

CNIC-01716
SINRE-0107

**国产快堆燃料元件包壳材料
316 不锈钢的中子辐照效应**

**THE EFFECTS OF NEUTRON IRRADIATION ON THE
TYPE 316 STAINLESS STEEL FOR HOMEMADE FAST
REACTOR FUEL ELEMENT CLADDING MATERIAL**
(In Chinese)

中国核情报中心
China Nuclear Information Centre

CNIC-01716
SINRE-0107

国产快堆燃料元件包壳材料 316 不锈钢的中子辐照效应

毛林彬 杨治全 单润华 税忠伟 尹顺玖 鲁长龙 彭小明
(中国核动力研究设计院, 成都, 610005)

摘 要

介绍国产六种不同成分与工艺的快堆燃料元件包壳材料 316 不锈钢 (316SS) 经 650 °C 高温、积分中子注量 $3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($E_n > 0.1 \text{ MeV}$) 的辐照概况, 以及辐照后在 650 °C 与室温下的拉伸力学性能试验和金相检查的结果及评述。

关键词: 316 不锈钢 中子注量 力学性能 金相检查

The Effects of Neutron Irradiation on the Type 316 Stainless Steel for Homemade Fast Reactor Fuel Element Cladding Material

MAO Linbin YANG Zhiqian SHAN Runhua SHUI Zhongwei
YIN Shunjiu LU Changlong PENG Xiaoming
(Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610005)

ABSTRACT

The irradiation experiments on the homemade 316 stainless steel of six kinds of chemical composition with different treatment technology used for fast reactor fuel element cladding material are introduced. The materials have been irradiated in the High Flux Engineering Test Reactor (HFETR) to a fluence of 3.1×10^{21} neutrons/cm² (>0.1 MeV) at 650 °C and subsequently tension has been tested at the same irradiation temperature and room temperature. Microstructure of the some tensile specimens were examined. The experiment results are analyzed and assessed.

Key words: 316 stainless steel, Neutron irradiation, Mechanical properties, Microstructure

前言

快堆燃料元件包壳是堆芯最重要的结构材料，它要保证燃料元件的完整，防止裂变产物逸入主回路，隔离同时处在高温、高通量的中子照射条件下工作的冷却剂金属钠熔液与陶瓷燃料（防止二者发生反应）。在运行期间，中子引起的材料损伤原子位移次数（DPA 值）高达几十甚至上百，随着燃耗的加深，燃料元件裂变气体内压增大。在整个寿命期内保持燃料元件几何尺寸的完整与稳定，要求它必须具有良好的力学性能和辐照稳定性。经过大量的试验，国外选用 316SS 基本上满足了上述要求。20 世纪 60 年代末，在英国的唐瑞快中子堆（DFR）中发现包壳肿胀问题是影响元件寿命的关键，成为各国快堆燃料研究的重点，发展了含 Ti 及 Nb 的改进型 316SS，在加工工艺方面又发展了冷加工（CW）20% 的包壳管。

随着快堆的迅速发展，以研制和改进使用 AISI316SS 辐照肿胀为中心的性能研究，已成为我国核材料研究的重大课题和高技术领域内的工作内容，由北京钢铁研究总院研制的一批不同成分及工艺的 316SS，具有良好的冷态力学性能，但中子辐照后的性能尚不清楚。众所周知，材料的中子辐照效应对其成分、工艺及冶金质量极为敏感，中子辐照引起的材料微观结构的变化而导致的宏观力学性能的改变，很可能成为反应堆设计的限制因素，因此对快堆燃料元件包壳材料必须进行认真的中子辐照考验，以获取中子辐照后的机械性能和冶金稳定性数据。利用我国唯一的高通量工程试验反应堆（HFETR）辐照考验这批国产 316SS，对我国快堆燃料元件包壳材料的研究和选择具有十分重要的意义。

1 试样与辐照考验

1.1 试验样品

试验样品皆为台阶形短拉伸试验，其化学成分及工艺见表 1。

1.2 辐照概况

根据试验要求及 HFETR 的具体情况，辐照采用干孔道双面冷却的辐照装置。装置内设置多层石墨模，模内有均匀分布的圆孔，样品与测温热电偶放在圆孔内，并与石墨模保持适当的间隙而使试样处在惰性气体中。辐照试验试样皆装在同一装置内，辐照装置与堆外系统连接，用 γ 加热，并通过控制堆外装置内氦气和氩气的比例来调节辐照温度。辐照温度为 650 °C。辐照装置放在 $\phi 63$ mm 的 P₁₂ 孔道中，装置内试样段高度为 300 mm，处在孔道轴向中子通量分布的平坦区。试验试样的快中子积分注量，由辐照装置入堆前测该孔道内轴向瞬时中子通量的平均值和开堆的兆瓦日计算而得 ($E_n > 0.1$ MeV)，其值为 3.1×10^{21} n/cm²。

