

我国高性能锆合金的发展

赵文金, 周邦新, 苗志, 彭倩, 蒋有荣, 蒋宏曼, 庞华

(中国核动力研究设计院 核燃料及材料国家级重点实验室, 四川 成都 610041)

摘要: 文章介绍锆合金开发与研究的现状, 着重概述我国高性能锆合金的发展。我国在跟踪国际锆合金发展的同时, 通过对改善锆-4 合金耐腐蚀性能的研究, 研制出了具有工艺代表性的改进型锆-4 合金包壳材料, 且开发了两种新型锆合金。新型锆合金的堆外性能研究结果表明, 它们的抗垢状腐蚀和抗吸氢性能优于锆-4 合金, 其他性能好于或与锆-4 合金相当, 综合性能明显优于锆-4 合金。

关键词: 高性能锆合金; 开发与研究; 堆外性能

中图分类号: TG146.414 **文献标识码:** A **文章编号:** 1000-6931(2005)S0-0002-08

Development of Chinese Advanced Zirconium Alloys

ZHAO Wen-jin, ZHOU Bang-xin, MIAO Zhi, PENG Qian,
JIANG You-rong, JIANG Hong-man, PANG Hua
(National Key Laboratory for Nuclear Fuel and Materials,
Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610041, China)

Abstract: The current situation on research and development of zirconium alloys at home and abroad is summarized in the paper. The research results of Chinese advanced zirconium alloys are mainly described. The results obtained from the out-of-pile performance tests on these advanced alloys cladding materials show that two kinds of new zirconium alloys possess superior out-of-pile corrosion resistance including uniform and nodular corrosion, and their hydrogen absorption rates are quite low compared to that of Zr-4. And these alloys have demonstrated superior out-of-pile tensile strength, burst and creep properties relative to Zr-4. In addition, the thermal physical properties, texture, SCC for two alloys were examined, which also show good results compared with Zr-4.

Key words: advanced zirconium alloys; development and research; out-of-pile performances

1 锆合金研究国际概况

核燃料元件包壳锆合金是核动力反应堆的关键核心材料之一, 核动力的先进性、安全可靠

性和经济性与所用包壳材料的性能密切相关。在过去的 30 多年里, 压水堆燃料元件包壳 Zr-4 合金的堆内使用性能是令人满意的。随着核动

收稿日期: 2005-01-05; 修回日期: 2005-02-05

作者简介: 赵文金(1953—), 男, 四川剑阁人, 研究员, 核反应堆燃料及材料专业

力反应堆技术朝着提高燃料燃耗和降低燃料循环成本、提高反应堆热效率、提高安全可靠性的方向发展,对关键核心部件燃料元件包壳材料锆合金的性能提出了更高的要求,包括腐蚀性能、吸氢性能、力学性能及辐照尺寸稳定性等,其中,耐水侧腐蚀性能是问题的焦点。由于 Zr-4 合金已不能满足高燃耗及长寿期堆芯的要求,因此,自上世纪 70 年代以来,许多国家都进行了改善 Zr-4 合金的腐蚀性能研究^[1~3]。研究途径包括改善燃料组件设计、调整和控制反应堆运行条件以及改善包壳材料的腐蚀性能等几方面。就材料研究而言,首先考虑到在 ASTM 范围内调整 Zr-4 合金元素含量,Sn 含量取下限,Fe、Cr 含量取上限,进一步降低 C、N 等杂质含量,并通过改进热加工工艺来改变显微组织结构,以改善其腐蚀性能。改进型 Zr-4 合金的成功应用就是其典型一例。

然而,改进型 Zr-4 合金仍不能满足 45 GW·d/t 以上高燃耗(以金属 U 计,下同)的要求。一些国家在制定加深燃料燃耗、降低燃料循环成本规划的同时,平行进行了发展新型包壳材料的研究^[4~9],从上世纪 80 年代开始,相继推出了一系列新锆合金,并不断推向工程应用。美国西屋公司开发的 ZIRLO™ 合金不但用作 PERFORMANCE+ 燃料组件元件包壳材料,而且也用作其组件的导向管和定位格架。法国法马通公司开发的 M5 合金已用作 AFA3G 燃料组件元件包壳材料。预计这些新锆合金能满足核动力堆 65 GW·d/t 以上高燃耗的要求。俄罗斯开发的 E635 合金、德国的 ELS 合金以及日本的 DNA 合金均获得了比 Zr-4 或 Zr-Nb 合金更好的堆内辐照考验结果。对于法国的 M5 合金,它的化学成分只不过是 Zr-1Nb 合金的基础上提高了氧含量,与俄罗斯用的 E110 合金(Zr-1Nb)无本质差别,但法马通公司严格控制 M5 合金的有害杂质含量,在加工工艺上精益求精,从而得到了细小的晶粒和均匀弥散分布的纳米级第二相粒子的显微组织,使该合金在核动力反应堆中具有比 Zr-1Nb 合金更为优良的使用性能。在第 14 届“锆在核工业中”国际研讨会上,德国报道了研制的 Zr-Nb-Sn-Fe-V 合金,辐照考验燃耗达到 98 MW·d/kg,表现出了极好的辐照性能^[10]。

