

文章编号 : 0258-0926(2015)05-0136-04 ; doi: 10.13832/j.jnpe.2015.05.0136

压水堆燃料组件研发中的力学问题

李朋洲, 李琦

中国核动力研究设计院, 成都, 610041

摘要: 燃料组件弯曲变形可能导致装卸料困难、控制棒不能完全下插;燃料组件间的微动磨蚀可能会造成元件棒破损和核燃料泄漏,这些都直接影响核电厂的安全运行和经济性。针对压水堆燃料组件研发中的组件弯曲变形、组件微动磨蚀、组件结构完整性分析等几类典型力学问题的关键因素和解决办法进行了综述和展望。

关键词: 压水堆燃料组件;力学问题;CF系列组件

中图分类号: TL352 **文献标志码:** A

Mechanic Problems in PWR Fuel Assembly Research and Development

Li Pengzhou, Li Qi

Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610041, China

Abstract: Fuel assembly bowing may induce the reloading or unloading difficulties, and the incomplete insertion of control rod. The fretting between fuel assemblies could result in the component damage and the leakage of nuclear fuels. These phenomena directly affect the safe operation and economic benefits of nuclear power plants. This paper summarizes the typical mechanic problems, such as bowing, fretting, and integrality analysis in PWR fuel assembly research and development. The key factors, resolving methods and prospect are also proposed.

Key words: PWR fuel assembly, Mechanic problems, CF series of fuel assembly

0 前言

燃料组件在反应堆中长期处于高温、高压、含硼水、强烈中子辐照、腐蚀、冲刷及水力振动等苛刻条件下工作,其性能直接关系到反应堆的安全可靠性和经济性。

由于核电燃料的特殊性,几乎每项技术改进都要经堆外试验和堆内验证,技术发展周期较长,投资较大。尽管如此,燃料组件的技术水平仍在不断提高。压水堆燃料组件的平均批卸料燃耗已由20世纪70年代初的20 GW·d/t(U)提高到目前的52 GW·d/t(U),最大燃料组件燃耗达65 GW·d/t(U)。为满足核电厂对核燃料组件可靠性、经济性、灵活性不断提高的要求,继续提高燃料

组件燃耗、解决加深燃耗带来的问题以及提高燃料组件的安全可靠性,是压水堆燃料组件发展的趋势^[1]。

目前,世界上几家较大的核燃料供应商都推出了最新型的高性能燃料组件,其中有美国西屋公司的PERFORMANCE+、原西门子公司的HTP、ABB-CE公司的TURBO、法国法马通公司的AFA-3G等。这些有代表性的燃料组件具有长循环、高燃耗、运行灵活、乏燃料贮量减少等共同特点^[2]。国内压水堆核电厂先后引进了法国AFA-2G和AFA-3G、全M5 锆合金、俄罗斯VVER1000、美国西屋公司的AP1000等类型的燃料组件。目前秦山核电厂二期采用AFA-2G组件,大亚湾核电站采用AFA-2G和AFA-3G组件,田湾

核电站采用VVER-1000组件，在建的三门和海阳核电厂采用AP1000燃料组件。

中国核工业集团公司创新研发了具有完全自主知识产权的CF系列先进燃料组件。N36特征化组件及CF2燃料组件分别于2012年6月及2013年6月实现入堆辐照考验，CF3辐照考验组件已于2014年入堆考验，标志着我国自主品牌先进燃料组件研发工作迈出了关键性的一步，先进燃料组件研发进入了新的阶段。

1 压水堆燃料组件力学相关设计准则

反应堆运行时对燃料组件的主要要求是：在正常运行中经济地到达设计燃耗并保持高度的结构完整性；在严重事故中能尽量减小损坏程度，保证使堆处于次临界状态，保持可冷却的几何形状。高性能燃料组件的设计对反应堆结构力学提出了更高的要求，力学研究工作的深入和发展又推动了组件的设计优化。组件设计与力学相关的准则主要有：