表 1 试样的化学成分与工艺

试样 标号	化 学 成 分/%													工 艺
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Ti	W	Al	B	S	P	N	
Az	0.10	0.5 ~ 1.0	0.8 ~ 1.6	13 ~ 15	17 ~ 19	2.0 ~ 3.0	—	2.5 ~ 3.5	—	—	≤0.03	≤ 0.05	≤ 0.10	固溶+敏化
B	0.04 ~ 0.10	0.5 ~ 1.0	0.8 ~ 1.6	13 ~ 15	17 ~ 19	2.0 ~ 3.0	—	1.5 ~ 2.5	< 0.10	≤ 0.0015	≤ 0.025	≤ 0.03	≤ 0.02	1) 固溶 2) 固溶+ CW% 3) 固溶+ 敏化
C	0.10	0.5 ~ 1.0	0.8 ~ 1.6	13 ~ 15	17 ~ 19	2.0 ~ 3.0	—	—	—	—	≤0.03	≤ 0.05	≤ 0.10	固溶+敏化
D	0.10	0.5 ~ 1.0	0.8 ~ 1.6	18	18	15	0.6	—	—	≤0.06	≤0.03	≤ 0.05	≤ 0.10	固溶+敏化
E	0.05	0.5 ~ 1.0	0.8 ~ 1.6	13 ~ 15	18	15 ~ 25	1.8	—	0.7	≤0.06	≤0.03	≤ 0.03	≤ 0.10	固溶+敏化
H	0.10	0.5 ~ 1.0	0.8 ~ 1.6	18	12	2	—	—	—	≤0.06	≤0.03	≤ 0.05	≤ 0.10	1) 固溶 2) 固溶+ CW% 3) 固溶+ 敏化

注：1) 固溶：1090 °C+30 min 水淬；

2) 固溶+CW20%：固溶+20%冷位变形；

3) 固溶+敏化：1090 °C+30 min 水淬+650 °C 小时空冷；

4) 本试验的一些材料化学成分已超出 316SS 成分范围，为讨论方便仍认为是 316SS。

2 辐照后的检验

2.1 拉伸试验

650 °C 高温和室温下的拉伸试验皆在半热室内 CJS-17 型电子拉伸机上进行。用 X-Y 记录仪自动绘出拉伸曲线，用图解法定出 $\sigma_{0.2}$ ， σ_b ， δ_5 的值，用光学相对测量法在半热室内潜望镜下测量出 ψ 值，其误差分别为： $\Delta \sigma_{0.2}/\sigma_{0.2} < 3\%$ ， $\Delta \sigma_b/\sigma_b < 2\%$ ， $\Delta \sigma_5/\sigma_5 < 3\%$ ， $\Delta \psi/\psi$

<3.5%。试样拉伸时的变形速率为 1 mm/min，大致相当于典型反应堆功率瞬变时在包壳管中引起的变形速率。高温拉伸在半热室内的气压自动开关高温炉中进行，调节电流实现控温，用靠近试样中心约 2 mm 的热电偶监测温度，其测试误差为±0.5 °C，炉内温度波动在试样标距区 25 mm 上引起的温差为±2 °C。拉伸试验 650 °C 下的总误差为±3 °C。所用仪表、仪器均经国家计量部门检定合格。

2.2 金相检查

辐照和非辐照的金相样品皆取自于拉伸试样拉伸后其端头的径向断面。根据拉伸力学性能试验的结果，选取了具有较好和中等力学性能的 H, B, D 三种试样做金相检查。样品采用环氧树脂冷镶嵌，经水磨砂磨制后，用 HNO₃ (65%) 试剂电解抛光，并用同一试剂浸蚀，然后经超声波清洗，吹干后在热室遥控金相显微镜上进行检查。