2 国内锆合金的发展

2.1 Zr-4 合金

我国在上世纪 60 年代和 70 年代分别研制出国产 Zr-2 和 Zr-4 合金后,相继对这两种合金的应用性能以及在工程应用中出现的展开广泛研究^[11~16]。如元件包壳“柳叶状白条”腐蚀问题,焊接热影响区的腐蚀“白点”和“白环”问题,包壳材料的氢化物取向分布问题等,以及其力学性能、织构、腐蚀机理、热处理与显微组织及第二相的研究等工作。其中,通过对改善 Zr-4 合金耐腐蚀性能的研究,掌握了影响腐蚀性能的热加工条件,在恰当的热处理条件下制成的 Zr-4 管材,不仅可明显改善耐疝状腐蚀(不均匀腐蚀)性能,而且耐均匀腐蚀性能也有改善。图 1 示出了采用常规定型工艺和改进工艺技术研制的 Zr-4 合金包壳管材试样在 500、10.3 MPa 过热蒸汽中的腐蚀增重与时间的关系曲线。从图 1 可看出,各种试样的增重随着腐蚀时间的延长而增加,但不同状态的试样,腐蚀增重速率不同,采用改进工艺技术研制的包壳管材无论何种状态的试样其腐蚀增重速率均低于采用常规工艺研制的包壳管材。这一结果已应用于低 Sn 高 Fe+Cr 成分的改进型 Zr-4 合金的研制,并达到了工程应用。

2.2 新锆合金

在上个世纪 80 年代中期,我国针对国内压

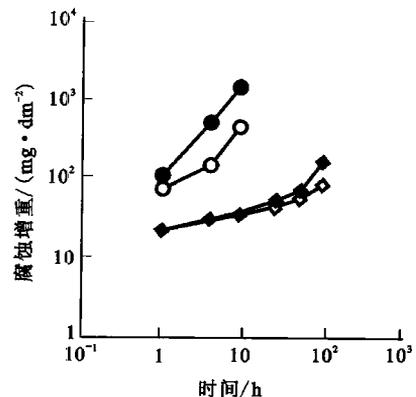


图 1 Zr-4 合金包壳材料试样在 500、10.3 MPa 蒸汽中的腐蚀增重与时间的关系

Fig. 1 Mass gains versus time for Zr-4 specimens exposed at 500 and 10.3 MPa
 —改进工艺再结晶; —改进工艺去应力;
 —常规工艺再结晶; —常规工艺去应力

水堆燃料元件包壳的腐蚀问题,同时跟踪国际上锆合金的发展趋势,开展了高性能锆合金的研究。从“八五”以来,高性能锆合金的研究列入了国家先进材料研究课题,中国核动力研究院和西北有色金属研究院、宝鸡有色金属加工厂均投入了力量^[15~22]。在进行改善 Zr-4 合金耐腐蚀性能研究的基础上,于上世纪 90 年代初展开了新型锆合金的开发与研究。首先,通过探索性及筛选工作,从设计的 25 种新成分锆合金中选取了有希望的几种合金并加工成小试样进行堆外高压釜中的腐蚀试验和吸氢试验,以及力学性能试验,取得了较好的结果。随着研究的不断深入,通过进一步的优化研究,确定了其堆外腐蚀、力学、吸氢性能大大优于 Zr-4 合金的 N18 和 N36 两种新成分锆合金(西北有色金属研究院命名为 NZ2 和 NZ8),同时确定了这两种新锆合金的名义成分和成分范围。表 1 列出了这两种新锆合金的化学成分范围。

N18 和 N36 合金属 Zr-Sn-Nb 系,不同于 Zr-Sn 系的 Zr-2 和 Zr-4 合金,也不同于 Zr-Nb 系的 Zr-1Nb 和 Zr-2.5Nb 合金。虽然他们皆为锆合金,同样用作燃料元件包壳材料,但在制造工艺上有多大差别,还需进行实验研究。因此,为了确定新锆合金的加工工艺参数,通过研究这两种合金的热加工制度对显微组织的影响,以及研究热加工工艺与性能间的关系,对新锆合金加工中试实验规模的关键工序提出了如下具体技术要求^[18,19]:

