

## 3 理论和模型研究

本工作的目的是在中子噪声与堆内部件振动之间建立起定量的联系。

①堆内部件振动诱发中子噪声物理模型和处理程序MFIT/NPSDFT。假设冷却剂对堆内部件的冲刷为白色高斯力, 用Langevin方法处理扰动的Boltzmann方程, 得出了堆内部件振动诱发中子噪声功率谱密度(PSD)的模型公式。利用这一公式对中子PSD的测量数据进行拟合, 可以定量估计燃料组件、控制棒等堆内部件的特征频率, 阻尼系数和振幅等重要参数, 对部件故障的识别和诊断具有重要意义。本模型曾用于50多组不同条件下的测量数据的分析, 均得到较满意结果。

②堆芯吊兰运动刻度因子(SF)计算程序DTF7。利用一维输运方法计算中子源项, 用P1S4近似计算中子衰减, 从而建立起吊兰振动幅度与堆外中子电离室噪声信号的定量联系。对典型压水堆做了试算, 所得结果与国外发表的数据一致。

## 4 实验研究

①利用中子噪声监测压水堆热管局部沸腾的模拟实验研究。本实验对不同气泡发生率测量了堆内、外中子探测器噪声信号的变化。用程序MNTR对测量信号进行了分析。结果表明, 在0—10 Hz低频区间, 堆内、外探测器的PSD趋势判别量均对气泡产生呈显著的相关性, 其优选模型的相关系数 $\gamma$ 分别好于0.99和0.96, 此外对堆内探测器, PSD判别量在300—600 Hz的高频区亦对气泡产生率显著相关,  $\gamma > 0.98$ , 这说明, 利用中子噪声监测热管局部沸腾是可能的。

②利用中子噪声监测压水堆部件振动的模拟实验研究。在U/H<sub>2</sub>O临界装置上利用白噪声, 粉红噪声和/或周期信号驱动激振器来激励燃料组件、控制棒等部件振动, 以模拟压水堆内水力冲刷作用。用程序SPCP分析了不同测量和振动条件下中子噪声的频域描述量; 同时利用程序MFIT/NPSDFT估计了部件的特征频率, 阻尼系数和振幅等参数, 与直接用加速度测得的结果在统计误差范围内相符。本实验说明, 用中子噪声监测和诊断堆内部件振动是一种可取的途径。

③反应堆吊兰模型振动实验。利用1:3吊兰模型进行了振动实验, 并对该模型及其原型进行了有限元和瑞雷近似分析, 理论和实验得到基本一致的结果。吊兰各阶振型的分析对于吊兰振动信号的识别是必要的。

# 板型燃料组件水隙检测系统

何凤歧 罗京海 李慧峰

杨虹 刘金江 时淑莲

## 1 引言

板型燃料元件在反应堆运行期间,由于元件水隙的变化会直接影响元件的使用寿命,因而在元件生产中,水隙检测是必不可少的工序,本文所介绍的就是为检测板型燃料组件水隙而研制的一套设备。该系统主要由高精度传动装置和智能化测量记录仪等部分组成。传动采用了计算机数控技术,步进电机驱动,传动精度可达 $0.01\text{mm}$ ,测量仪采用高稳定直流放大和单板计算机数据处理技术,能自动记录,实时显示水隙测量值,并将结果连续记录和定点打印。系统总测量误差 $\leq \pm 0.02\text{mm}$ ,是目前测量水隙较好的一种方法。

## 2 设备组成

(1)探头。探头是测量系统中的关键部件之一,该系统是采用磁阻法探头,它的特点是抗干扰性好,对水隙变化反应灵敏,对电路采取一定措施后,测量数据的温漂很小,即稳定性好。因此适合检测板型元件的水隙。