3 结果与讨论

3.1 机械性能检验结果

表 2 室温下的拉伸试验结果

试样 与工艺	辐照后 $3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$				未辐照				辐照效应			
	$\sigma_{0.2}$ MPa	σ_b MPa	δ_5 MPa	ψ /%	$\sigma_{0.2}$ MPa	σ_b MPa	δ_5 MPa	ψ /%	$\frac{\Delta\sigma_{0.2}}{\sigma_{0.2}}/\%$	$\frac{\Delta\sigma_b}{\sigma_b}/\%$	$\frac{\Delta\delta_5}{\delta_5}/\%$	$\frac{\Delta\psi}{\psi}/\%$
B 固溶	342.3	672.3	47.4	65.5	301.6	612.1	57.0	74.4	13.5	9.8	-16.8	-12.0
H 固溶	275.3	642.8	67.1	68.4	229.7	601.3	72.6	76.6	19.9	6.9	-7.5	-10.7
A 固溶+ 敏化	334.1	706.9	42.3	59.0	279.3	623.2	53.3	73.8	19.6	13.4	-20.6	-20.0
B 固溶+ 敏化	336.1	667.5	32.3	40.2	286.0	607.4	50.9	75.1	17.5	9.9	-35.4	-46.4
D 固溶+ 敏化	329.0	639.7	44.1	57.7	284.0	615.4	55.7	75.0	15.8	3.9	-20.8	-23.1
H 固溶+ 敏化	285.2	656.6	64.0	64.4	270.3	626.3	69.6	75.6	5.5	4.8	-7.5	-14.8
B 固溶+ 敏化	623.4	841.3	29.2	54.3	705.2	766.3	35.6	73.5	-11.6	9.8	-18.0	-26.1
H CW20%	524.2	785.0	42.3	62.2	631.2	750.1	46.7	74.2	-16.7	4.7	-9.4	-16.2

辐照前后高温下的拉伸性能见表 2 及表 3。有代表性的拉伸曲线（指 3 个试样中最接近性能平均值的曲线）绘制在图 1 至图 3 中。试验结果表明：经 $3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 快中子注量，650 °C 辐照后的 6 种不同成分及工艺的国产 316SS 的力学性能发生了明显的变化，其室温下的 $\sigma_{0.2}$ 增加了 5.5%~19.9%， σ_b 增加了 3.9%~13.4%；塑性指标 δ_5 和 ψ 分别

下降 7.5%~35.4%和 10.7%~46.4%；650 °C 高温下的屈服强度 $\sigma_{0.2}$ 增加 2.4%~72.4%；温度极限 σ_b ，除 E 型 316SS 上升 19.8%外，其余的下降 0.2%~22.7%； δ_5 和 ψ 分别下降 1.2%~72.9%和 32.1%~73.5%；CW20%的 H 和 B 型 316SS 在室温与 650 °C 高温下的 $\sigma_{0.2}$ 下降了 10.3%~19.5%。显然塑性指标 (δ_5 , ψ) 的变化量大于强度指标 ($\sigma_{0.2}$, σ_b) 的变化量，且 650 °C 下 δ_5 及 ψ 的变化量大于室温下的变化量。高温脆性倾向明显。随着材料脆性的增大，其性能的分散也有增大的倾向。

表 3 650 °C 高温拉伸试验结果

试样 与工艺	辐照后 $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$				未辐照				辐照效应			
	$\sigma_{0.2}$ MPa	σ_b MPa	δ_5 MPa	ψ %	$\sigma_{0.2}$ MPa	σ_b MPa	δ_5 MPa	ψ %	$\frac{\Delta\sigma_{0.2}}{\sigma_{0.2}}/\%$	$\frac{\Delta\sigma_b}{\sigma_b}/\%$	$\frac{\Delta\delta_5}{\delta_5}/\%$	$\frac{\Delta\psi}{\psi}/\%$
B ⁺ 固溶	219.4	429.4	23.1	23.4	181.7	448.0	41.7	64.2	20.7	-4.1	-44.6	-63.6
H 固溶	159.4	385.9	41.0	44.7	154.3	386.7	41.5	65.8	3.3	-0.2	-1.2	-32.1
A 固溶+ 敏化	211.2	410.8	22.2	23.0	187.4	464.5	50.3	64.6	12.7	-11.6	-55.9	-64.4
B 固溶+ 敏化	213.2	382.0	18.9	24.0	187.5	441.0	52.7	67.0	13.7	-13.4	-64.1	-64.2
C 固溶+ 敏化	196.9	330.7	13.9	17.3	148.0	427.7	49.0	65.4	33.0	-22.7	-71.6	-73.5
D 固溶+ 敏化	219.8	368.7	27.2	28.3	183.3	446.4	44.8	66.8	17.4	-17.4	-39.3	-57.6
E 固溶+ 敏化	424.0	563.6	14.2	23.1	245.9	470.5	52.2	65.3	72.4	19.8	-72.9	-64.6
H 固溶+ 敏化	162.9	36.6	39.2	41.5	167.0	409.9	48.6	71.4	2.4	-12.0	-19.3	-41.9
BCW20%	436.0	498.4	16.4	30.0	486.2	537.8	29.2	56.8	-10.3	-7.3	-43.8	-47.2
HCW20%	344.3	422.3	22.2	33.0	427.8	469.9	34.8	60.6	-19.5	-10.1	-36.2	-45.5

