

文章编号：0258-0926(2017)S1-0058-04；doi: 10.13832/j.jnpe.2017.S1.0058

高温气冷堆乏燃料分析实验室设计与设备研究

赵宏生，王桃葳，刘小雪，徐刚，陈晓彤，李自强，刘兵

清华大学核能与新能源技术研究院，北京，100084

摘要：针对我国高温气冷堆乏燃料研究设施的空白，研究设计了专门用于高温气冷堆球形燃料元件辐照后性能研究的乏燃料分析实验室和专用工艺设备。基于球形燃料元件与包覆燃料颗粒的特殊结构，所设计的乏燃料分析实验室包括 5 间热室、6 个手套箱和辅助设施，研究设计了专用的工艺实验设备，能够对辐照后的高温气冷堆燃料元件和包覆燃料颗粒进行宏观检查、燃耗测量、元件解体、模拟事故条件加热、辐照微球 γ 测量分析破损率，通过金相显微镜和扫描电镜进行微观结构分析，开展燃料元件的辐照失效机理研究。

关键词：热室设计；高温气冷堆（HTR）；乏燃料元件；辐照后检验（PIE）；设备

中图分类号：TL292 **文献标志码：**A

Design of Hot Cell Laboratory and Equipment for HTR Spent Spherical Fuel Element

Zhao Hongsheng, Wang Taowei, Liu Xiaoxue, Xu Gang,
Chen Xiaotong, Li Ziqiang, Liu Bing

Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing, 100084, China

Abstract: HTR spent fuel laboratory is designed and built to establish an advanced platform with hot cells and ancillary facilities for irradiated HTR spherical fuel elements and spent fuel elements. The post irradiation examination (PIE) research carried along this project aims to find out the failure and damage mechanisms of both TRISO coated fuel particles and HTR spherical elements. The hot cell laboratory mainly consists of five single hot cells, six shielded glove boxes, one conveyor line and a pneumatic sample transportation system. Apparatus and ancillary equipment are specially modified based on HTR fuel element's microstructure to meet the requirements of remote control. The hot cell laboratory covers the functions of weighting, burnup measurement, heating test, deconsolidation test, damage rate measurement, sample preparation, macrostructure and microstructure investigation, thermal properties measurement of both post irradiated spherical FE and TRISO coated fuel particles. Results will provide significant reference data for new fuel element design.

Key words: Hot cell laboratory, High temperature gas-cooled reactor (HTR), Spent fuel element, Post irradiation examination (PIE), Equipment

0 引言

高温气冷堆被认为是最能适应未来市场需要的第四代先进核能系统之一。清华大学研发的高温气冷堆采用球形燃料元件^[1-5]，其工艺复杂、技术难度大，是高温气冷堆的关键技术之一。球形燃料元件不仅要符合冷态性能设计指标，更重

要的是要满足高温气冷堆各种运行工况，辐照性能是表征燃料元件质量重要的性能指标。燃料元件设计和制造工艺的不断改进也是以辐照实验结果为依据的。通过热室内辐照后性能研究平台分析辐照样品、研究球形燃料元件的辐照后性能，分析包覆燃料颗粒和球形燃料元件破损机制，对

收稿日期：2017-04-31；修回日期：2017-05-21

基金项目：国家科技重大专项经费资助项目（ZX06901）

作者简介：赵宏生（1973—），男，副教授，现主要从事核燃料元件研究与开发工作

改进高温气冷堆球形燃料元件的制造工艺和性能具有十分重要的作用，对球形燃料元件的发展和高温气冷堆的运行安全起到至关重要的作用。国际上针对球形燃料元件和包覆燃料颗粒的辐照后性能研究设计建造了一些设施和设备^[6-9]，但我国在本领域的研究还是空白。

本文介绍了清华大学核能与新能源技术研究院新建高温气冷堆乏燃料分析实验室的设计，以及模拟事故条件下的加热实验设备等关键工艺设备的研究。

1 乏燃料分析实验室设计

乏燃料分析实验室作为对高温气冷堆燃料元件辐照性能的重要检测场所，主要目的是对辐照后的球形燃料元件进行性能分析。辐照后的燃料元件含有²³⁵U、²⁴²Cm、²⁴¹Pu、¹⁰⁶Ru、¹⁴⁴Ce、¹³⁷Cs、⁹⁰Sr、¹³³Xe等裂变产物，核素的活度较高，必须在保障实验工作人员安全的同时对乏燃料进行解体、制样和性能分析。本实验室遵循GB18871-2002对放射性工作场所分区的要求，将乏燃料分析实验室划分区，通过屏蔽设计、密封设计、物品流动设计、风压和通风流向设计等方式有效地控制热室实验室内的放射性，保障工作人员在进行乏燃料实验操作时受到的污染和照射在安全剂量以内。

