

核材-7008

金属铀燃料管在巧克河 反应堆中的辐照

中国科学院原子核科学委员会編輯委员会
文 献 編 輯 室 編 輯

內 容 簡 介

将直径 2 吋、长 11 呎以鋳合金包复的金属鈾共挤压管，放在加拿大巧克河 (Chalk River) 国家研究万能堆 (NRU) 的压水迴路中进行了辐照，燃耗达 955 兆瓦-日/吨，芯部最高温度为 400℃。辐照的目的是要取得有关这种燃料在近似于重水减速动力堆采用的温度和压力的条件下稳定性的初步数据。鈾燃料的最大体积变化为 1.5%。包壳最大的应变为 0.19%。

本文譯自美国原子能委员会报告 DP-667, "Irradiation of a Uranium Metal Fuel at Chalk River", 1961年11月。

目 录

一、引言	1
二、概述	2
三、討論	3
(一) 試样描述	3
(二) 試驗条件	6
(三) 輻照后的測量	9
1. 体积变化	9
2. 外觀	9
3. 弯曲	9
4. 长度变化和橢圓度	12
四、参考文献	12

引 言

为了提高重水减速动力堆运行的经济性，杜邦公司把金属铀燃料元件作为一种有希望的燃料进行了研究。由于加工简单而又经济，所以选用了大的共挤压管状元件。除了金属铀的价格以外，大规模生产的加工费估计为每公斤铀 10 元美金^[1]。为使反应堆满意的运行，金属燃料元件必须不产生破坏性的各向异性长大，体积的增加低于允许的水平，平均燃耗大于 4000 兆瓦-日/吨。杜邦公司动力堆规划的长远目标是研究出一种平均燃耗达 7000 兆瓦-日/吨的天然铀燃料。

铀和铀基材料的辐照结果已经在其它地方报告过了。文献中关于这些试验的资料通常是有价值的。另外，杜邦公司又在萨凡那河和伐勒西托斯 (Vallecitos) 沸水堆 (VBWR) 中辐照了管状动力堆元件。对于非合金化的铀元件，在萨凡那河^[2]辐照时燃耗已经超过 4500 兆瓦-日/吨，然而温度比动力堆经济运行所希望的温度要低得多^[3]。在 VBWR 堆中辐照 U-2% (重量) Zr 合金管时，在接近动力堆温度下，平均燃耗已达到 1100 兆瓦-日/吨。

本文所描述的辐照试验的目的是，取得与重水减速动力堆的温度和压力相近的条件下，管状非合金化铀元件稳定性的初步数据。这是评价铀及铀基合金管状燃料元件辐照试验计划中的一个^[4]。

概 述

用共挤压方法^[5]制造非合金化的天然鈾管，并放在NRU堆中进行了辐照。燃料管的外径为2吋，内径为1.5吋，长度为11呎。在堆心最高温度为400℃时，在燃耗达955兆瓦-日/吨后，将元件取出。

比較辐照前后尺寸测量结果表明，最大体积增加为1.5%，外包壳的最大应变为0.19%，没有发现变曲（测量误差为30到40密耳）。其他行为也是满意的。

这一試驗结果表明，继续研制能用于重水减速动力堆的金属鈾燃料是很有希望的。在薩凡那河工厂辐照的新試样已經达到較高的燃耗；而当重水部件試驗堆（HWCTR）可以使用时，将进行一些較高温度和燃耗的附加試驗。HWCTR堆将在較高的温度下运行，用重水做冷却剂和减速剂。此堆修建在薩凡那河工厂，用于做选择燃料元件和其它反应堆部件的辐照試驗。

討 論

試 樣 描 述

本文所探討的輻照試驗是用核子金屬公司〔6〕 (Nuclear Metals, Inc.) 为杜邦公司动力堆发展計劃而加工的實驗用燃料管。管子是用共挤压方法制成的 (共挤压法是: 把燃料元件所有組分——芯、包壳和端头密封材料制成坯料套在心軸上, 在模具上进行热挤压)〔5〕。芯材是天然鈾, 包壳材料为鈳-2合金, 端头密封材料是鈳。在加工过程中, 对燃料管进行 β 热处理, 即先在1360°F 的盐浴中浸10分钟, 然后在空气中冷却。 β 热处理的目的是使燃料在輻照时的各向异性尺寸变化减至最小。

燃料管的名义尺寸如下:

外径	2.070吋
內径	1.467吋
包壳厚度	30密耳
总长	11呎
芯部有效长度	8.9呎

图 1 是燃料管組件的設計图。图 2 是該組件的照片。管的上半部有一个带孔的不銹鋼屏蔽板, 它把四根隔离肋条 (spacer ribs) 固定在管的中部。这样, 即使当元件輻照时变弯, 也能使管子保持在迴路的中心。

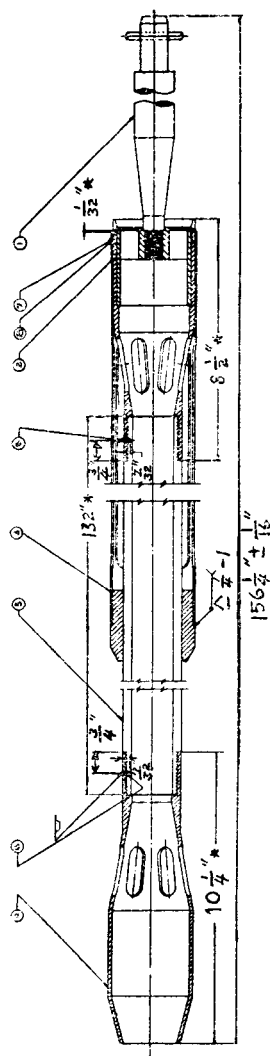


图 1 国家研究万能堆的管状金属钍燃料组件

1. 棒 2. 顶部接管 3. 隔离套筒 4. 底部接管管 5. 燃料管
 6. “槽针” ($\frac{1}{8}$ 吋直径, $\frac{3}{16}$ 吋长) 7. “螺旋状” (spirolox) 扣环
 8. 插入套筒 * 号表示参考数据

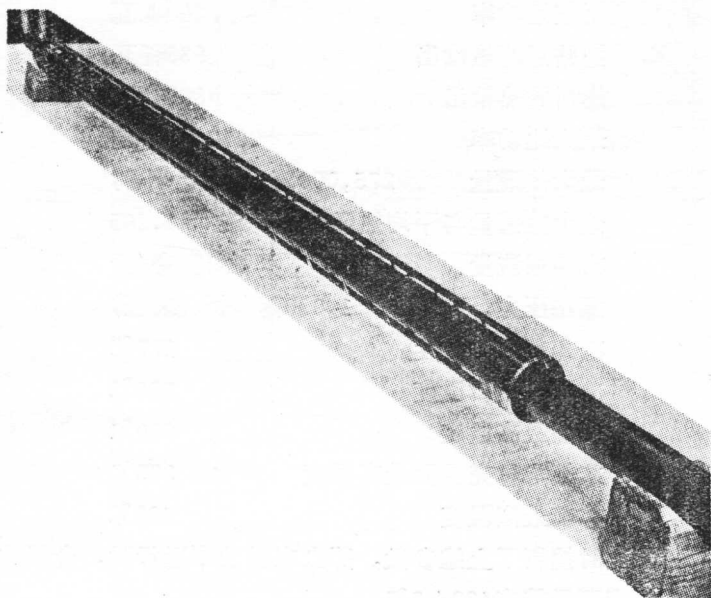
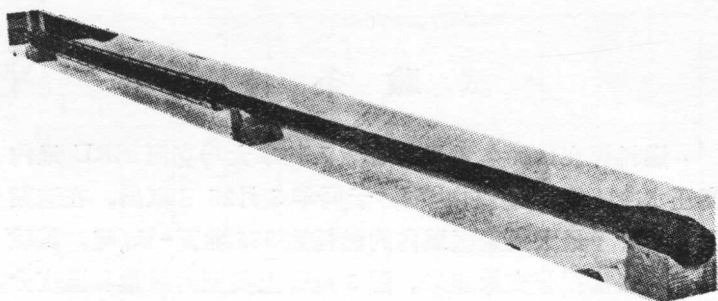


图 2 燃料组件照片

試 驗 条 件

燃料管在1960年4月13日放入加拿大巧克河 NRU 堆內高压水冷的E-20迴路中〔7〕,于同年5月25日取出。在这期間內,管子最大通量区域内的燃耗达955兆瓦·日/吨。試驗时,在頂部把管支撑起来。图3是管上典型的通量和溫度分布曲线。典型的試驗条件如下:

反应堆功率	200兆瓦
迴路总的热輸出	935仟瓦
燃料的热輸出	885仟瓦
最大比功率	22.9兆瓦/吨
最大热通量	275,000磅-卡/呎 ² ·小时
最大热通量与平均热通量的比值	1.265
冷却剂流量	202加仑/分
迴路压力	1,090磅/吋 ² (表压)
冷却剂入口溫度	177℃
冷却剂出口溫度	196℃
表面最高溫度	250℃
芯部与包壳界面最高溫度	335℃
芯部最高溫度	400℃

辐照时控制了上述参数,那么在滿功率运行时,金属的最高溫度可保持在 $400 \pm 5^\circ\text{C}$ 。

在試驗中經歷了几次大的热循环(見表1)。循环的时间范围从5分鐘至40分鐘。

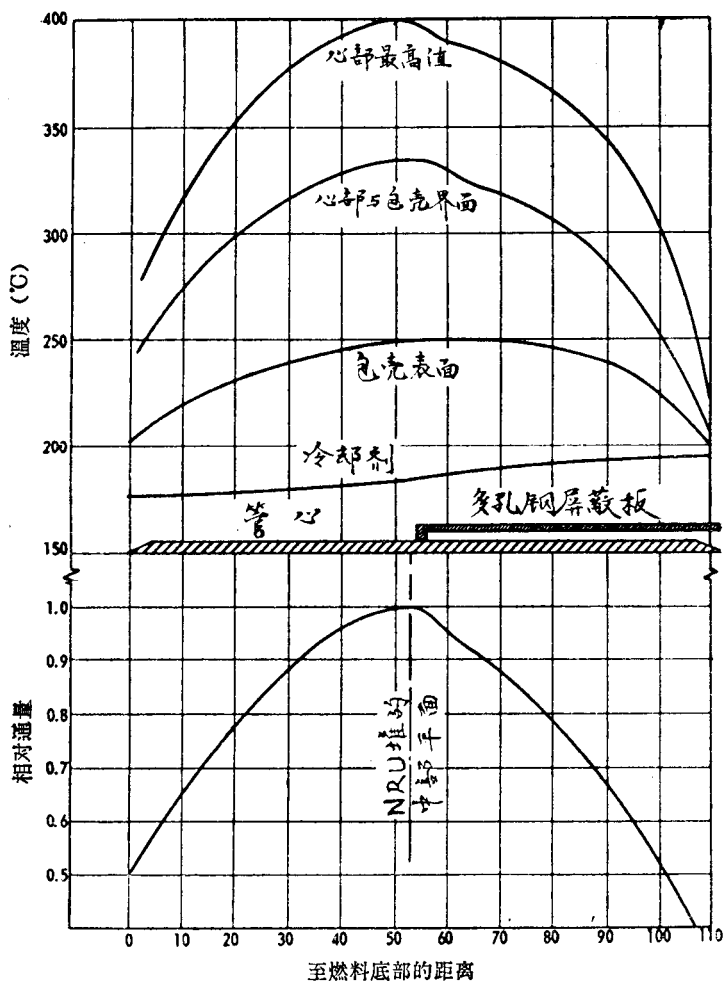


图 3 锆合金包复的鈾管在NRU堆的E-20迴路中的輻照試驗条件

表 1 NRU 堆 的 热 循 环

日 期	循 环 情 况
4 月 13 日	开堆
14 日	NRU 两次迅速停堆 ¹⁾
18 日	因仪器发生故障, 迴路迅速停止工作 ²⁾
19 日	NRU 迅速停堆
21 日	迴路迅速停止工作, 迴路冷却剂入口温度升高到 181°C
23 日	NRU 迅速停堆
5 月 3 日	因电暴迴路和 NRU 同时迅速停止工作 ³⁾
3 日	NRU 停堆 50 分钟
9 日	NRU 迅速停堆
12 日	NRU 停堆 39 分钟
13 日	NRU 停堆 15 分钟
24 日	因仪器发生故障, NRU 迅速停堆, 迴路也迅速停止工作
24 日	停堆

¹⁾ NRU 迅速停堆, 反应堆停止运行; 迴路冷却剂温度保持在 165°C

²⁾ 迴路迅速停止工作, 反应堆运行; 迴路冷却剂温度降低到 165°C

³⁾ 迴路和 NRU 堆同时迅速停止工作, 反应堆停止运行; 迴路冷却剂温度降低到 90°C

在整个試驗过程中, 用 LiOH 树脂将輕水冷却剂的 pH 值保持在 10 到 11 之間。檢驗燃料元件损伤的緩发中子监察器和 γ 射线监察器在試驗过程中, 都指示了正常的本底放射性。此外, 放化分析結果表明, 仅有正常的放射性产物。