本试验的积分中子注量对快堆包壳材料实际工况条件下所经受的积分中子注量来说是低的，仅 2.9 (DPA 值)，但也达到了高通量辐照的积分中子注量范围，材料的机械性能已发生明显的变化，为推测更高 DPA 值条件下的包壳材料的辐照行为提供了依据。中子辐照引起材料力学性能的变化，强烈地依赖于辐照积分中子注量和辐照温度。大家知道，通常辐照温度大致以材料的熔点 (T/mK) 的二分之一为界，大于 $1/2 T/mK$ 的辐照为高温辐照，反之则为低温辐照。相似的低积分中子注量辐照是指： $\phi < 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 的辐照，反之则为高通量辐照。国外的研究指出，像 316 这样的面心立方体结构的奥氏体不锈钢在低温、低通量辐照下的力学性能的变化主要来自于辐照生产的间隙原子与空位对变形位错的阻碍。而高温辐照时，材料内部缺陷的复合机率增加，当引起硬化的缺陷团被退火掉时，不锈钢组元里核蜕变产生的氦原子也变得可迁移，析出成偏聚在晶界上的气泡。氦的初期集

聚部位与材料的热处理状态、冶金元素及杂质元素的偏析有关。氦气泡因应力的诱发而长大，最后联接起来造成晶间断裂，使材料脆化——即高温氦脆。而未辐照的试样的断裂则是穿晶型的或者是穿晶与晶间的联合式。高温中子辐照的应力应变曲线显示着辐照效应的回归与氦扩散的重叠，650 °C下的高温脆性增大和试验时氦的扩散有关。因此严格限制具有很强氦生成能力的杂质元素硼的意义是十分明显的。

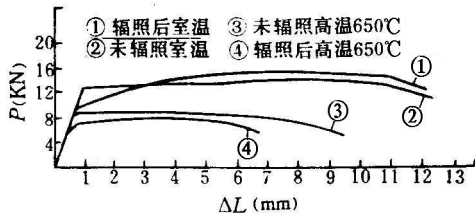


图1 CW20% H316SS 辐照前后的 $P\sim\Delta L$ 曲线

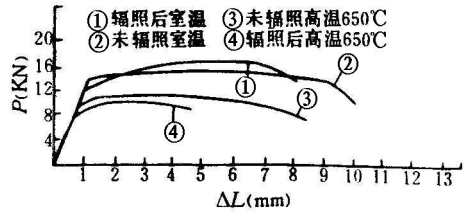


图2 CW20% B316SS 辐照前后的 $P\sim\Delta L$ 曲线

辐照后的 E 型试样，在 650 °C 下的极限强度唯独呈现较大幅度的上升，保留着低温辐照的应力应变特征，初步认为可能与 Ti, Al 元素加入后，形成弥散分布的沉淀相 $Ni_3(Ti, Al)$ 对基体的强化有关。A, B 型 316SS 高温下的力学性能则没有明显的差别。