(2)智能化测量仪表。该仪器提供探头所需的恒流,放大探头输入的微小信号变化和必要的采样控制,并具有数据处理、显示、打印等功能。仪器采用了大规模集成电路技术和单板计算机数据处理技术。在动态检测水隙过程中能自动定时采样,实时处理和显示结果数据,有关数据同时存入计算机内,通过机内的打印机或外接的记录仪可方便地连续画出或打印出所测结果,对其中超差的数据同时在后边打印上超差标记,便于以后分析处理,仪器还具有简单统计功能,能计算并打印平均值、最大最小值、超上、下限值等。输出数据比较齐全和直观。仪器精度为 $\pm 0.01\text{mm}$ 。

(3)传动。传动装置采用数控步进电机,驱动传动精度很高,可达 $0.01\text{mm}$ 。如此高精度传动为水隙的自动检测和重复测量时的准确定位提供了保障,控制仪内装有单板机和电机驱动电路等,通过编程可方便地改变探头在组件中运行的方向和速度,并按要求输出一系列脉冲供测量仪采样。

(4)定标器。定标器是一组用于调校测试仪器的标准缝隙。由于以这些缝隙作为标准,因此其数值的准确性将直接影响到所测数据的可靠性。因此定标器的数据必须经过国家计量单位计量,精度高于 $0.005\text{mm}$ 。

该系统采用两种定标器。一种是螺旋测微仪配合一百分表组成;另一种是固定缝隙定标器,其中有10个标准缝隙,其数据是由计量院计量提供(精度为 $0.001\text{mm}$ )。

### 3 结 论

板型组件水隙实验证明：该水隙检测系统稳定可靠，测量精度高，操作方便，输出数据齐全、直观，自动化程度较高，总测量误差小于 $\pm 0.002\text{mm}$ ，时漂小于 $0.005\text{mm}/\text{小时}$ ，组件材料对测试无影响，是目前测量水隙的一种较满意的方法。

## HTGR燃料元件制造技术研究及样品制备

杨有清 戴受惠 邱邦臣 郑振华 解怀英  
朱树明 朱金霞 宋殿武 代胜平 仲伟迁

当今高温气冷堆（HTGR）有两种典型的堆芯结构。相应地，燃料元件也有两种典型的形式：棱柱形和球形。前者以美国HTGR的元件为代表，后者则以德国HTGR的元件为典型。它们均以包覆颗粒燃料弥散在石墨基体内，经适当工艺制成所需的形状结构。因我国目前的堆芯设计是球床高温堆，为此，我们对球形燃料元件的制造技术进行了研究。

德国的球床高温堆，曾采用过三种结构的球形燃料元件：球壳注塑型（Shell/injection）、壁纸型（wall-paper-type）和模压型（Pressed ball）。作为德国球床高温堆标准的元件是模压密实体球（两区），其外径 $60\text{mm}$ ，球核（含有包覆颗粒燃料的区域）直径 $50\text{mm}$ ，采用半等静压冷成型工艺制造（Semi-isostatic Pressing），以后又研究过温压成型工艺（Warm-molding）。

作为燃料元件基体的石墨材料，其性能要满足密度高、弹性模量和热膨胀系数及各向异性度小、热导高、机械强度高、抗腐蚀和氧化的能力强、中子辐照性能好等要求。石墨基体的辐照性能与其各向异性度、微品尺寸和石墨化程度有关。各向异性度大，辐照性能就差。在基体材料一定时，各向异性度的大小主要取决于成型工艺。如果采用传统的模压工艺来制造球形燃料元件，则基体的各向异性度就太大，不能满足使用要求。为此，必须采用适当的成型工艺。德国利用橡胶模在高压作用下对力传递的半流体性质，把橡胶模置于钢模中压制球形燃料元件获得了成功，并为生产所用。这就是半等静压冷成型工艺。其特点是成型尺寸和形状易控制。但由于是半等静压制，使球体两极处的某些性能（如密度、强度、形状等）与球体其它部位不同，不及全等静压（液静压）均匀。而全等静压对球体的成型尺寸和形状控制是其弱点，特别对于非均质的多层球体更是如此。据此，在学习和借鉴国外经验的基础上，兼并半等静压和全等静压各自的优点，研究了用冷半/全等静压复合方法制造球形燃料元件的工艺技术，使球体成型尺寸形状控制精确、性能均匀，而且较好地解决了在纯半等静压中难以实现的生坯排气、成型压力较高（一般为 $300\text{MPa}$ ）等问题。