1) 在相区均匀化处理后的热轧温度应不超过某一温度,以避免形成 β -Zr 而对耐腐蚀性能产生有害影响;

2) 冷轧的中间退火温度应不超过某一温度,高于某一温度,会形成含铌的 β -Zr,而退火温度较低时,不能达到完全再结晶;

3) 应有足够的变形量,以得到细小、均匀弥散的第二相粒子分布。

通过研究得到的这些理论认识,并根据小试样的实验结果,确定了两种新成分锆合金的中试实验时的冶炼、锻造、挤压、轧制、热处理等加工工艺。

3 新锆合金堆外性能

对研制的具有中试实验规模的两种新锆合金(N18、N36)管材、板材、棒材及参比合金(改进型 Zr-4、仿 M5 和 ZIRLO)的堆外腐蚀性能、吸氢性能、力学性能、焊接性能、物理性能以及织构、显微组织等进行了广泛地实验研究^[20~22]。

3.1 腐蚀性能

新锆合金的包壳管试样分别在 360 °C、18.6 MPa 含 70 $\mu\text{g/g}$ Li 的高温高压水中以及 400 °C、10.3 MPa 过热蒸汽中的腐蚀增重与时间的关系曲线示于图 2。从图 2 可看出:在 360 °C 高温高压水中经 300 d 腐蚀后,N18 的腐蚀增重仅为改进型 Zr-4 的 18%,N36 仅为改进型 Zr-4 的 16%(图 2a);在 400 °C 过热蒸汽中经 400 d 的腐蚀后,N18 新锆合金的腐蚀增重与 Zr-4 合金的相当,而 N36 的腐蚀增重却比 Zr-4 合金的高 50%(图 2b);在 500 °C 过热蒸汽中的腐蚀增重数据(图 2c)表明,改进型 Zr-4 合金试样腐蚀 9 h 后的增重达 434 mg/dm^2 ,而在腐蚀 500 h 后,N18 为 357 mg/dm^2 ,N36 为 471 mg/dm^2 ,两者均未出现疝状腐蚀斑。与以前的实验结果^[6]相比,常规 Zr-4 试样在腐蚀 7 h 后的增重达 1 224 mg/dm^2 ,而实验室研制新锆合金试样在腐蚀 650 h 后增重仅为 300 ~ 500 mg/dm^2 ,未出现疝状腐蚀。

表 1 不同锆合金的化学成分范围

Table 1 Chemical composition ranges of zirconium alloys

合金	w/ %				
	Sn	Nb	Fe	Cr	O
N18	0.80 ~ 1.20	0.20 ~ 0.40	0.30 ~ 0.40	0.05 ~ 0.10	0.08 ~ 0.16
N36	0.80 ~ 1.20	0.90 ~ 1.10	0.10 ~ 0.40		0.08 ~ 0.16
Zr-4	1.20 ~ 1.70		0.18 ~ 0.24	0.07 ~ 0.13	0.08 ~ 0.16

在法国原子能委员会 Cadarache 研究中心腐蚀实验室进行的先进包壳材料的比较试验结果表明,N18、N36 新锆合金与改进型 Zr-4、M5 合金在 350 ℃、18.6 MPa 含 3.5 μg/g Li 和 1.0 mg/g B 的高温高压水中腐蚀 400 d 后,N18、N36 试样的腐蚀增重与 M5 合金的相当。

新锆合金的堆外动水回路试验结果^[22]表明:在回路冷却水温度为 300 ℃、包壳表面温度

为 340 ℃、水介质含 3.5 μg/g Li 和 1.0 mg/g B 实验条件下试验 220 d 后,Li 浓度增加到约 70 μg/g,总实验时间达 252 d 后,N18 和 N36 合金管的氧化膜厚度约为 2.5 μm,Zr-4 合金管的氧化膜厚度约为 4 μm。N18 合金管的吸氢量为 18 μg/g,N36 的吸氢量为 21 μg/g,Zr-4 的吸氢量为 30 μg/g。