(1) 在机械、流体力、热等载荷作用下，燃料棒在燃料组件中以及燃料组件在堆芯中都必须保持一定的几何排列形状。

(2) 在燃料棒端与燃料组件端部构件间要有允许燃料棒轴向伸长的间隙，以免燃料棒干涉造成弯曲。

(3) 在燃料组件和定位格架设计中，要尽量减少由于流体力引起的磨蚀，维持燃料棒和燃料组件的定位可靠性。

(4) 燃料组件在堆内横向和轴向载荷作用下变形应在恰当规定的限制之内，可能导致结构不稳定的任何载荷值应低于产生结构失稳的临界载荷值。

(5) 定位格架设计应允许燃料棒轴向自由滑移，同时还应能适应燃料棒径向尺寸变化。

(6) 在 $6g$ (g 为重力加速度) 非运行载荷下，燃料组件及其部件应保持尺寸稳定性^[3]。

2 燃料组件研发中的力学问题

2.1 燃料组件弯曲变形

燃料组件弯曲是指燃料组件在辐照过程中，在多种力的作用下发生变形而偏离正常的竖直状态的现象。堆内燃料组件在高温、横向流、压紧

力、辐照伸长等因素的联合作用下会产生弯曲、扭转变形。由于堆芯布置的原因，同一组件上也存在温度和辐照的差异，这种差异也促成了燃料组件的弯曲、扭转变形。

自从1994年瑞典的Ringhals堆首次出现由于燃料组件弯曲导致控制棒不能完全插入事故以来，燃料组件的弯曲变形机理与相应的应对措施成为燃料组件机械设计研究的热门课题。公开的文献中也数次提到了由于燃料组件的弯曲变形导致的事故。近年由于采用了适当的措施，组件弯曲引起的问题已经有所减少。但随着燃料组件燃耗的提高，组件弯曲问题带来的威胁依然存在。

导致组件弯曲的机理主要有：制造过程中的误差、骨架组装和燃料棒拉棒引起的变形；导向管和燃料棒的不同生长、格架弹簧的松弛；

组件入堆后与相邻组件间的干涉。组件弯曲可能导致出现燃料组件破损、格架勾挂和磨蚀、控制棒不能完全下插、象限功率倾斜等现象。一旦发生燃料组件集体性的弯曲过大，除对弯曲的原因及影响进行调查需耗费核电厂大量的人力和财力外，增加运行过程中的试验项目、降功率运行、负荷跟踪限制等可能来自核安全当局的要求也会给核电厂的经济性带来很大的影响^[4]。

目前，设计者采用了优化压紧弹簧、加厚加大导向管、引入新型材料、增加格架层数等改进措施，燃料组件弯曲问题得到了改善。但该问题仍未消除，燃料组件弯曲的机理和影响因素还在继续研究中。

2.2 燃料组件微动磨蚀

燃料组件中燃料棒包壳是核电厂防止放射性物质外泄的第一道也是最重要的屏障。一旦燃料棒包壳破损，放射性裂变产物就会进入一回路冷却剂，给运行安全带来较大的影响。一般来说燃料组件变形本身不会导致燃料组件的破损，但堆内燃料组件之间的间隙很小，燃料组件过大的变形往往会给装卸料带来困难，甚至产生定位格架的拉伤，造成燃料组件破损。对燃料组件破损的预防、原因分析和监测措施的研究一直是业界十分关注的课题^[5]。

尽管燃料组件的设计、选材、制造和运行工况持续改进，燃料可靠性不断提高，燃料棒包壳的破损率降低到接近 10^{-5} 水平，但相对于“零”

破损的目标(即 10^{-6} 水平)还有差距。运行电厂燃料组件的破损现象时有发生,国外运行核电站陆续有燃料组件破损的报道。秦山核电站310 MWe机组燃料组件在第4、第5和第6循环的运行过程中及在第6次换料检修装料过程中也都出现过破损现象。

据压水堆核电站运行资料统计,20世纪90年代初期以来,有一半以上的燃料棒破损是由一回路冷却剂中的碎片磨蚀所引起。燃料组件磨蚀机理主要有:异物磨蚀:堆内松动部件及检修过程中掉入的金属碎片等异物随冷却剂流动而进入堆芯,被截留在定位格架处的燃料棒之间,在冷却剂流动的影响下,碎片产生振动而引起包壳的微动磨蚀甚至穿孔泄漏;流致振动引起的包壳磨蚀:运行过程中,冷却剂从下管座进入燃料组件,通过燃料棒之间的冷却通道经定位格架从上管座流出,冷却剂的流动使燃料棒产生振动;制造原因:包壳管原材料缺陷、焊接缺陷、一次氢脆等。

国外在20世纪60年代就有关于燃料棒微动磨损的研究报道。自20世纪70年代始,各核电大国从试验和理论上对流体诱发振动的磨蚀进行了研究,大多采用半经验公式进行校核,建立了一些分析方法,开发了如VIBUS、PIPO等磨蚀分析程序。我国目前已引进了部分磨蚀分析程序,主要针对蒸汽发生器传热管的微动磨蚀开展了一些工作,但不够深入和系统。

针对因废物碎片进入堆芯而引起燃料棒的微动磨蚀,各公司在燃料组件设计上均采取措施捕获碎片。如西屋公司的三重防碎片措施、西门子的FUEL GUARD、法马通公司的TRAPPER过滤碎片下管座和ABB-CE公司的GUARDIAN捕集碎片格架。尽管各公司所采用的防碎片装置结构上有所不同,原理各异,但效果均非常显著,这一点已得到了实践的证实。采用燃料组件防碎片措施后,燃料棒破损率逐步降低,压水堆燃料组件运行安全可靠得到提高^[6]。