半/全等静压制造球形燃料元件工艺主要分为：石墨压型粉制备，颗粒“穿衣”，成型，热处理，外形机加工。

经研究, 获得了: 适宜的压型粉成份比和制备工艺参数; 满意的“穿衣”质量和所需厚度的工艺参数; 合理的模具型腔设计的半/全等静压制参数; 合理的热处理制度。

采用特定的卡具和刀具, 加工出的球体尺寸精度满足了设计要求。

对研制的燃料球样品, 进行了下列相关性能测试: 球壳厚度, 燃料区直径, 包覆颗粒在基体中的分布状况, 基体密度, 微晶尺寸 $L_c$ , 总灰份, 落球强度, 压碎载荷, 弹性模量, 腐蚀率, 磨损率, 热膨胀系数, 热导系数, 重金属污染率。测试结果表明, 元件的冷态性能满足设计要求, 达到国际上高温模块堆的设计标准。

## 改善锆-4合金耐腐蚀性能的研究

周邦新 赵文金 苗志 潘淑芳 李聪

锆-4合金是反应堆燃料元件的包壳材料, 在目前反应堆的运行工况下, 元件包壳的水侧腐蚀问题还不是燃料元件寿命的限制因素。但是为了降低核电成本, 要求降低燃料循环价格, 提出了提高燃耗的目标, 因此, 元件包壳的水侧腐蚀又成为人们关心的问题。为了改善包壳材料的水侧腐蚀性能, 可以从改进燃料组件的设计、调整并控制反应堆运行工况及改善材料性能等几方面来考虑。如何在现用合金的基础上, 采用有效的办法来改善腐蚀性能是当前一个努力方向。

本研究通过改变锆-4包壳管制造工艺中的最后一次中间退火的热处理制度, 制造了一批管材。其中定型生产工艺加工的包壳管称为A样品, 1030°C  $\beta$ 淬火后加工成的包壳管为B样品, 830°C淬火后加工成的包壳管称为C样品。管材截成30mm长的试样, 三个为一组, 经过标准程序酸洗及去离子水冲洗后, 放入高压釜中进行腐蚀试验, 腐蚀温度分别为400°C、450°C和500°C, 蒸汽压力为10.3 MPa, 测量腐蚀增重随时间的变化。并用金相及电子显微镜等分析方法观察氧化膜截面形貌和合金的组织。

研究表明, 锆-4合金中的第二相主要是 $Zr(Fe, Cr)_2$ 。改变管材制造时的最后一次中间退火制度, 无论是830°C还是1030°C加热水淬, 都可以使一部份Fe、Cr合金元素过饱和固溶在 $\alpha$ -Zr中。因此三种试样中的第二相情况不同, A样品中的最多, C样品中的少但粒子较大, B样品中的极少并且粒子很小。样品在400°C过热蒸汽中腐蚀时, 三种样品在最初时的腐蚀增重差别不大, 但100天以后, B样品的抗腐蚀性能明显优良, 增重只有A样品的 $\frac{2}{3}$ 。样品在450°C及500°C过热蒸汽中试验时, A样品极易产生节状腐蚀, 氧化膜由黑色变为灰白色, 腐蚀增重达到1000mg/dm<sup>2</sup>以上, 但即使把B、C样品的腐蚀时间增加10倍以上, 也没有观察到节状腐蚀, 腐蚀增重仍小于100mg/dm<sup>2</sup>。结果分析表明, 增加Fe、Cr合金元素在 $\alpha$ -Zr中的固溶含量(过饱和), 大约只需200 ppm, 就可以明显地改善锆-4合金的抗腐蚀性能, 延长转折发生的时间, 生成氧化膜的厚度均匀, 也不易出现节状腐蚀。Fe、Cr固溶 $\alpha$ -Zr中以后, 也改变了形成氧化膜的激活能。根据研究结果指出, 改善Zr-4管材的抗腐蚀性能, 可以用改变最后一次中间退火制度来实现, 其目的是要尽可能使Fe、Cr合金元素过饱和固溶在 $\alpha$ -Zr中。