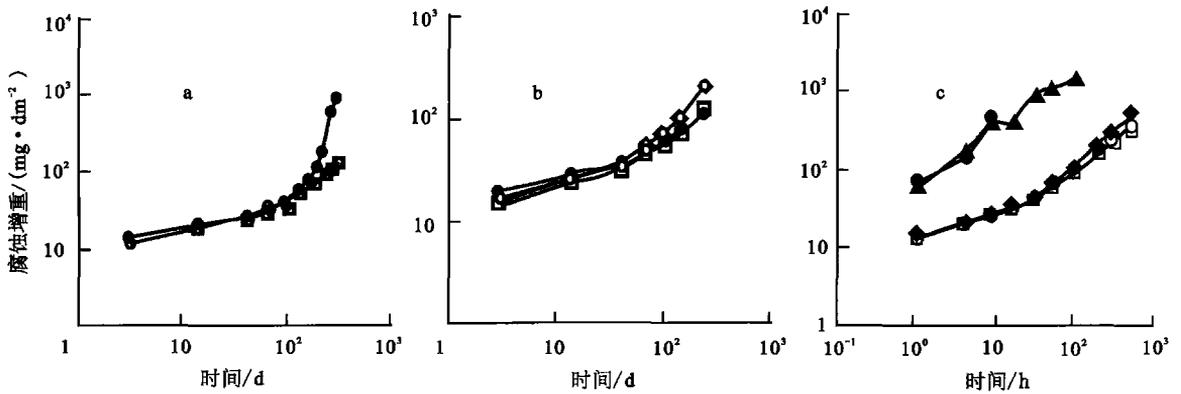


图 2 不同条件下的试样腐蚀增重与时间的关系曲线

Fig. 2 Mass gains versus time for specimens exposed at different conditions
 a—360 ℃含 70 μg/g Li 高温高压水;b—400 ℃过热蒸汽;c—500 ℃过热蒸汽
 —Zr-4; —N36; —N18; —仿 ZIRLO; —改进型 Zr-4

3.2 吸氢性能

新锆合金包壳管试样在高压釜 360 ℃、18.6 MPa、含 70 μg/g Li⁺ 的高温高压水中腐蚀 300 d 后,改进型 Zr-4 合金管的吸氢量为 527 μg/g,N18、N36 新锆合金和仿 ZIRLO 合金管试样的吸氢量皆小于 80 μg/g,远低于改进型 Zr-4 的吸氢量(图 3)。

3.3 力学性能

对 N18、N36 两种新锆合金力学性能的研究结果表明,管材、板材在室温和高温(375 ℃)下的拉伸性能明显优于 Zr-4 合金,而不低于仿 M5 和 ZIRLO 合金。与 Zr-4 相比,高温下的强度提高了 10%~15%,延伸率提高了 18%~20%。棒材在 400 ℃不同应力下保持 200 h 的蠕变总变形量和塑性变形量比 Zr-4 的小很多,第二阶段蠕变速率降低了 1 个数量级。棒材在 375 ℃、不同应变幅下的低周疲劳寿命不低于 Zr-4 合金。

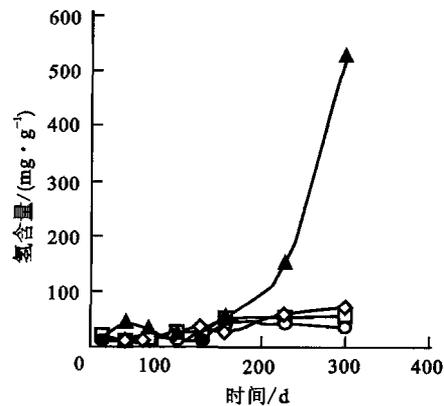


图 3 试样在 360 ℃含 70 μg/g Li 高温高压水中吸氢量与时间的关系

Fig. 3 Hydrogen absorption versus time for specimens exposed at 360 ℃lithiated water
 —Zr-4; —N36; —N18;
 —仿 ZIRLO; —改进型 Zr-4

3.4 焊接性能

新锆合金板材经真空电子束采用不同焊接工艺焊接后,将焊缝切成片状腐蚀试样,在 400 、10.3 MPa 过热蒸汽中经 160 d 腐蚀后,N18 合金的腐蚀增重为 97.2 mg/dm²,焊缝氧化膜黑色光亮;N36 合金的腐蚀增重为 227.8 mg/dm²,焊缝氧化膜呈褐色;而 Zr-4 合金的腐蚀增重为 1 874 mg/dm²,焊缝氧化膜呈白色。另外,选用不同焊接工艺参数的焊接试样的腐蚀增重无明显差别,表明两种新锆合金的可焊性较好。

3.5 物理性能

两种中试新锆合金在室温~800 范围内的热物理性能测试结果表明,其弹性模量均比 Zr-4 的高,热膨胀、比热容、热扩散率和热导率与 Zr-4 的相当。 + 相转变温度:N18 约为 780 ,N36 约为 725 ,两者均比 Zr-4 (810)的低,说明合金元素 Nb 的含量越高,则 + 相的转变温度越低。

