

核 燃 料 物 性 デ ー タ

1970年4月～1970年9月

Physical and Chemical Properties of Nuclear Fuels

April, 1970 ~ September, 1970

1970年12月

動力炉・核燃料開発事業団

東 海 事 業 所

はじめに

このデータ集は、昨年度先行的な仕事としておこなった核燃料関係の物性データ集積を45年度正式な課題としてとりあげて作業を継続し、45年4月より9月末までに収集した情報を中心に集録したものである。

今後は、新しいデータの信頼性と有用性を評価し、プロGRESS・レポートのような形で定期的に発行していく予定であり、さらにデータファイリングシステムの検討を加え、より利用しやすい形に整理・集積し燃料設計、燃料挙動解析その他の部内へ役立つように改良をおこなうつもりである。

なおまとめた項目は次のようである。

1. 項 目	コーディングナンバー
1. Phase Diagrams & Crystal Structure	1-31-30
2. Melting Point & Vapor pressure	1-31-44
3. Thermal Expansion	1-31-46
4. Thermal Conductivity	1-21-42
5. Specific Heat	1-31-41
6. Gap Conductance	3-21-11
7. F.P Gas Release Rate	1-31-81
8. Absorbed Gas Release Rate	1-31-81
9. Fuel Meat Release & Safety	1-5-
10. Swelling Rate	1-31-82
11. Youngs Modulus	1-31-64
12. Poisson Ratio	1-11-65
13. Yield Strength	1-11-63
14. Creep Rate	1-11-71
15. Structure Changes	1-31-47
16. Interaction between Fuel & Cladding	3-11-11
17. Surface Tension	

Phase diagram

U-O系, Pu-O系については大きな変化はない。

U-Pu-O系について西独のKarlsruheのSariらから UO_2 , PuO_2 , αPu_2O_3 で囲まれる領域について新しいデータが提出された。1966年秋のウィーンのThermodynamics of Plutonium OxidesのパネルでまとめられたPhase diagramをていねいに修正している。Pu-O系の形とくらべても、納得しやすい形になっている。

Phase diagram

試料： $(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7$ と $\text{Pu}(\text{OH})_3$ を硝酸溶液から共沈 (UO_2 -5%~97% PuO_2)，焙焼，成形， N_2 -8% H_2 中， 1650°C で焼結。不純物：化学分析。均一性：オートラジオグラフィ，金相，X線回折で確認。

O/M 調整：①部分還元-水分量既知の水素中で加熱(抵抗加熱炉，高周波炉)。②完全還元-高純度水素(Pd-Ag cell 通過)中で加熱($1400\sim 2000^\circ\text{C}$)。③確認-重量変化法(CO/CO_2 10:1 中 850°C)。

測定：①X線回折(Debye-Scherrer カメラ，デイフラクトメータ)。

②金相(腐蝕液- HNO_3 ， H_2SO_4 或 HF ， H_2O_2 。Pu および O の濃度に応じて混合)。

③DTA 示差熱天秤， 1500°C まで。

結果：

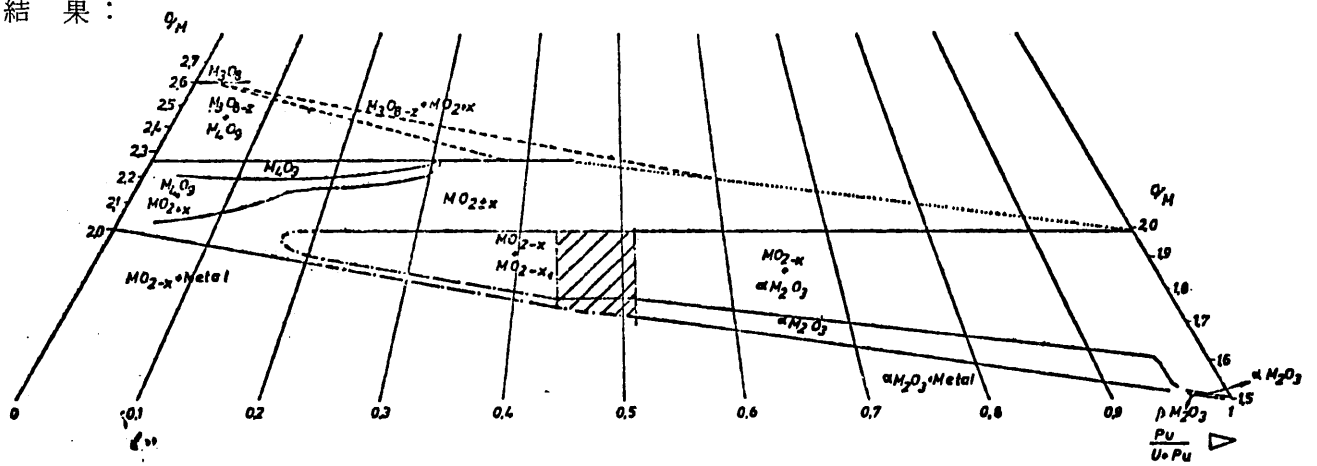


Fig. 15. Isothermal Section at Room Temperature of the U-Pu-O Ternary Diagram between $\text{O}/\text{M}=1.5$ and $\text{O}/\text{M}=2.7$.

— tie lines, oxidation limit in air.

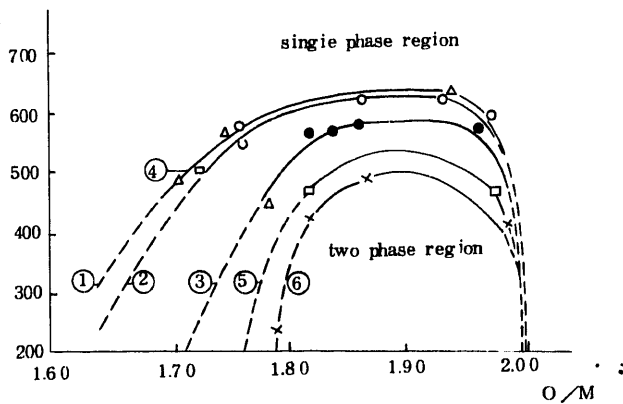


Fig. 12. Limits of two phase region determined by DTA. X-ray results according to ref.* are also shown.