为了解快堆燃料元件包壳材料的肿胀问题，国外发展了加 Ti, Nb CW20% 的 316SS。粗略地讲这是因为冷加工增加网络位错的密度，为辐照产生的缺陷和裂变产物提供消失的场所，减少了空洞形核的机率，从而抑制肿胀。加 Ti, Nb 等元素的作用就是要提高基体在中子辐照过程中的稳定性。国外的研究指出 CW20% 的 316SS 其位错密度大约为 $3 \times 10^{11} \text{ cm/cm}^3$ ，而退火态的仅为 10^8 cm/cm^3 。对 CW20% 的 316SS 来说，高温辐照将使其位错密度松弛，呈现出软化效应引起屈服强度 $\sigma_{0.2}$ 的下降。在 650 °C 下，本试验 CW20% 的 B 试样比 CW20% 的 H 试样的屈服强度的下降几乎小一半，这就不难看出 CW20% 的 B 试样在 650 °C 下的松弛效应小于 CW 20% 的 H 试样，用 Mo, W 复合加入基体的改良 B 型 316SS 有较好的抗肿倾向。美国的 F. A. Gamet 等人在 Al316SS 辐照性能的研究中指出：其屈服强度是辐照积分中子注量、温度和材料原始状态的函数；CW20% Al316SS 在 650 °C 下。积分中子注量达到 $2 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ 时，屈服强度下降到 300 MPa，和退火态的 AISI 316SS 的屈服强度归为一值（即 300 MPa），达到饱和。本试验结果与他们低通量段的数据一致，美国的 A. L. Wand 等为同样的目的，对 CW20% 的 AISI 316SS 辐照试验的结果与本试验的比较如下（见表 4）。

从表 4 可知，他们的强度指标与本试验的结果基本相同，但 δ 和 ψ 值却较低，包括未辐照的冷态材料^[2, 3]。尽管影响塑性指标的因素众多，很难作出明确的对比，但根据辐照条件、试验温度一定时，塑性指标 δ 随中子积分注量增加呈线性单调下降的规律和收集到的有关数据，认为国产 B 型 316SS 的塑性指标优于国外同类材料，研制改良的 B 型 316SS 具有较高的强度，延性指标虽较 H 型 316SS 低，但 CW 20% 材料的屈服强度的松弛

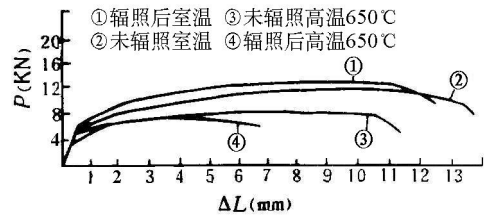


图3 固溶+酶化 D316SS 辐照前后的 $P\sim\Delta L$ 曲线

效应较小，650 °C辐照后，在该温度下试验还保持有 16.4%延伸率和 30%的断面收缩率，是具有自己特点的包壳新材料。

表 4 辐照试验的结果比较

试 样	辐照温度/°C	试验温度/°C	中子注量/ $n \cdot cm^{-2}$	$\sigma_{0.2}/MPa$	σ_b/MPa	$\delta/\%$	$\psi/\%$
美国 CW20%AISI316SS	—	648	—	561.1	441.1	7.7	20
美国 CW20%AISI316SS	593	648	-7×10^{21}	454.8	464.4	1.2	7.0
国产 CW20%B316SS	—	650	3.1×10^{21}	486.2	537.8	29.2	56.8
国产 CW20%B316SS	650	650	$\sim 3.1 \times 10^{21}$	436.0	498.4	16.4	30.0

3.2 金相检查结果

辐照后，在热室内从辐照装置中解体出的样品，外观表面发黑，经金相检查表明，样品外形完整、光滑，看不出明显的氧化厚度，发黑仅限于外表，是惰性气体中少量的水气作用的结果，用氩氦混合惰性气体高温保护是有效的。

H, B, D 型 316SS 辐照前后，室温和 650 °C 下的金相检查结果见图 4~6，未辐照的三种样品的晶粒形貌大小各不相同，但其棱角都较尖锐。辐照后，H, B 试样的晶粒棱角钝化，孪晶增加，基本的晶粒形貌发生了变化。D 试样辐照后的晶粒已无棱角，原来的孪晶已完全消失，见图 6-4，基体形成了等轴晶，这说明三种材料在辐照期间，经历了再结晶和晶粒长大的过程。大家知道，材料显微组织的变化，主要取决于原子扩散的机制，这与材料、中子辐照及温度有密切关系。试样在 650 °C 下辐照经受温度和中子辐照的冲击长达数千小时，其组织形貌的变化是它们长期作用的结果。

美国 R. W. Barker 等人对 316SS 双轴应力断裂的研究表明^[2]，在快中子积分注量为 $7 \times 10^{21} n/cm^2$ ，428 °C 的低温辐照条件下，材料发生了晶界迁移，碳化物沉淀和晶粒生长。而同样的未辐照样品 428 °C 下失效 3045 小时，在光学显微镜下，几乎看不出有什么变化，但在 528 °C 下，却观察到了晶界的移动和晶粒生长。本试验出现再结晶，晶粒生长与他们观察到的现象是一致的。