3.6 织构

新锆合金板和管材的织构分析结果表明,板材的织构为典型的交叉轧制织构,[0002]基轴强烈取向轧面法向。管材的织构采用以减壁为主的加工工艺轧制并经再结晶退火而形成,

大多数晶粒的[0002]基轴集中在与轧向垂直的 ND-TD 平面上,最大极密度处偏离 ND 约 30°。N18 管材径向的织构取向因子为 0.551,与 M5 合金包壳管的径向织构取向因子相近。

3.7 显微组织

N18、N36 合金包壳管材的显微组织分析结果(图 4)表明,再结晶晶粒尺寸 4~8 μm,第二相粒子呈较均匀弥散分布。N36 合金中由于 Nb 含量较 N18 中的高,因而第二相更多。N18 中的第二相主要是 C₁₄型 Zr(Fe,Cr)₂ 六方结构的 Laves 相,第二相粒子平均尺寸约 120 nm。N36 中的第二相主要是 C₁₄型 Zr(Fe,Nb)₂ 六方结构的 Laves 相和立方结构的 Nb(Zr)第二相,第二相粒子平均尺寸约 100 nm。与仿 ZIRLO 和 M5 合金包壳管材的晶粒和第二相尺寸相比,N18 和 N36 合金的晶粒和第二相尺寸都要大些,这将需进一步优化工艺,得到更为精细的显微组织,以获得更为优良的使用性能。

3.8 应力腐蚀

在相同的试验条件下,再结晶试样中 Zr-4 合金的 SCC 裂纹萌生最容易,其应力强度因子 K_{ISCC}最小,所需的应力最低,裂纹萌生所需时间也最短;其次是 N36 合金;最不容易开裂的

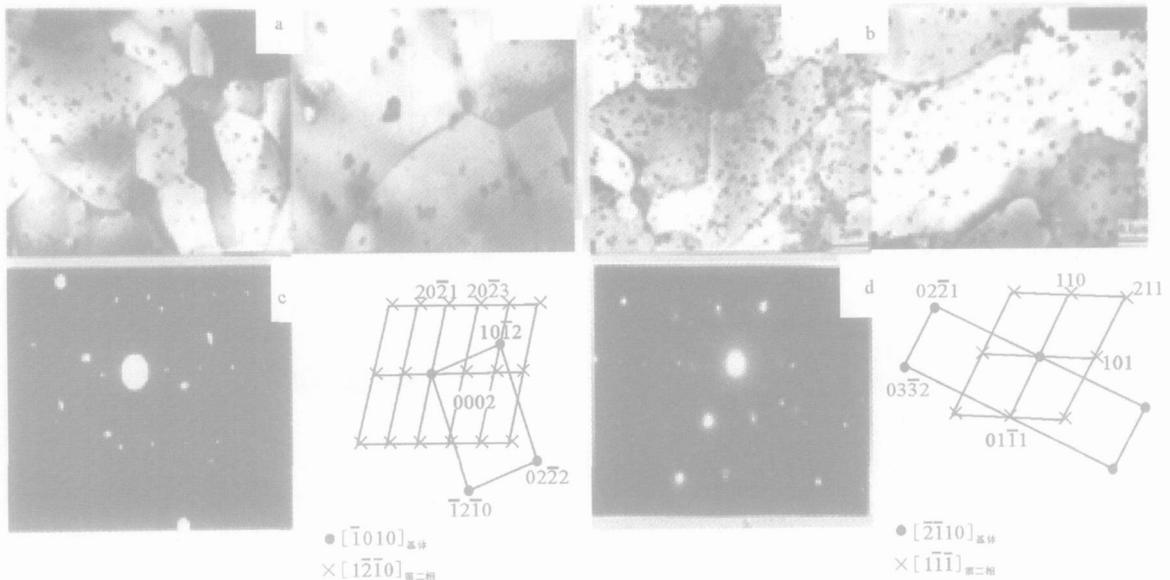


图 4 N18 和 N36 合金包壳管材的显微组织

Fig. 4 TEM micrographs and electron diffraction patterns of second phase particles for N18 and N36 tubular specimens

a,c ——分别为 N18 的组织和第二相的电子衍射图;b,d ——分别为 N36 的组织和第二相的电子衍射图

是 N18 合金。而且,350 ℃ 时在相同的应力强度因子下,N18 合金的 SCC 裂纹扩展速率总是低于 N36 合金和 Zr-4 合金的速率(图 5)。

4 工业规模 N18 锆合金研究

上述新锆合金的研究基本尚属实验室规模。要使新锆合金达到工程应用,就必须扩大到工业规模试验,研制出能满足工程应用技术要求的材料。因此,中国核动力研究设计院、西北有色金属研究院、西北锆管有限责任公司和宝鸡有色金属加工厂联合攻关,在总结中试新锆合金研究的