(1) $\text{Pu}/(\text{U}+\text{Pu})=1$; (2) $\text{Pu}/(\text{U}+\text{Pu})=0.95$; (3) $\text{Pu}/(\text{U}+\text{Pu})=0.80$; (4) $\text{Pu}/(\text{U}+\text{Pu})=0.58$ (ref.*); (5) $\text{Pu}/(\text{U}+\text{Pu})=0.58$; (6) $\text{Pu}/(\text{U}+\text{Pu})=0.42$, ref.*).

p. 1-7 とのちがい。

1. $\text{MO}_{2.00}$ の線は $\text{MO}_{1.985}$
2. $\text{fcc MO}_{2-x} + \text{fcc MO}_{2-x} \rightarrow \text{fcc MO}_{2-x} + \text{fcc M}_2\text{O}_3$ transition $45\% \text{PuO}_2$ と $50\% \text{PuO}_2$ との間
3. 2相領域の低 O/M 側の線がはっきりして，前の推定の線とちがっている。
4. 2相領域の Pu 濃度の下限は $15\% \text{PuO}_2$ と $20\% \text{PuO}_2$ の間としている。

Phase diagram

コメント：1. Karlsruhe のデータ

2. 測定点を多くとって念入りに比べている。特に高 Pu 濃度，低 O/M 比の領域はこれではじめてはっきりした。

3. 信頼してよいデータである。

J. Nucl. Mater. 35 (1970) 267 : A study of the ternary system $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2 - \text{Pu}_2\text{O}_3$: C. Sari, U. Benedict, and H. Blank.

* J. Inorg. Nucl. Chem. 29 (1967) 2265. T.L. Markin and R.S. Street.

Phase diagram

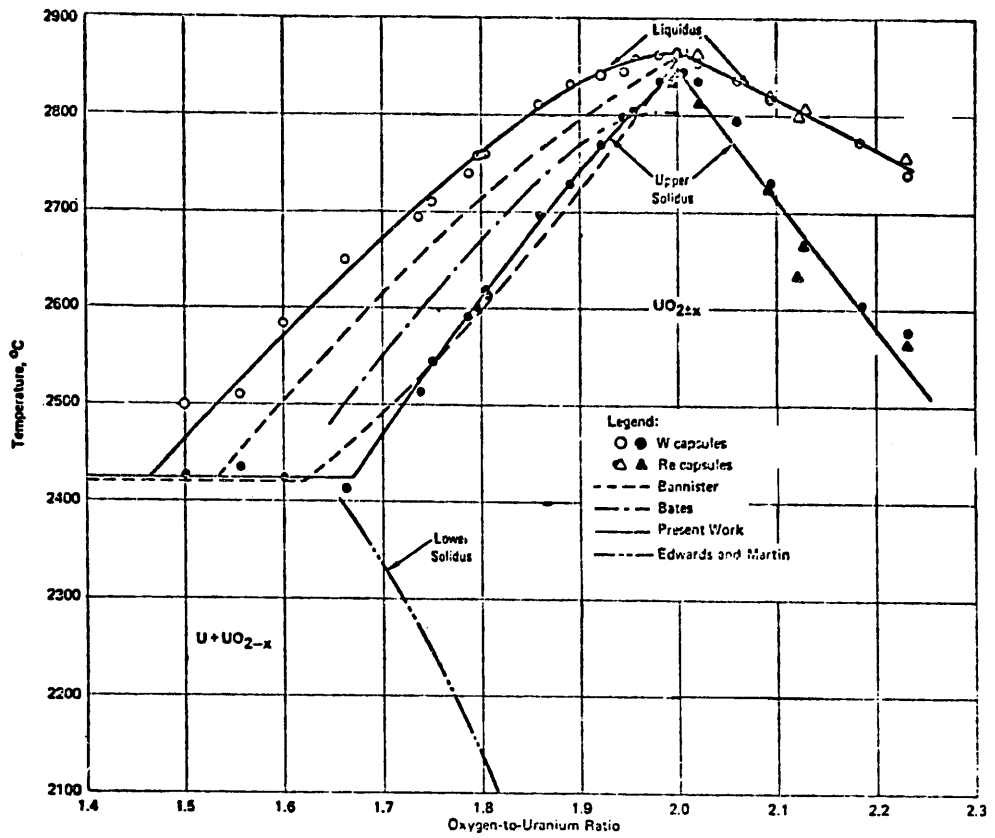


Fig.7. Partial Phase Diagram for Urania from UO_{1.46} to UO_{2.23}.

melting pointのデータと共通

試料: UO_{2±x}

J. Nucl. Mater. 35 (1970) 195: Determination of solidus-liquidus temperatures in the UO_{2+x} system (-0.50 < x < 0.20): R.E. Latta and R.E. Fryxell.

Phase diagram

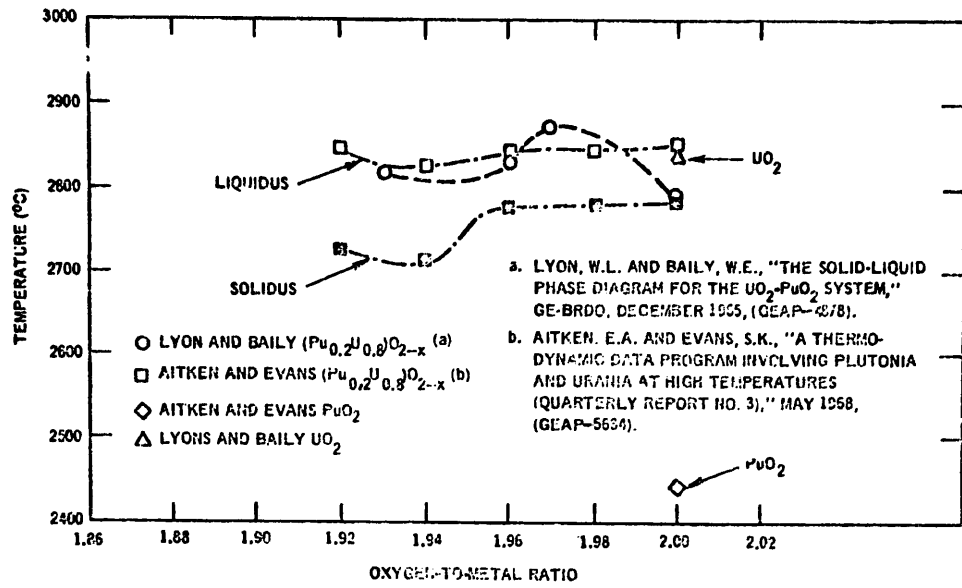


Fig.3-3 Comparison of Liquidus Temperatures for $(\text{Pu}_{0.2}\text{U}_{0.8})\text{O}_{2-x}$

試料: $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$

Melting Point

Stoichiometricな(Pu-U)O₂に関してはGEのLYON & BAILYのDataの後で、やはりGEのAITKEN & EVANS が同じ方法で測定したDataを出している。AITKEN & EVANSのDataの方がやや高い。彼らは同時に hypostoichiometric のDataも出している。UO₂についてはGEのLATTA & FRYXELLの1965年のDataと1970年のDataを追加する。

照射後試料のDataは、UO₂についてはCHRISTENSENの2つの結果がいずれも低燃焼度領域でmelting pointの異常な上昇を示し、燃焼度の増加とともに下降する傾向がみられた。これについてBATESらが追跡実験した結果、melting pointは実験誤差の範囲で照射効果がなく一定であることを示し、CHRISTENSENの結果を否定している。