輻照后的測量

体积变化

根据測量出的直径变化，可算出燃料的最大体积变化約为 1.5%。外包壳的最大应变为 0.19%，它远低于这种試驗条件下允許的应变极限（2—3%）。

輻照前后在水下沿燃料管长度上的許多預定檢驗部位測量直径。直径測量仪帶有一个线性 差接变 压器作为敏感元件。从变压器出来的信号直接轉換成直径讀数。直径測量和由此算出的体积变化連同每个部位的燃耗和計算溫度一起列入表 2 中。溫度是根据平均工作条件算出的，金属中心的最高溫度为 400℃。直径和体积变化規律如图 4 所示。由于直径的变化很小，所以測量值有較大离散。两条虛线表示离散帶。从这此数据可以得出結論：实际体积变化的最大值約为 1.5%。燃料管的直径为 2.070 吋，輻照后外径最大增加了 3.9 密耳（見表 2 的部位 16），因此，管的外包壳的最大应变为 0.19%。

外观

除鈾心端部有輕微的皺紋外，沒发现包壳外观的变化。皺紋的高度估計为 1 或 2 密耳，而这並沒有多大問題。皺紋的部位正好与包壳变薄（<30 密耳）的部位相对应，而且也仅局限在心的端部附近。

弯曲

在測量誤差范围內（估計为 ± 30 到 40 密耳）沒有发现弯曲。用肉眼比較管的 45° 剖面和 1/16 吋寬的一些平行线（这

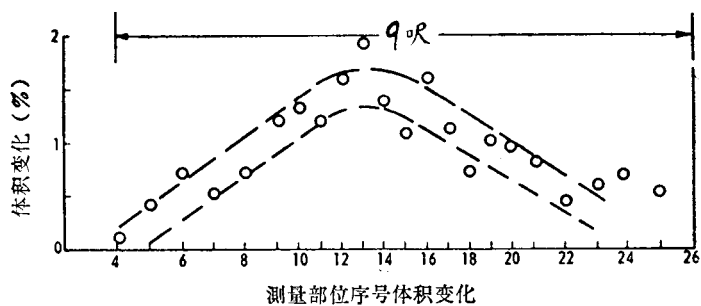
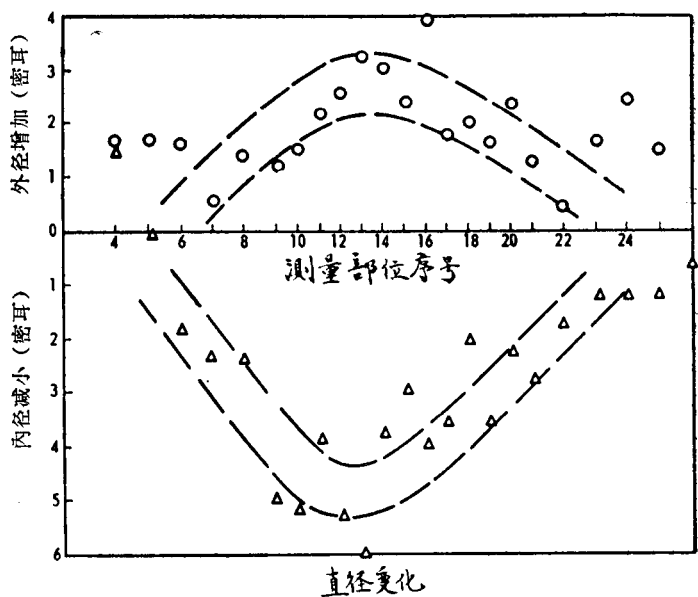