基础上,通过进一步优化成分和加工工艺,研制了具有工业规模工艺的 N18 管材、板材、棒材,开展了与工程应用密切相关的性能实验和研究。实验研究包括显微组织、织构、腐蚀、力学、焊接、热物理等主要性能。这些研究结果将对新锆合金材料性能的深刻认识以及对工程应用的推广都具有十分重要的参考价值。

工业规模 N18 锆合金的拉伸力学、均匀和疔状腐蚀、吸氢、焊接、热物理性能,以及织构、显微组织等性能测试结果与小实验和中试研究的结果相吻合。研究结果进一步表明,新锆合

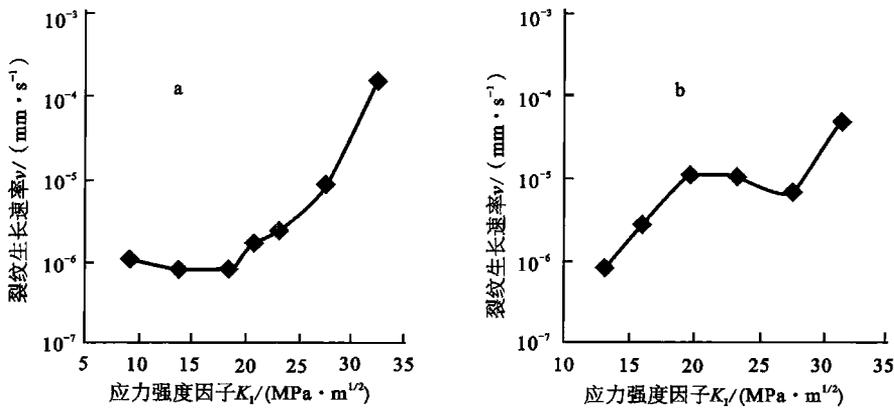


图 5 N18 和 Zr-4 合金板材的应力强度因子与 SCC 裂纹扩展速率的关系
 Fig. 5 Stress intensity factor (K_I) versus creaks propagating rate (v) of SCC for N18 and Zr-4 plates specimens
 a——Zr-4 RXA T 300、100 Pa; b——N18 RXA T 350、100 Pa

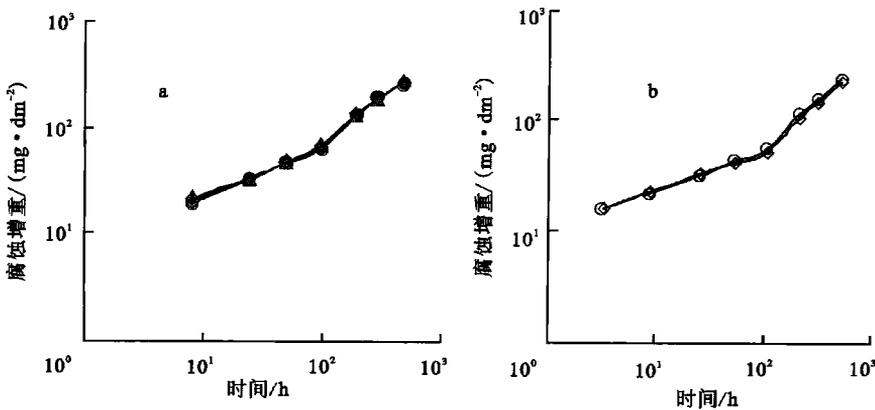


图 6 工业规模 N18 合金板(a)和管(b)试样在 500 ℃、10.3 MPa 过热蒸汽中的腐蚀增重与时间的关系
 Fig. 6 Mass gains versus time for N18 plate (a) and tube (b) specimens exposed at 500 ℃ and 10.3 MPa superheat steam
 a: ——1 # 板; ——3 # 板; ——5 # 板
 b: ——6 # 管; ——9 # 管

金突显出抗疝状腐蚀的优异性能(图6),其综合性能优于 Zr-4 合金,实验室-中试-工业规模研制的新锆合金的显微组织、堆外腐蚀性能具有重复性和稳定性^[23~25]。相继将获得新锆合金的长期腐蚀实验等结果。

5 发展目标

新锆合金研究的最终目标就是要使其性能满足高燃耗($>55 \text{ GW} \cdot \text{d/t}$)、长寿期堆芯的要求,达到工程应用。由于反应堆新型材料的研制必须经过辐照考验后才能确定它的可应用性,因此,在完成工业规模研制和堆外全面性能和应用研究的基础上,将用 N18 锆合金研制成燃料棒或燃料组件进行反应堆辐照考验,以及辐照后的性能研究,最终实现 N18 锆合金包壳工业化生产和工程应用。