(Pu-U)O₂についてはCRANKOTA & CRAIGの実験が完結し、その結果では高燃焼度で若干melting pointがさがっている。PNC 鹿島らによる燃焼度を模擬したF.P. 元素入り試料の炉外実験の結果もこれと一致している。

前回の p. 2-2 は、はずすこと。

Melting Point

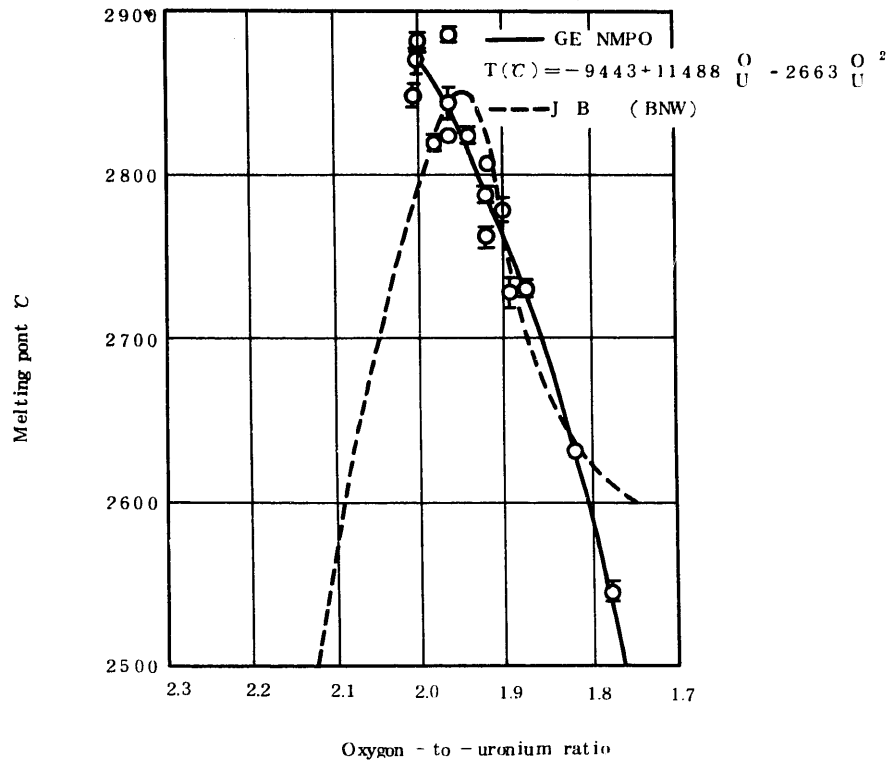


Fig.3. Melting point of urania of various compositions

- $\text{UO}_2 - x$
- W-Capsule
- "Pyro-optical" Pyrometer

R.E. Latta, R.E. Fryxell

GE-TM 65-11-8 (ANS. Nov. 16. 1965)

Melting Point

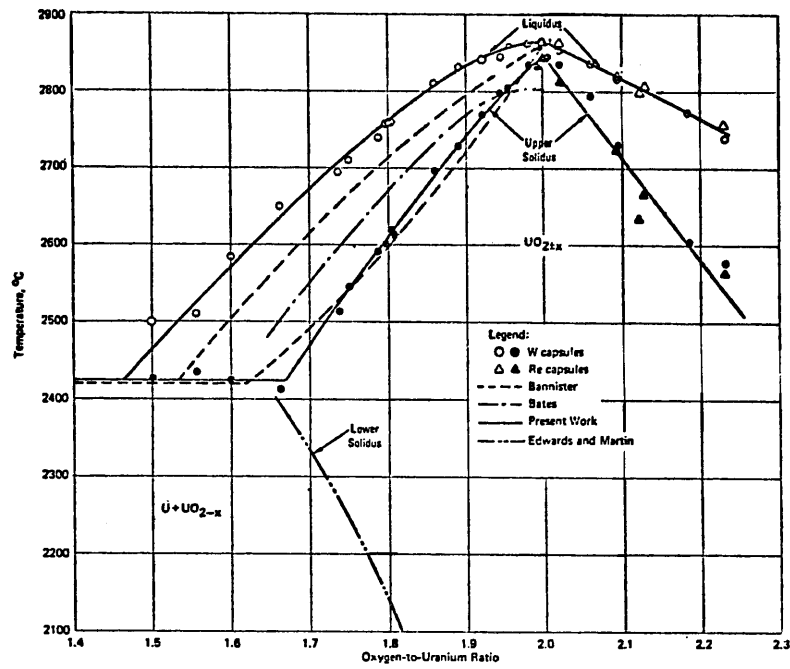


Fig.7. Partial phase diagram for urania from $\text{UO}_{1.46}$ to $\text{UO}_{2.23}$.