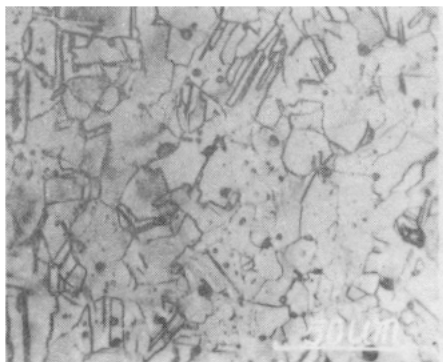


图 4-1 CW20%B 未辐照室温

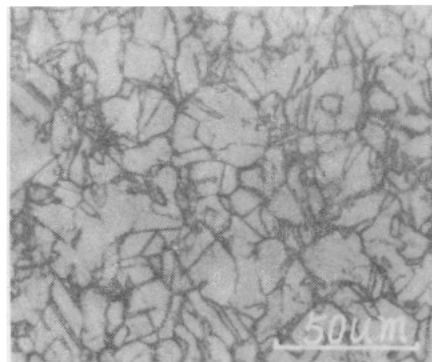


图 4-2 CW20%B 辐照后室温
辐照温度 650 °C， $\phi 3.1 \times 10^{21} n/cm^2$

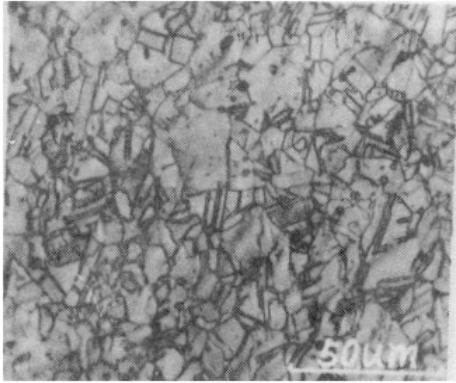


图 4-3 CW20%B 未辐照 650 °C

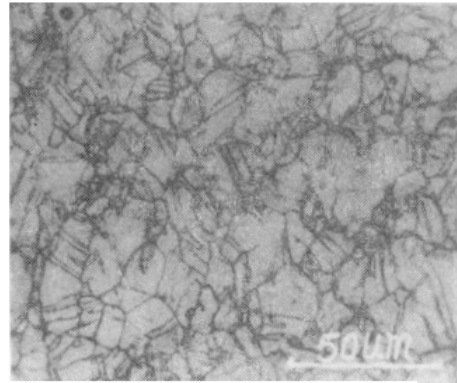


图 4-4 CW20%B 辐照后 650 °C
辐照温度 650 °C, $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$

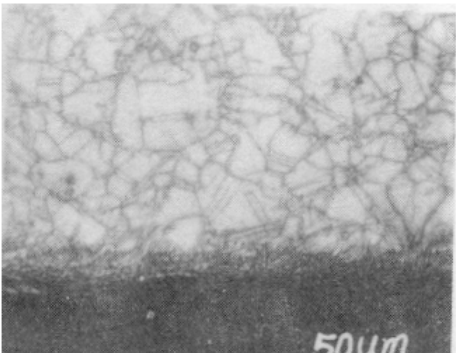


图 4-5 CW20%B 辐照后室温
辐照温度 650 °C, $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$

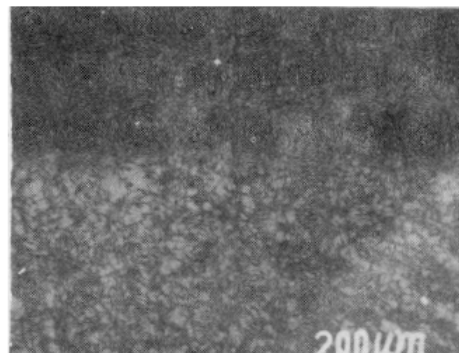


图 4-6 CW20%B 辐照后 650 °C
辐照温度 650 °C, $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$