6 结束语

1) 我国一直跟踪世界锆合金的发展,在改善 Zr-4 合金腐蚀性能及发展新锆合金方面已取得了不少研究成果。开发的 N18(NZ2)和 N36(NZ8)新锆合金的堆外性能试验研究结果表明:两种新合金均具有比 Zr-4 合金优良的耐腐蚀性能(均匀、疝状腐蚀)和吸氢性能,焊接性能、力学性能也有所提高,其他性能不低于 Zr-4 合金。该结果为进一步优化新锆合金的工业规模加工工艺起到了关键作用。

2) 我国开发的新锆合金大大提高了它的抗水侧腐蚀的能力,其堆外综合性能优于 Zr-4 合金。实验室-中试-工业规模研制的新锆合金型材的显微组织、堆外腐蚀性能具有重复性和稳定性。新锆合金可作为核动力高燃耗、长寿期堆芯燃料元件包壳材料,在经过反应堆内辐照考验后就可推广到工程应用。

3) 国际上核动力反应堆技术的发展趋势表明,燃料元件包壳材料将不断采用各国自己开发的新型锆合金。我国应加大力度发展具有自主知识产权的新锆合金,加快应用研究,包括在反应堆内的辐照考验,以达到工程应用的目标,这对保持我国核体系的独立性具有特别重要意义。

参考文献:

[1] Eucken CM, Finden PT, Trapp-Pritsching S, et

al. Zirconium in the Nuclear Industry: 8th International Symposium, ASTM STP 1023 [C]. Philadelphia: American Society for Testing and Materials, 1989. 113 ~ 127.

[2] Garzarolli G, Steinberg E, Weidinger HC. Zirconium in the Nuclear Industry: 8th International Symposium, ASTM STP 1023 [C]. Philadelphia: American Society for Testing and Materials, 1989. 202 ~ 212.

[3] Romary H, Deydier D. Technical Committee Meeting on Influence of Water Chemistry on Fuel Cladding Behavior [C]. [s. l.]: The Czech Republic, 1993. 94 ~ 98.

[4] Sabol GP, Comstock RJ, Weiner RA, et al. Zirconium in the Nuclear Industry: 10th International Symposium, ASTM STP 1245 [C]. Philadelphia: American Society for Testing and Materials, 1994. 724 ~ 744.

[5] Nikulina AV, Markelov VA, Peregud MM, et al. Zirconium in the Nuclear Industry: 11th International Symposium, ASTM STP 1295 [C]. West Conshohocken: American Society for Testing and Materials, 1996. 785 ~ 803.

[6] IAEA. Waterside Corrosion of Zirconium Alloys in Nuclear Power Plants: IAEA-TECDOC-996 [R]. Vienna: IAEA, 1998.

[7] Yamate K, Oe A, Hayashi M, et al. Burrup Extension of Japanese PWR Fuels [A]. ANS Fuel Performance Conference in Portland (USA) [C]. USA: ANS, 1997. 318 ~ 325.

[8] 赵文金. 法国压水堆燃料元件新一代包壳材料的发展[J]. 核动力工程, 2000, 21(3): 278 ~ 284. Zhao WJ. Development of New Cladding Materials for PWR Fuel Element in France [J]. Nuclear Power Engineering, 2000, 21(3): 278 ~ 284 (in Chinese).

[9] 赵文金. M5 合金的堆内外性能概述[J]. 核动力工程, 2001, 22(1): 60 ~ 64. Zhao WJ. Summary on the Out-of-pile and In-pile Properties of M5 Alloy [J]. Nuclear Power Engineering, 2001, 22(1): 60 ~ 64 (in Chinese).

[10] 赵文金. 锆合金研究的国际动态 [A]. 中国腐蚀与防护学会能源工程专业委员会年会论文集 [C]. 成都: 中国腐蚀与防护学会能源工程专业委员会, 2004. 225 ~ 240.