試料： $\text{UO}_{2 \pm x}$ $1.50 < \text{O}/\text{U} < 2.20$

方法：○サーマルアレスト法

○タングステンまたはレニウムキャプセルに封入して加熱

○温度測定精度は $\pm 15^\circ\text{C}$ at 2800°C

コメント：○精度も高く，測定方法も信頼度の高いすぐれたデータである。

○なお， $\text{O}/\text{U}=2.000$ では $2865 \pm 15^\circ\text{C}$ である。

Melting Point

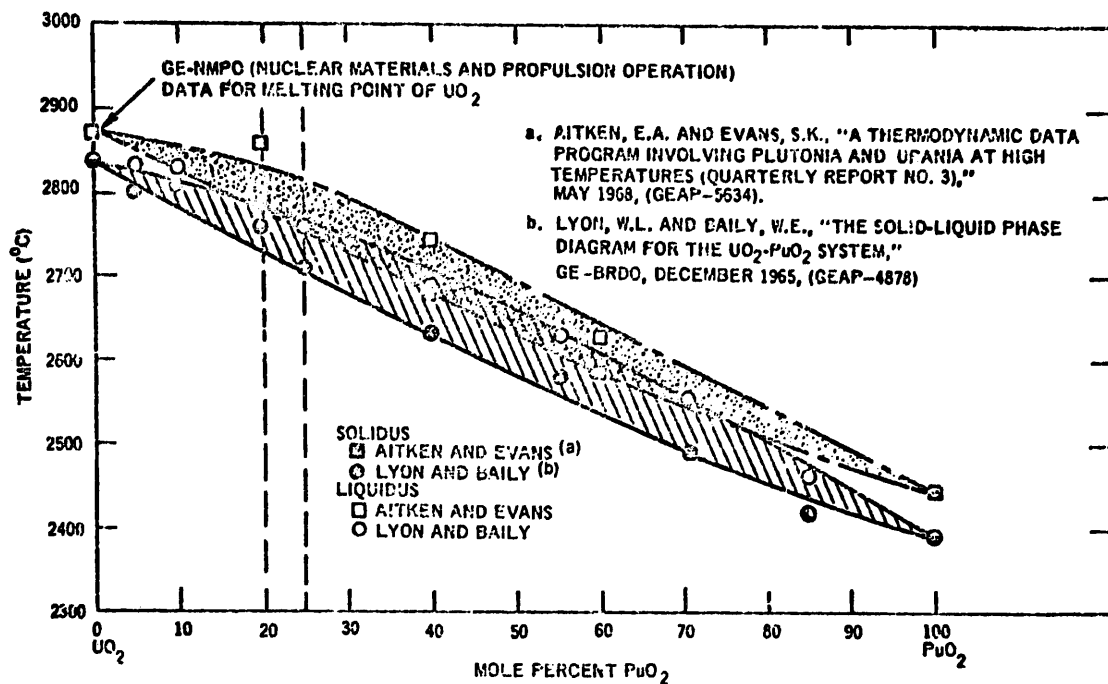


Fig. 3-2. Comparison of Phase Diagrams for $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$

試料： $(\text{Pu}-\text{U})_2$

(a) p.2-1 ((b) と同じ) の data と同じ方法で測定。

サーマルアレスト法

タングステンカプセル封入

高周波炉加熱

(b) p.2-1 の data と同じ。

コメント：。いずれも GE の data

。KRANKOTA & CRAIG (GE) は照射 $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$ の melting point の標準として (a) の方を使っている。

(a) E. A. AITKEN & S. K. EVANS : GEAP-5634 (1968)

(b) W. L. LYON & W. E. BAILY : GEAP-4878 (1965)

本図の出典 GEAP 13515

Melting Point

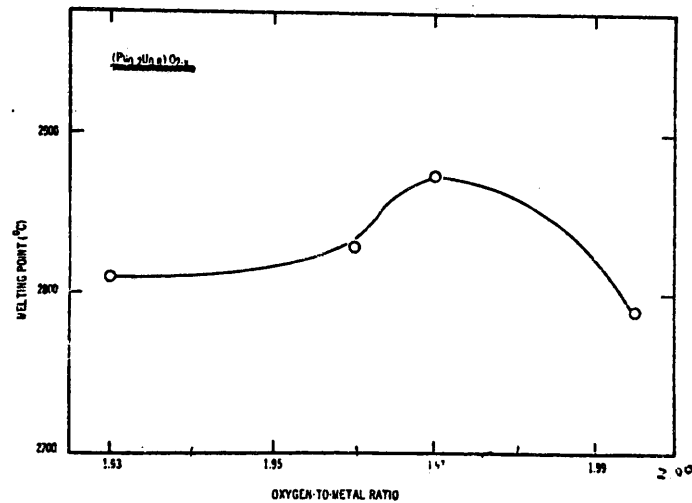


Fig. 5-10. Melting Temperature Versus O/M for $(Pu,U)O_2$

試料： $(Pu_{0.2}U_{0.8})O_{2-x}$

測定方法

- ・サーマルアレスト法
- ・タングステンカプセル封入
- ・高周波炉加熱
- ・micro optical pyrometer を標準電球で補正して测温

測定結果

O/M	2.00	1.97	1.96	1.93
m. p.	2790°C	2875°C	2830°C	2820°C

コメント：○本図は GEAP-5433 (1967) に掲載されているが Quarterly Report で著者はわからない。この TASK の Contributors の中に Lyon, Baily は入っている。
 ○KRANKOTA & CRAIG は GEAP-13515 の中で参考文献として GEAP-4878, (Lyon & Baily) をあげてこの data を引用しているが、GEAP-4878 には本図はなく Appendix に図-A がのっている。
 ○図-B の実線 (点線は本図と同じ) が別の文献⁽³⁾ にのっている。

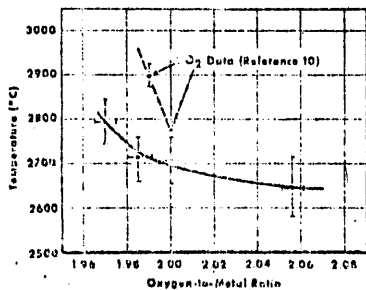


図 - A

Fig. A-2 Results of Tungsten Ribbon Melting Point Determinations Showing Effect of Oxygen-to-Metal Ratio on Melting Temperature for $(Pu_{0.2}U_{0.8})O_2$

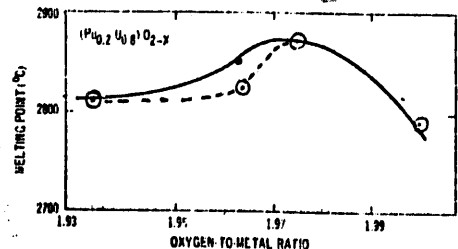


図 - B \

Fig. 6. Melting Temperature Versus O/M for $(Pu,U)O_2$

- (1) GEAP-5433 : Sodium - Cooled Reactors Fast Ceramic Reactor Development Program Twenty-First Quarterly Report November 1966- January 1967, p.5-21.
- (2) GEAP-4878 : W. L. Lyon and W. E. Baily
- (3) W. E. Baily, E. A. Aitken, R. R. Asamoto and C. N. Craig, Proceedings of the 1967 Nuclear Metallurgy, International Symposium on Plutonium Fuels Technology, Scottsdale, Arizona, 1967. (p.293)

Melting Point

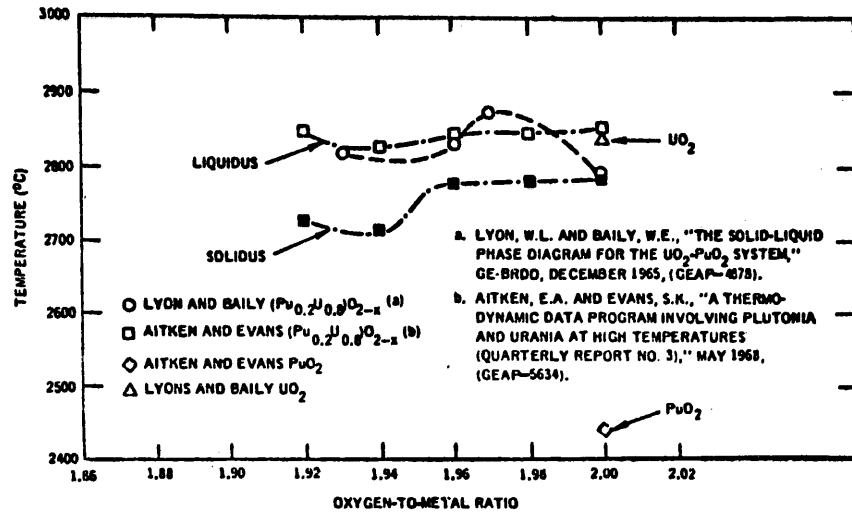


Fig.3-3 Comparison of Liquidus Temperatures for $(\text{Pu}_{0.2}\text{U}_{0.8})\text{O}_{2-x}$