在相同的中子辐照条件下, D 型试样比 H 型和 B 型试样的组织形貌的变化要显著得多, 可见不同的化学成分与工艺对材料的中子辐照行为产生重大影响; H, B 型 316SS 有较好的组织稳定性, 同时从金相照片 (图 4 和图 5) 可以看出, 用 Mo 和 W 复合加入基体的改良 B 型 316SS 的晶粒度比标准成分的 H 型 316SS 的晶粒度细, 辐照后没有发生明显的变化, 这对包壳材料在服役期间所希望的积分中子注量下的抗肿胀性能是有利的。因为细化后的晶粒边界增多, 一则增加基体的强化, 减少位错的易动性 (CW20%B 型 316SS 屈服强度中子辐照后的松弛效应较小就是其原因之一), 二则将增加辐照点缺陷的尾闾和复合概率, 从而抑制空洞的成核和生长。

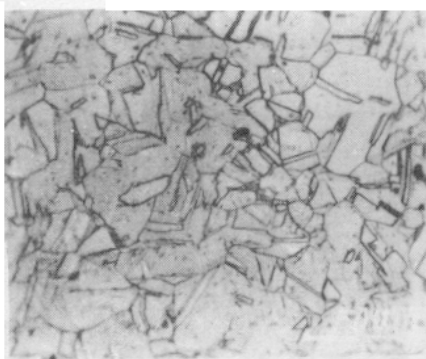


图 5-1 CW20% H 未辐照室温

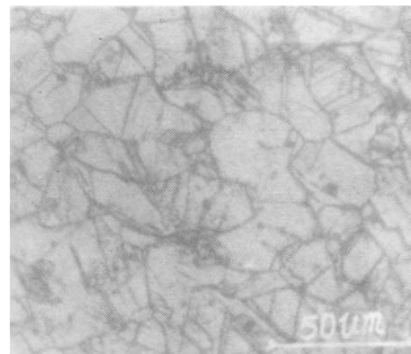


图 5-2 CW20% H 辐照后室温
辐照温度 650 °C, $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$

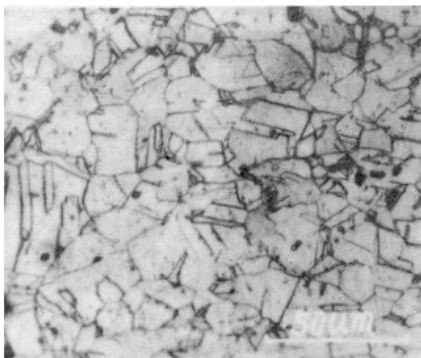


图 5-3 CW20% H 未辐照 650 °C

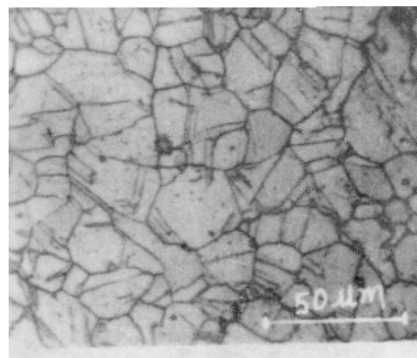


图 5-4 CW20% H 辐照后 650 °C
辐照温度 650 °C, $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$

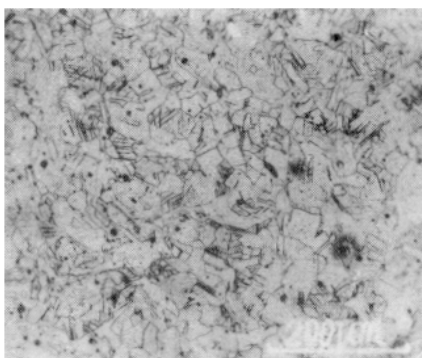


图 5-5 CW20% H 未辐照室温

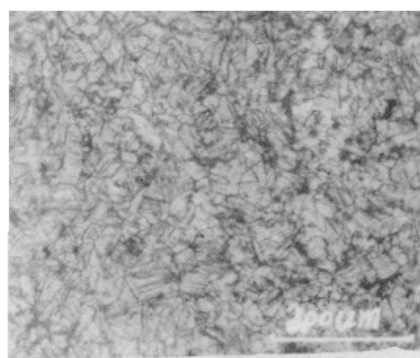


图 5-6 CW20% H 辐照后室温
辐照温度 650 °C, $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$



图 5-7 CW20% H 辐照后室温
辐照温度 650 °C, $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$