2.3 事故工况下的燃料组件结构完整性分析

燃料组件位于反应堆堆芯中,当发生地震或假想的反应堆冷却剂系统管道破裂事故时,由于瞬态载荷的作用,燃料组件会产生水平和垂直运动,从而使燃料组件受到附加外力的作用。在极

限事故工况下,燃料组件应保持结构完整,确保堆芯可冷却;燃料组件的变形应不影响控制棒组件的插入和反应堆的安全停堆。燃料组件安全分析可以对极限事故下的燃料组件结构完整性进行评估,以验证燃料组件是否满足相关设计准则的要求。

对燃料组件在事故地震和大破口失水工况下的结构动态反应分析研究可分为3个阶段:以试验为主开发专用程序的阶段、以试验结合半通用程序的阶段、以通用程序计算为主的试验确定结构参数的阶段。国外自20世纪70年代起就开始了燃料组件在事故工况下结构动态反应这一问题的探索,开展了大量的试验研究工作,并为此开发了若干专用程序,如FUVIANI、HORIZON、CLASH、INTRANS等;20世纪80年代以后,随着计算机技术的飞速发展,法国开发了一个半通用程序并进行了相应的计算分析工作。我国也在引进FAMREC程序的基础上进行了二次开发,编制了FAMSAP程序,并将其用于计算秦山核电站堆芯燃料组件在安全停堆地震和运行基准地震工况下的结构动态反应。进入20世纪90年代以来,随着计算技术的提高和软硬件条件的改善,以及一些大型通用有限元分析程序如ANSYS、ABAQUS、DYNA等在各核电设计中的成功应用,这些程序的可靠性已得到了普遍的认同^[7]。

核电站堆芯燃料组件在地震作用下的安全性关系到控制棒的插入能力以及核电站是否能按要求停堆。因此,堆芯燃料组件的抗震安全评价是核电站安全评价的重要内容。燃料组件安全分析针对设计基准事故进行。设计基准事故指的是失水事故和安全停堆地震同时发生。燃料组件事故分析主要包括3方面的校核:在事故工况下,相邻组件格架间的最大撞击力应小于由实验得到的格架发生屈曲变形的限值;燃料组件上、下管座应力应小于相应的应力限值;导向管所受的冲击力应小于导向管动态失稳的临界载荷,以保证导向管的稳定性,导向管各跨中的应力均应满足其对应的应力限值^[8-9]。

3 中国核动力研究设计院的燃料组件研发工作

中国核动力研究设计院(NPIC)承担了高性

能燃料组件研究的科研攻关任务，跟踪国际先进技术开展了先进燃料组件结构设计研究，完成了先进燃料组件设计与试验验证、先进燃料组件制造技术研究、辐照及辐照后的检测研究、中国核燃料数据库的建立等课题。围绕CF系列组件，通过定位格架刚度和屈曲分析、定位格架勾挂试验、燃料组件动响应计算、燃料组件力学性能试验、燃料组件流致振动、管座力学性能试验等一系列子课题研究，较全面地获得了CF组件的各项性能。

4 结束语

目前国产压水堆燃料组件的研发工作已得了可喜的成果，但还有一些尚待研究解决的问题，如燃料组件的微动磨蚀和地震下堆芯响应等方面的工作亟待开展。先进燃料组件的不断发展给力学工作者提出了更高的要求，增加燃料组件的安全裕量、降低燃料组件的破损率、提高燃料组件的经济性是燃料组件今后研发的主要方向。

参考文献：

- [1] 郑继师, 甄树权, 朱关仁, 等. 国外压水堆燃料组件的发展动向[J]. 原子能科学, 2000, 34(6): 557-562.
- [2] 朱关仁, 刘承新. 国外高性能燃料组件设计[J]. 核电工程与技术, 2000, 13(1): 13-27.
- [3] 田盛, 程蓉珍. 压水堆燃料组件设计准则[J]. 核动力工程, 1986, 7(3): 27-33.
- [4] 李伟才, 肖忠. 压水堆燃料组件弯曲变形机理及规避措施[J]. 核动力工程, 2008, 29(2): 55-73.
- [5] 薛新才. 燃料组件破损分析与监督管理[J]. 核电工程与技术, 2011, 125-41.
- [6] 赵建. 压水堆机械设备的磨损及其对策[J]. 机械, 1999, 26(6): 13-36.
- [7] 谢永诚, 姚伟达, 姜南燕, 等. 燃料组件在地震和失水工况下的结构动力反应分析[J]. 核动力工程, 2002, 23(2): 139-147.
- [8] 肖忠. 秦山二期工程燃料组件LOCA和SSE下的事故分析[J]. 核动力工程, 2000, 21(6): 511-514.
- [9] 杜修力, 陈厚群. 核电厂堆芯燃料组件地震反应分析[J]. 地震工程与工程振动, 2000, 20(2): 57-60.

(责任编辑：马 蓉)