試料： $(\text{Pu}_{0.2}\text{U}_{0.8})\text{O}_{2-x}$

測定方法：p.2-1と同じ

(a) は前出の data. (Lyon & Bailly)

(b) の結果は次の表の通り

この表には $(\text{Pu}_{0.2}\text{U}_{0.8})\text{O}_{2-x}$ 以外の Pu 濃度の結果も含まれている。

Melting Point

Table 3.2 Melting Point Behavior of Urania-Plutonia Solid Solutions*

Mole Fraction PuO _{2-x}	Heat Treatment**	Oxygen To-Metal Ratio(O/M)	Oxygen To-Plutonium Ratio(O/Pu)	Solidus-Liquidus Range (°C)
1.0	A	2.00	2.00	2445 - 2445
	B	1.84	1.84	2445 - 2470
	B ⁺	1.78	1.78	2467 - 2472
	C	1.73	1.73	2470 - 2470
	D	1.61	1.61	2300 - ‡
0.6	A	2.00	2.00	2580 - 2627
	B	1.91	1.85	2562 - 2640
	D	1.84	1.73	2605 - 2652
	D	1.76	1.60	2512 - 2597
0.4	A	2.00	2.00	2685 - 2745
	B	1.96	1.90	2737 - 2772
	C	1.91	1.78	2570 - 2782
	D	1.84	1.60	2730 - 2765
0.2	A	2.00	2.00	2787 - 2855
	E	1.98	1.90	2783 - 2848
	B	1.96	1.80	2780 - 2845
	D	1.94	1.70	2715 - 2825
	D	1.92	1.60	2727 - 2848

* Aitken, E. A. and Evans, S. K., "A Thermodynamic Data Program Involving Plutonia and Urania at High T temperatures (Quarterly Report No.3), May 1968, (GEAP-5634).

** The types of heat treatments are identified as follows:

A. Sinter in dry H₂ for 4h at 1500°C; oxidize in air at 900°C; reduce in H₂ at 900°C

B. Sinter in dry H₂ for 4h at 1500°C

C. Sinter in dry H₂ for 4h at 1500°C; reduce in H₂ for 50 to 70h at 1500°C with Zr-Ti getter

D. Sinter in dry H₂ for 4h at 1500°C; add Pu and U metal to adjust O/M ratio

E. Sinter in dry H₂ for 4h at 1500°C; oxidize in air at 900°C; reduce in H₂ at 900°C; add Pu and U metal to adjust O/M ratio

+ Sample heated for an additional 4 h

‡ By visual observation only

コメント:

(a) GEAP-4878 : W.L. Lyon and W.E. Baity

(b) GEAP-5634 : E.A. Aitken and S.K. Evans

(本図および表の出典 GEAP-13515)

Melting Point

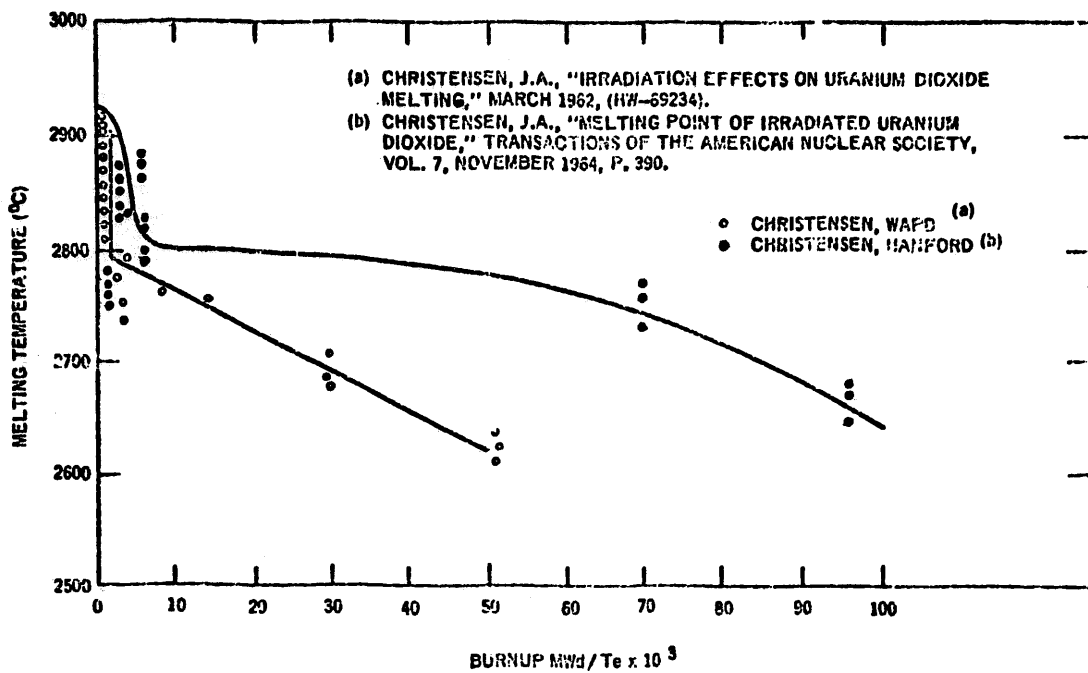


Fig.3-1. Variation in Melting Point of UO₂ with Burnup

試料：照射 UO₂

- (a) ○ タングステン V 型フィラメント法
 - 雰囲気 He (Static) 10 psi
 - 測温 optical pyrometer ±30°C (95% Confidence)
- (b) ○ タングステン V 型フィラメント法
 - 雰囲気 He (flow)