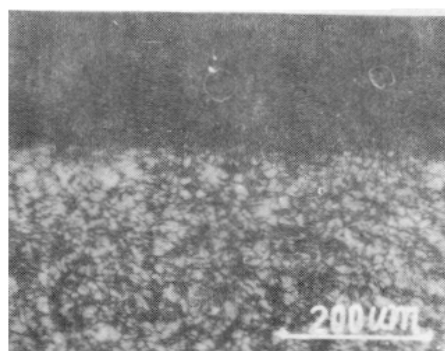


图 5-8 CW20% B 辐照后 650 °C
辐照温度 650 °C, $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$



图 6-1 固溶+敏化 D 未辐照室温

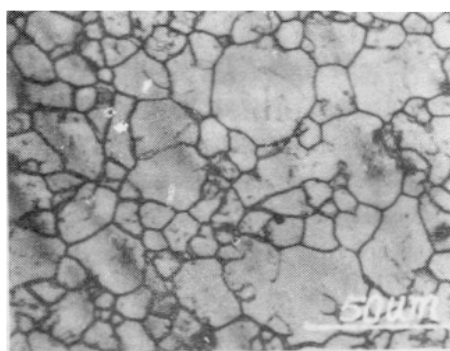


图 6-2 固溶+敏化 D 辐照后室温
辐照温度 650 °C, $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$



图 6-3 固溶+敏化 D 未辐照 650 °C

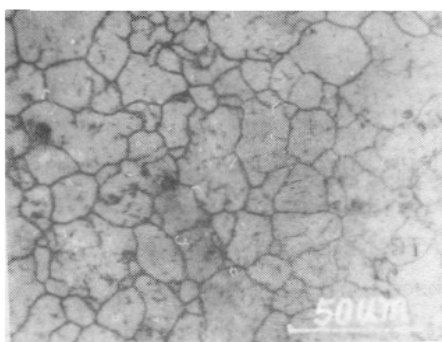


图 6-4 固溶+敏化 D 辐照后 650 °C
辐照温度 650 °C, $\phi 3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$

辐照后, 650 °C和室温拉伸试验后的样品的金相形貌, 除 D 型试样在辐照期间组织变化已进行得很充分且看不出有什么变化外, B, H 型试样的晶界棱角在 650 °C拉伸后有所减弱。这是试样经历了 2 个多小时的加温、保温、拉伸, 相当于退火 2 小时, 又没有堆内的辐照条件, 是单纯的温度场作用的结果。而未辐照的冷试样在 650 °C和室温下的金相形貌几乎看不出有什么变化, 认为是维持原子扩散的条件差异所致。此外, 在金相制样过程中发现, 辐照后的晶界易浸蚀, 且晶界较粗, 这种辐照对晶界的弱化机理还有待于进一步的研究。

4 结 论

(1) 六种不同成分及工艺的国产 316SS 经 $3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$, 650 °C 高温辐照后, 经受了实际的中子辐照硬化与脆化, 对 CW20% 的 H, B 型 316SS 经受了软化 (屈服强度降低), 且 B 型 316SS 的软化效应小于 H 型 316SS; 650 °C 下的 δ 和 ψ 的变化量大于室温, 高温脆性明显; E, C 型 316SS 的中子辐照硬化与脆化性最大, 固溶性 H 型 316SS 650 °C 下的辐照效应最小; σ_b 在 650 °C 下, 除 E 型 316SS 外, 其余的皆减小。

(2) 金相检查的 H, B, D 型 316SS, 在 650 °C 高温辐照期间发生再结晶, 再结晶后的 D 型 316SS 的晶粒长大形成等轴晶, 而 H, B 型 316SS 再结晶后的晶粒没有明显长大, 改良的 B 型 316SS 的晶粒仍为三者之最细晶粒。

(3) 本试验的结果与国外同类材料类似辐照条件下的力学性能和金相观察到的结果是一致的。H, B 型 316SS 具有较好的力学性能和组织稳定性, 改良的 B 型 316SS 具有较高的强度, 良好的塑性和抗辐照肿胀的晶粒结构, 是我国有希望使用的快堆燃料元件包壳新材料。

参 考 文 献

- 1 Garnev F A, Hamiton M L, Panayotou N F, Johnson G D. The microstructural origins of yield strength changes in AISI316 during fission of fusion irradiation. Journal of nuclear materials 103~104, 1981
- 2 Barker R W. Tensile studies of type of 304 and 316 stainless steels. Quality progress report, 1970
- 3 Wiffen F W, Maziasz P J. The influence of neutron irradiation at 50 °C on the properties of austenitic stainless. Journal of nuclear materials, 1981