Zhao WJ. International State on Research in Zirconium Alloys [A]. Procession of Energy Re-

- sources Engineering of Chinese Society for Corrosion and Protection [C]. Chengdu: Energy Resources Engineering of Chinese Society for Corrosion and Protection, 2004. 225 ~ 240 (in Chinese).
- [11] 周邦新,赵文金,苗志,等. 改善 Zr-4 合金耐腐蚀性能的研究[J]. 核科学与工程,1995,15(3): 242 ~ 249.
Zhou BX, Zhao WJ, Miao Z, et al. An Investigation on Improving Corrosion Behavior of Zircaloy-4[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 1995, 15(3): 242 ~ 249 (in Chinese).
- [12] 赵文金,苗志,蒋宏曼,等. 加工工艺对抗布状腐蚀的影响[J]. 核动力工程,1998,19(5):462 ~ 467.
Zhao WJ, Miao Z, Jiang HM, et al. Effect of Fabricating Process on Nodular Corrosion of Zircaloy-4 Tube [J]. Nuclear Power Engineering, 1998, 19(5): 462 ~ 467 (in Chinese).
- [13] 赵文金,周邦新. Zr-4 合金中第二相的研究[J]. 核动力工程,1991,12(5):67 ~ 72.
Zhao WJ, Zhou BX. Investigation of the Inter-metallic Precipitates in Zr-4[J]. Nuclear Power Engineering, 1991, 12(5): 67 ~ 72 (in Chinese).
- [14] 李佩志,邱军,薛祥义. 改进型 Zr-4 合金性能研究[A]. 1996 中国核材料研讨会[C]. 北京:化学工业出版社,1997. 148 ~ 152.
Li PZ, Qiu J, Xue XY. A study on the Properties of Improving Zr-4: Symposia Proceedings of CMRS [C]. Beijing: Chemical Industry Press, 1997. 183 ~ 187 (in Chinese).
- [15] 周邦新.“八五”高性能锆合金应用研究'验收材料[R]. 四川:中国核动力研究设计院,1995.
Zhou BX. Summary on Study of High Performances Zirconium Alloys in Chinese Eighth Five Plan [R]. Sichuan: Nuclear Power Institute of China, 1995 (in Chinese).
- [16] Liu Jianzhang, Tian Zhengye. Research and Development of Zirconium Industry in China [J]. Rare Metal Materials and Engineering, 2001, 30 (6): 1 ~ 8.
- [17] 周邦新,赵文金,苗志,等. 新锆合金的研究[A]. 1996 中国核材料研讨会[C]. 北京:化学工业出版社,1997. 183 ~ 187.
Zhou BX, Zhao WJ, Miao Z, et al. A Study of New Zirconium Alloys [A]. Symposia Proceedings of CMRS [C]. Beijing: Chemical Industry Press, 1997. 183 ~ 187 (in Chinese).
- [18] 赵文金. 我国高性能锆合金的发展及应用前景 [R]. 四川:中国核动力研究设计院,2000.
Zhao WJ. Development and Application of Chinese Advanced Zirconium Alloys [R]. Sichuan: Nuclear Power Institute of China, 2000 (in Chinese).
- [19] Zhao Wenjin, Zhou Bangxin, Miao Zhi, et al. Studies of New Zirconium Alloys [J]. Rare Metal Materials and Engineering, 2001, 30 (6): 19 ~ 23.
- [20] 赵文金.“九五”高性能锆合金应用研究'验收材料[R]. 四川:中国核动力研究设计院,2000.
Zhao WJ. Summary on Study of High Performances Zirconium Alloys in Chinese Ninth Five Plan [R]. Sichuan: Nuclear Power Institute of China, 2000 (in Chinese).
- [21] Zhao Wenjin, Miao Zhi, Peng Qian, et al. Out-of-Pile Performances of New Zirconium Alloys for PWR Fuel Cladding [A]. The 13th Pacific Basin Nuclear Conference [C]. Shenzhen: [s. n.], 2002. 169 ~ 177.
- [22] 王辉,黄玉才,马树春,等. 新锆合金水侧腐蚀性能研究[J]. 原子能科学技术,2003,37(增刊): 88 ~ 93.
Wang H, Huang YC, Ma SC, et al. Study on Water-side Corrosion of New Zirconium-based Alloys [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2003, 37 (Suppl): 88 ~ 93 (in Chinese).
- [23] 赵文金.“十五”新锆合金研究'中期评估汇报材料[R]. 四川:中国核动力研究设计院,2003.
Zhao WJ. Summary on Study of High Performances Zirconium Alloys in Middle Term of Chinese Tenth Five Plan [R]. Sichuan: Nuclear Power Institute of China, 2003 (in Chinese).
- [24] 赵文金. 工业规模 N18 锆合金应用性能研究 [R]. 四川:中国核动力研究设计院,2003.
Zhao WJ. Application Research on N18 Zirconium Alloy of Industrial Scale [R]. Sichuan: Nuclear Power Institute of China, 2003 (in Chinese).
- [25] Zhao Wenjin, Miao Zhi, Pang Hua, et al. Out-of-pile Corrosion and Hydrogen Pickup Behavior of New Zirconium Alloys [A]. 14th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry [C]. Stockholm, Sweden: [s. n.], 2004. 75 ~ 76.