1.1 实验室布局

基于GB18871-2002对放射性工作场所分区的要求，乏燃料分析实验室按照放射性剂量水平划分为控制区和监督区。

(1) 控制区内要求采取专门的防护手段和安措施，以便在正常工作条件下控制照射剂量、防止污染扩展、防止潜在的照射或限制其程度。

(2) 监督区又以剂量水平的不同分为红区、橙区以及绿区。未被确定为控制区、通常不需要采取专门防护手段和安措施但要不断检查其职

业照射条件的区域均为监督区。

1.2 实验室功能

在乏燃料分析实验室内，将建设5个独立热室和6组屏蔽手套箱。各箱室内进行的研究内容见表1。热室、手套箱之间的物料传输将通过1条运输车传送系统以及1条气动样品传输管路进行。独立热室内的所有实验均由实验人员通过操作主从机械手在操作区远程控制完成，乏燃料元件分析实验室的工艺流程如图1所示。

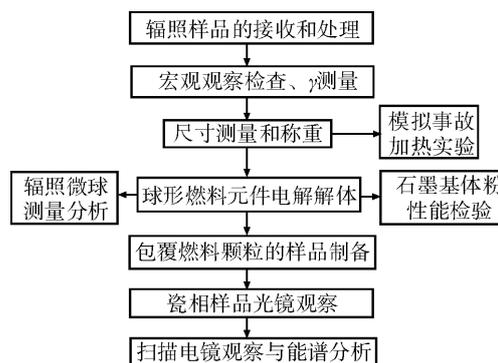


图1 乏燃料元件分析实验室工艺流程图

Fig. 1 Process Flow Chart of Spent Fuel Element Hot Cell Laboratory

不同于其他堆型的燃料元件，高温气冷堆球形燃料元件由于其特殊形状与结构对分析设备提出了特殊设计要求。本文主要介绍2#、3#、4#热室针对高温气冷堆乏燃料分析所设计的专用设备。

2 高温气冷堆乏燃料分析专用设备

2.1 球形燃料元件模拟事故加热装置

球形燃料元件模拟事故条件加热实验装置(ASTA)布置在2#热室中(图2)。辐照后燃料元件将在模拟的高温气冷堆失压失冷事故工况(DLOFC)下进行加热实验，同时通过γ谱仪测量裂变产物从燃料元件中的释放率，以研究燃料

表1 乏燃料分析实验室主要工艺设备仪器与其功能

Table 1 Main Apparatus and Function of HTR Spent Fuel Element Hot Cell Laboratory

名称	功能	设备
1#热室	辐照样品接收和处理、宏观检查、燃耗测量储存室	高纯锗伽马谱仪、远程控制照相机、切割机、储存井
2#热室	模拟事故加热试验室	模拟事故条件加热装置(ASTA)
3#热室	辐照微球测量分析室	辐照微球测量设备(IMAGA)
4#热室	乏燃料元件电解解体室	球形燃料元件解体设备(FEDS)
5#热室	制样室	包覆燃料颗粒、基体石墨球和燃料元件样品镶样、磨抛制样系统

元件在此事故工况下的表现。ASTA 装置由真空高温加热炉、燃料元件样品室、抽真空系统、氦气回路系统、温度测量和控制系统以及放射性裂变产物采集测量系统等组成。球形燃料元件被放置在炉体内并加热到事故工况的预期温度，并监测其可能释放的裂变产物随时间的变化。通过监测气体裂变产物，如 ^{85}Kr 和 ^{133}Xe ，可以监测出燃料元件中包覆燃料颗粒的失效时刻与失效颗粒个数。此 2 种气体放射性核素可通过高纯锗探测器 γ 光谱进行实时连续测量，而其他固态裂变产物的释放率则必须进行冷凝取出与周期测量。测试固态裂变产物时，携带着冷凝板的冷指从顶部插入炉膛，由于其温度远低于 100℃，裂变产物可以在其上冷凝。随后，冷凝板将通过运输车转运到 1#手套箱中，使用 γ 谱仪对其进行放射性活度测量。



图 2 高温气冷堆球形燃料元件模拟事故加热装置
Fig. 2 Accident Simulation Test Aperture for HTR Spent Fuel Element

2.2 球形燃料元件电解除体装置

高温气冷堆球形燃料元件电解除体装置 (FEDS) 布置在 4#热室内 (图 3)。该装置通过石墨的阳极氧化原理解体辐照后的球形燃料元件，通过控制电解过程中电流等参数，将包覆颗粒从石墨基体中逐层剥离出来。包覆颗粒可从外到内在元件不同半径处取样，用于辐照后燃料元件中包覆颗粒的破损机理研究和燃耗及裂变产物的分析。解体过程中，球形燃料元件直接和直流电源的阳极连接，水平浸没在硝酸电解液中并缓慢转动。一段时间后燃料元件可被解体为长 60 mm，直径 20 mm 的圆柱体，之后将该圆柱体沿轴向插入电解液中分段解体。每一段解体后，被解体的石墨粉被运送至 1#手套箱中测量其中裂变产物的放射性活度，从而获得裂变产物在燃料元件基体石墨中的分布。在电解除体过程中被取