コメント：BATESらによって否定されている。

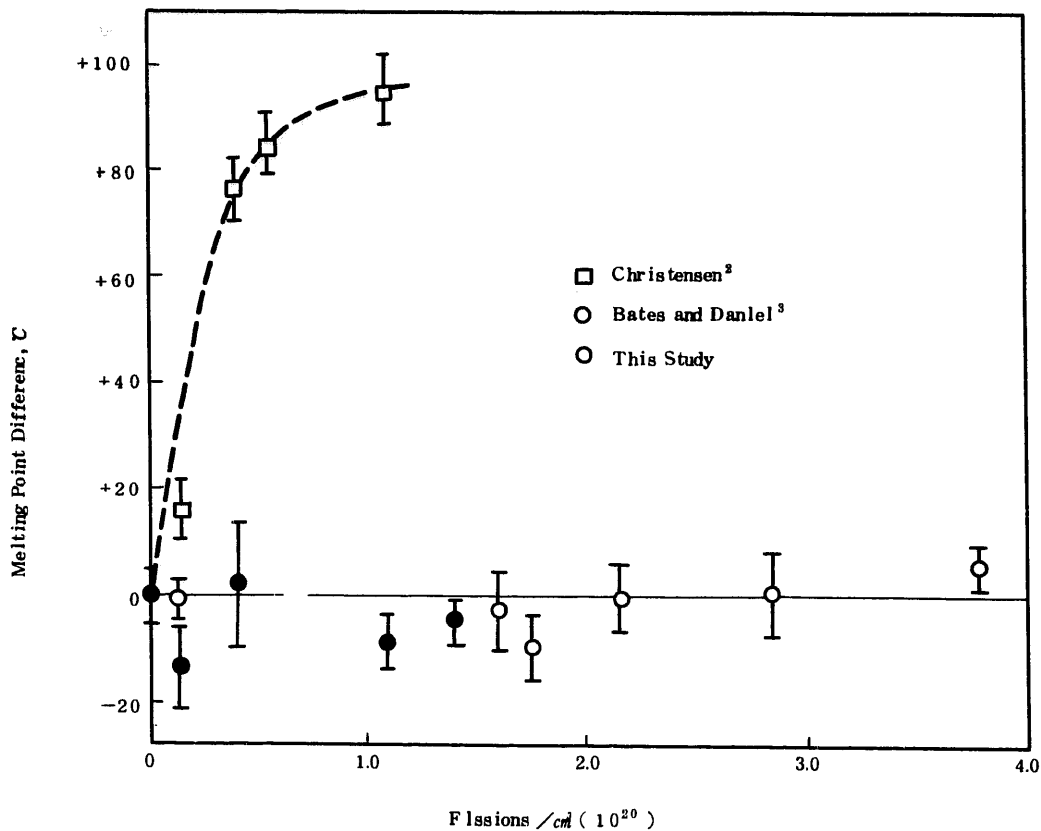
(a) J. A. Christensen. HW-69234 (1962)

(b) J. A. Christensen, R. J. Allio, and A. Biancheria WCAP-6065 (1965)

本図の出典はGEAP-13515

Melting Point

照射 UO_2



試料： UO_2 (Irradiated)

方法：◦ タングステン "V" フィラメント法

◦ 雰囲気 80%He - Ar と Pure Ar ガス

◦ 測温 輝度温度計 (Pyrometer)

◦ 精度 $\pm 10^\circ\text{C}$ ◦ 各 Burnup で 4 ないし 5 点測定

◦ 照射量は推定値 (Burnup 測定はしていない)

結果：M.P. は変化しない。

J.L. Bates, J.L. Daniel, and S.T. Mayhan

BNWL-919 (November 1968).

Melting Point

試料：照射 UO_2

Christensen の測定（低照射で m.p. 上昇。以後一様に下降）を確認するための実験。

◦ タングステン V_{25} フィラメント法

◦ 雰囲気：アルゴン，1 気圧。

◦ 測温：光高温度計

◦ 各照射量につき 9~10 試料測定。

◦ 測温精度： $\pm 10^\circ\text{C}$

◦ 照射中の温度： 60°C 以下（計算）。

◦ 低照射 1 回の試料は Christensen と同じ試料。ただし，空气中，室温で，1~4 年間経過後測定。

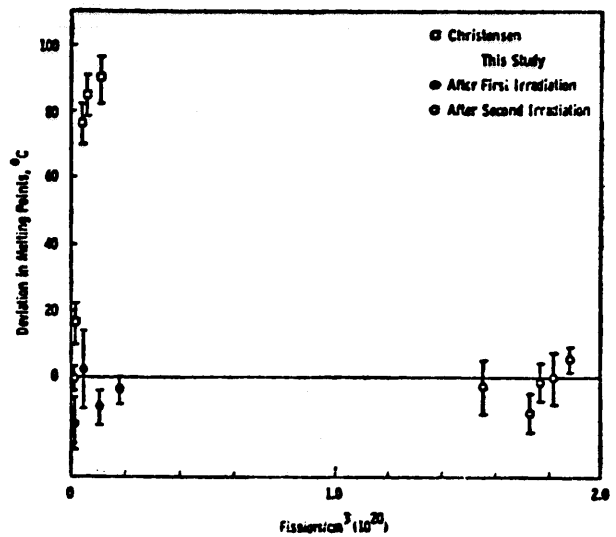


Fig.1. Measured change in melting points of irradiated UO_2 . Standard deviations within 95% confidence level for 9 to 11 data points at each temperature is given in brackets.

結果：◦ 照射 UO_2 の m.p. $2800 \pm 10^\circ\text{C}$ で，未照射 UO_2 と実験誤差の範囲内で同じ。

◦ Christensen の結果でみられた低照射での m.p. の上昇はみられなかった。

コメント：BNWL-919 (Nov. 1968), J.L. Bates, J.L. Daniel, and S.J. Mayhan の extension.

Melting Point

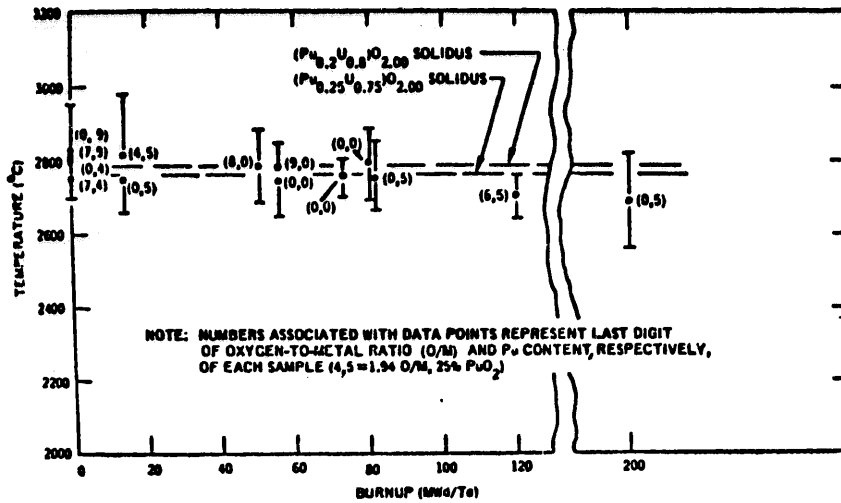
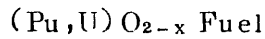


Fig.7-5. Melting Point of Irradiated Stoichiometric and Hypostoichiometric Mixed Oxide.