图 4 金属鈾管辐照期間的尺寸变化

表 2 在NRU堆試驗时的工作条件和

金属鈾燃料管的体积变化

部位	至燃料 底端距 (吋)	溫 度 °C				燃耗 (兆瓦- 日/吨)	平均直径变化 (密耳)		体积增加 (%)
		中心 金属	界面	包壳 表面	冷却剂		外 径	內 径	
4	2	278	247	205	177	380	1.7	+1.5	0.13
5	8	312	271	216	177	595	1.7	-0.2	0.44
6	14	335	286	224	178	680	1.6	-1.8	0.71
7	20	355	300	230	178	745	0.6	-2.3	0.56
8	26	370	310	235	179	810	1.4	-2.3	0.72
9	32	382	319	240	180	860	1.2	-5.0	1.2
10	36	388	324	243	181	895	1.5	-5.2	1.3
11	40	392	328	244	182	915	2.2	-3.9	1.2
12	44	398	331	246	183	935	2.6	-5.3	1.6
13	48	400	334	247	184	945	3.3	-6.0	1.9
14	52	400	335	250	185	955	3.0	-3.8	1.4
15	56	397	333	250	186	945	2.4	-3.0	1.1
16	60	390	326	250	187	905	3.9	-4.0	1.6
17	64	388	323	250	188	880	1.8	-3.6	1.1
18	68	384	320	249	189	850	2.0	-2.1	0.76
19	72	378	317	248	190	820	1.7	-3.6	1.0
20	76	371	313	247	191	790	2.4	-2.3	0.98
21	80	365	305	246	192	745	1.3	-2.8	0.82
22	86	353	294	245	193	685	0.5	-1.8	0.44
23	92	338	283	240	194	610	1.7	-1.2	0.60
24	98	310	258	230	195	525	2.3	-1.2	0.70
25	104	270	235	217	196	430	1.5	-1.2	0.56
26	110	215	205	200	196	325	-4.7	-0.7	-1.5

些线划在测量时支持管子的工作台的台面上), 测定其弯曲度。这种测量方法可以测量到近1/16吋。

长度变化和橢圓度

测量发现, 輻照后长度减少了3/32吋, 而这样小的变化是无关紧要的。橢圓度約为10密耳。在同一管子断面上比較不同角度的直径大小, 可测定其橢圓度。

进行上述檢驗后, 本来准备将燃料管重新放入 E-20 迴路中继续进行輻照, 但由于某些与元件无关的机械上的故障, 这一工作沒有进行, 因此結束了試驗。

参 考 文 献

- [1] Isakoff, L. "Uranium Metal Tube Fabrication Costs". Appendix D of *Economic Potential for D₂O Power Reactors*. E.I. du Pont de Nemours & Co., Tech. Div., Wilmington, Del. AEC Research and Development Report DP-570, 76 pp. (February 1961).
- [2] Babcock, D. F. *Power Reactor Studies-Quarterly Progress Report-May, June, July 1957*. E. I. du Pont de Nemours & Co., Tech. Div., Wilmington, Del. AEC Research and Development Report DP-245, 66 pp. (September 1957).
- [3] Babcock, D. F. *Power Reactor Studies-Quarterly Progress Report-February, March, and April 1957*. E. I. du Pont de Nemours & Co., Tech. Div., Wilmington, Del. AEC Research and Development Report DP-232, 32 pp. (July 1957).
- [4] Hood, R.R. and L. Isakoff. *Heavy Water Moderated Power Reactors-Progress Report-February 1960*. E.I. du Pont de Nemours & Co., Tech. Div., Wilmington, Del. AEC Research and Development Report DP-475, 39 pp. (April 1960).
- [5] Kaufmann, A.R., et al. "Zirconium Cladding of Ur-

anium and Uranium Alloys by Coextrusion". pp. 157-81 of *Fuel Elements Conference, Paris, November 18-23, 1957*. Commissariat à l'Énergie Atomique, Paris, France, and U.S. Atomic Energy Commission, Washington, D.C. AEC Research and Development Report TID-7546, Book 1 (March 1958).

- [6] Richmond, W.J. *Evaluation of Zircaloy-2-Clad Unalloyed Uranium Tube No. 72 Made for Irradiation Testing in NRU*. Nuclear Metals, Inc., Concord, Mass. AEC Research and Development Report NMI-7201, 33 pp. (December 1960).
- [7] "Performance Brochure for NRU E-20 Loop". Canadian Westinghouse Company, Limited. (1957).

新 书 预 告

(已 出 版)

1. 鋁鋰合金的蠕变
2. 鋁合金在170至290℃高速水中的腐蚀
3. 几种鋁鋰合金的物理和机械性能
4. 含鋰8%以下的鋁鋰合金的热量率
5. 鋰在鋁中的扩散

(即 将 出 版)

1. 鋁鋰合金的时效
2. 鋁鋰合金辐照前后的时效
3. 以鍍稳定的 δ 相钎的均匀化
4. 辐照过程中产生的氦和氚对鋁鋰合金性能的影响

书号: 核材-7008

定价: 0.07 元