出的包覆燃料颗粒则会被运输至 3#热室中进行微球的 γ 测量分析。

2.3 包覆燃料颗粒辐照微球 γ 测试分析系统

包覆燃料颗粒辐照微球 γ 测试分析系统 (IMAGA) 布置在 3#热室内。它是由在屏蔽箱内的包覆燃料颗粒单一化自动操作系统、高分辨率的 γ 探测器和脉冲高度分析器组成。该系统能对单个包覆燃料颗粒进行逐个测量，根据包覆燃料颗粒内 Cs 金属的 2 个同位素 ^{134}Cs 和 ^{137}Cs 与 Zr 金属的 ^{95}Zr 的活度比来判断包覆燃料颗粒是否破损，从而测量出辐照后包覆燃料颗粒的破损率。

解体后的包覆燃料颗粒送入送料器后，真空吸笔在三维运动装置的配合下将颗粒逐一送至测试平台。辐照后包覆颗粒中的放射性元素衰变产生不同能量等级的伽玛射线经过准直器，通过高纯锗探测器组件发生作用，产生的电信号经过软件处理得到与放射性元素衰变能量分布柱状图，分析不同放射性元素衰变能量分布柱状图可以得到包覆燃料颗粒的燃耗和破损率。测试分析后包覆燃料颗粒根据不同分类标准，由真空吸笔在三维运动装置的配合下将颗粒逐一送回至不同标识的集料器中。

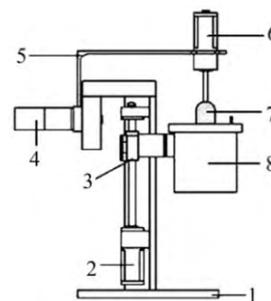


图 3 球形燃料元件电解除体系统
Fig. 3 Spherical Fuel Element Deconsolidation Aperture
1—底座；2—电机；3—滑块；4—电机；5—悬臂支架；6—电机；7—样品；8—电解池

3 结束语

针对高温气冷堆球形燃料元件的特殊结构设计了燃料元件辐照后性能研究的平台——乏燃料分析实验室，研发适用于辐照后球形燃料元件性能分析的仪器设备。乏燃料分析实验室的建设是进行高温气冷堆燃料元件辐照性能研究的重要基础，利用建成的乏燃料分析实验室可以系统研究

高温气冷堆球形燃料元件在各种辐照考验和加热条件下的微观结构、性能变化规律和影响因素，研究球形燃料元件的失效机制和包覆燃料颗粒的破损机制，为燃料元件的设计和制造工艺改进提供更多的理论依据和数据支持，为进一步研究和发​​展新型高温气冷堆球形燃料元件提供技术支持，对高温气冷堆核电厂运行安全、发展新型燃料元件都具有重要的理论和实践意义。

参考文献：

- [1] Nabielek H, Kuehnlein W, Schenk W, et al. Development of advanced HTR fuel elements[J]. Nuclear Engineering and Design, 1990, 121: 199-210.
- [2] 唐春和. 高温气冷堆燃料元件[M]. 北京：化学工业出版社，2007: 1-175.
- [3] Tang C H, Tang Y P, Zhu J G, et al. Design and manufacture of the fuel element for the 10 MW high temperature gas-cooled reactor [J]. Nuclear Engineering and Design, 2002, 218(1-3): 91-102.
- [4] Zhao H S, Liang T X, Zhang J, et al. Manufacture and characteristics of spherical fuel elements for the HTR-10 [J]. Nuclear Engineering and Design, 2006, 236(5-6): 643-647.
- [5] Zhou X W, Lu Z M, Zhang J, et al. Preparation of spherical fuel elements for HTR-PM in INET [J]. Nuclear Engineering and Design, 2013, 263: 456-461.
- [6] Seeger O, Laurie M, EL Abjani A, et al. KuFA safety testing of HTR fuel pebbles irradiated in the High Flux Reactor in Petten[J]. Nuclear Engineering and Design, 2016, 306(SI): 59-68.
- [7] Kania M J, Valentine K H. The Irradiated-microsphere gamma analyzer (IMGA) - an integrated system for HTGR coated particle fuel performance assessment. ORNL-5606 [R]. Oak Ridge, 1980.
- [8] Baldwin C A, Kania M J. IMGA examination of set #4 fuel. ORNL/TM-11455 [R]. Oak Ridge, 1990.
- [9] Corino X, Bottomley P D W, Freis D, et al. Assessment of coated-particle failure with the IMGA device [J]. Nuclear Engineering and Design, 2012, 251(SI): 449-452.

(责任编辑：张明军)