試料：Pu濃度 19~25w/o , O/M=1.94~2.00 (initial)

Burnup 13,000~200,000 MWD/Te

測定：タングステンV型フィラメント，(hot cell中遠隔操作)。雰囲気 He (10~14 psi) 測温：光高温計

結果：Burnupの効果：80,000 MWD/Teで殆んど変化なし。200,000 MWD/Teで80 °C降下。

O/M (1.94~2.00), Pu濃度 (19w/o~25w/o) の効果：200,000 MWD/Teまで殆んど変らず。

Melting Point

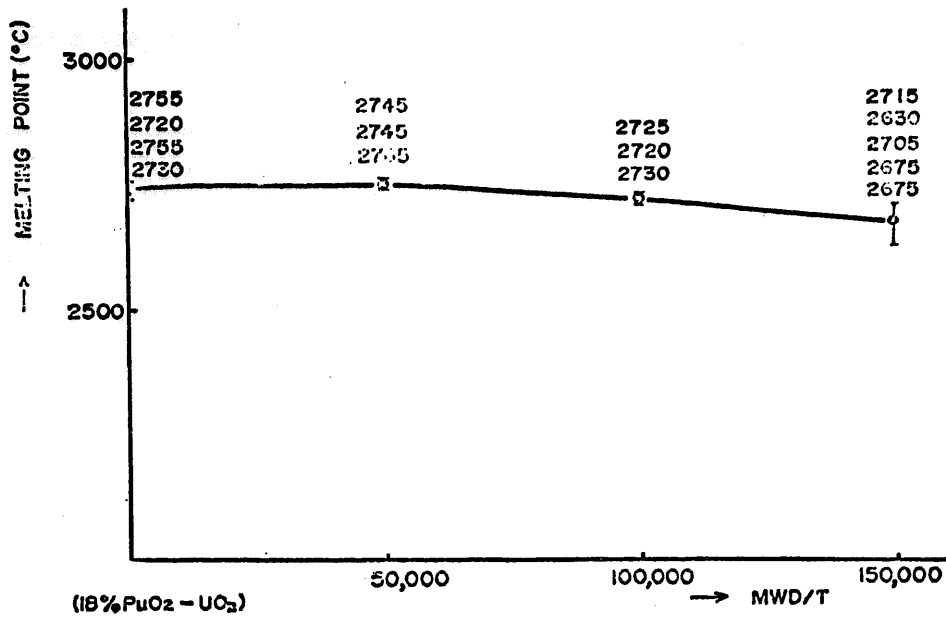


Fig.4. Melting Point of Simulated Sample to Irradiated at High Burnups.

・: $(U_{0.8}Pu_{0.2})O_2$ (共沈) に Burnup 相当の Nd, Ce, La, Y, Ba, Sr, Zr, Mo, Ru, Pd を酸化物で添加, 成形。650°C 予焼 (8 hr, $N_2-5\%H_2$), 1600°C 焼結 (2 hr, $N_2-5\%H_2$) 2200°C 加熱, (Mo カプセル, He 中封入)。

Ⓔ: 装置: タングステン V 型フィラメント, $He-5\%H_2$ $1.5Kg/cm^2$ 中。測温: 2色高温計。2色高温計出力とフィラメント印加電圧を X-Y レコーダに入れて, サーマルアレストをとる。

Ⓕ: 50,000 MWD/T では殆んど変らず。100,000 MWD/T で 15°C, 150,000 MWD/T で 60°C m.p. 低下。

Thermal Expansion

Thermal Expansion (融点まで) UO_2

(体積膨張係数)

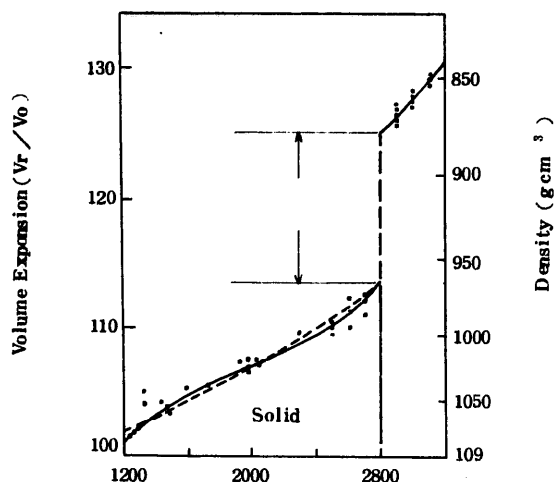


Fig.3. Thermal expansion of uranium dioxide. (○) UO_2 single crystals, this study. (○) large-grained compacts, Halden et al., footnote 1. Dashed line is V_T/T_0 .

試料： UO_2 ($\frac{1}{8}$ in 直径の単結晶ピン)

方法：
 ◦ W capsule 封入，加熱
 ◦ Co 60- γ 線透過法で測定

結果：1) $0^\circ \sim 2800^\circ\text{C}$ (本測定における融点)

体積膨張係数

$$\frac{\Delta V}{V_0} = \frac{V_T - V_0}{V_0} = 9 \times 10^{-6} T + 6 \times 10^{-9} T^2 + 3 \times 10^{-12} T^3$$

ただし V_T : 温度 $T^\circ\text{C}$ における比体積 (cm^3/g)

V_0 : " 0°C " " "

T : 温度 ($^\circ\text{C}$)

2) 2800°C (融点) $\sim 3100^\circ\text{C}$

線膨張係数

$$3.5 \times 10^{-5} \text{ in/in } ^\circ\text{C}$$

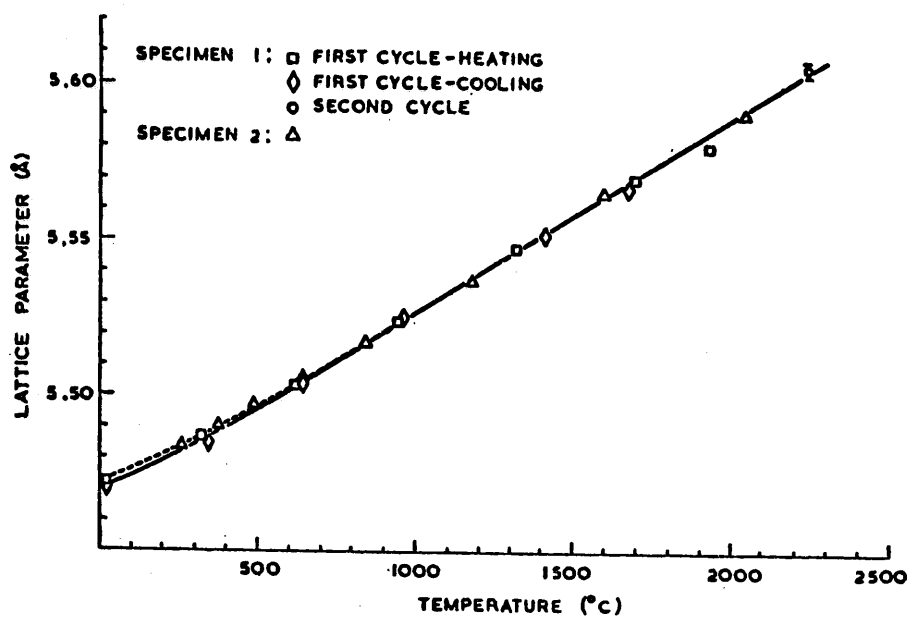
コメント：比較すべき同種のデータが他に無いので信頼度は不明。しかし， $2,900$ ， $3,000$ ， $3,100^\circ\text{C}$ の3点で，各々3～5回の測定をしており，測定点に大きなバラツキはない。

J. A. Christensen

J. Amer. Ceram. Soc. vol. 46, No.12 p.607~608, Dec. 1963.

Thermal Expansion

Thermal Expansion UO_2



Variation of the lattice parameter of near-stoichiometric UO_2 with temperature.