# 直接测量 $^{125}\text{I}$ 活度的标准装置与应用

翟盛庭 沈峰

直接测量 $^{125}\text{I}$ 活度的标准装置由FT-603井型Na I(Tl)探测器, FH 1003 A线性放大器, 两个FH 1007 A单道分析器, 两个FH 1069 B门产生器及自动计数与数据处理系统组成。探测器对 $^{125}\text{I}$ 的能量分辨率用峰/谷比表示, 单峰/谷比为16.7, 合峰/谷比为6.29。自动计数与数据处理系统由Apple II微机, 一块六路计数卡和软件系统组成。其主要技术指标为: ①计数道数, 1—6路任选; ②每道最高计数率, 2MHz; ③每道计数容量,  $6.29 \times 10^9$ ; ④定时范围, 2—65535 s; ⑤定时精度, 好于0.001%; ⑥计数显示: 各路计数动态显示。

软件系统为树状结构, 由主程序 I125, 测量程序 I125-R, 数据处理程序 I125-C, 数据库程序LIST-50和库管理程序 I125-G五个模块组成。用人机对话输入计数时间、样品名称、编号、测量日期、源质量、稀释倍数和半衰期等参数后, 计数开始。计数时间到, 自动停止计数, 数据存盘。用人机对话也可读出、修改或删除库中数据。数据处理一批最多可达30个样品, 自动进行死时间校正, 本底校正, 计数期间及到参考时间的衰变校正, 算出比活度及误差, 最后打印出结果。

该自动计数与数据处理系统, 配置各种相应的软件系统, 可使各种计数测量装置实现自动化。我们已经实现了 $4\pi(\text{Ls})\beta$ 、 $4\pi(\text{Ls})\beta$ - $\gamma$ 符合、 $4\pi(\text{PC})\beta$ - $\gamma$ 符合及FJ 2101型液闪的单标记和双标记测量自动化。

本标准装置采用符合法直接测量 $^{125}\text{I}$ 活度, 活度计算公式为

$$A = N_c \left( \frac{1+2R}{2R} \right)^2 \cdot \frac{0.9326}{0.9357} \quad (1)$$

其不确定度分量为

①样品计数统计不确定度

$$\sigma_1 = \left\{ \frac{1}{N_c T} + \left( \frac{2}{1+2R} \right)^2 \left( \frac{1}{N_c T} + \frac{1}{N_s T} \right) \right\}^{\frac{1}{2}}, < 0.3\% \quad (2)$$

②本底计数统计不确定度

$$\sigma_2 = \left\{ \left[ \frac{N_{cb}}{N_c (N_{cb} T_b)^{1/2}} \right]^2 + \left( \frac{2}{1+2R} \right)^2 \left[ \left( \frac{N_{cb}}{N_c (N_{cb} T_b)^{1/2}} \right)^2 + \left( \frac{N_{sb}}{N_c (N_{sb} T_b)^{1/2}} \right)^2 \right] \right\}^{\frac{1}{2}}, < 0.1\% \quad (3)$$

③死时间不确定度

$$\sigma_3 = N_c \cdot \Delta \tau_d \left\{ 1 + \left[ \frac{2}{(1+2R)R} \right]^2 \right\}^{\frac{1}{2}}, 0.08\% \quad (4)$$

④称量不确定度

$$\sigma_4 = \frac{\Delta M}{M}, < 0.2\% \quad (5)$$