試料：O/U 1.98~2.00, 1650°C, moist H_2 中で焼結したものを $3 \times 0.7 \times 0.317 \text{ cm}$ の大きさに切出し, 1200°Cで再還元し, 真空中で保存し供試。

方法：高温 X線回折法により 20~2300°C の温度範囲で測定。雰囲気約 10 psi の He 中。测温 $W/W-26$ Re 熱電対, 低温域は Pt 熱電対。测温精度 2000°C で $\pm 30^\circ\text{C}$ 。

結果：20~2300°C 平均熱膨張率 $(10.8 \pm 0.1) \times 10^{-6} / ^\circ\text{C}$
 20~900°C " $(10.4 \pm 0.2) \times 10^{-6} / ^\circ\text{C}$
 400°C 以上 2300°C までは直線的に膨張する。

P. J. Baldock et al : The X-Ray Thermal Expansion of Near-stoichiometric UO_2 .

J. Nucl. Mat. 18 (1966) 305-313.

Thermal Expansion

Thermal Expansion (PNC-I)

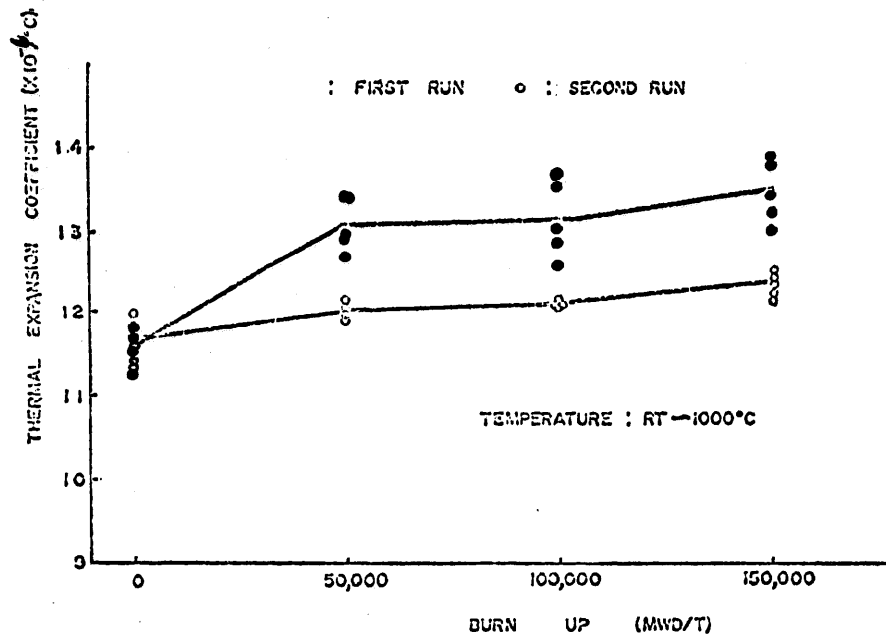


Fig. Thermal expansion coefficient of simulated sample vs burnup.

試料：20%PuO₂-UO₂ 粉末に固体状FP元素を10種類添加し、5, 10, 15万MWD/Tを模擬した。ペレット製造法は冷間圧縮成形、1600°C 2h N₂-5% H₂ 焼結後、Moカプセル(He)中で2200°C 2h加熱。密度95%相当、O/M 1.98相当。

方法：Dilatometer, R.T.~1000°Cの範囲で測定。検出器は差動トランス。測温Pt-13%PtRh熱電対。7×10⁻⁴ mm Hg真空中。精度±3%。

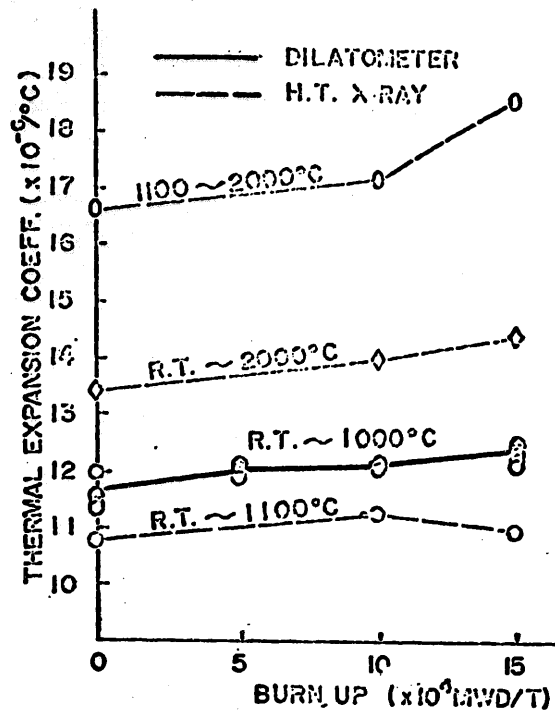
結果：Fig. 中の second run。燃焼度の影響少ない。

コメント：First run と second run の差は、Puのα線損傷によるもので、ペレット本来の熱膨張挙動は second run の結果と考える。

S. Kashima, M. Sato et al : Melting Point and Thermal Expansion Measurements of Simulated Fuel to Irradiated PuO₂-UO₂ at High Burn up. JAPAN/U.S. Research Newsletter (1970).

Thermal Expansion

Thermal Expansion (PNC-II)



試料：Thermal Expansion (PNC-I) と同一試料。

方法：高温X線回折法により室温～2000°Cまでの範囲で測定。測温は1100°Cまでは赤外放射温度計，1100°C以上は2色式温度計による。温度補正にThO₂を用いた。雰囲気は真空(10⁻⁶ Torr)，N₂-5% H₂ ガスフロー，He-5% H₂ ガスフローの3種。

結果：燃焼度の影響は1000°C以下ではほとんどない。1100°C以上ではわずかに大きくなる傾向にある。

	20%PuO ₂ -UO ₂	15万MWd/T模擬燃料
RT~1000°C平均熱膨張率	1.08×10 ⁻⁶ /°C	10.8×10 ⁻⁶ /°C
RT~2000°C	"	13.4×10 ⁻⁶ /°C

コメント：Dilatometerの測定値より若干小さい。この理由は試料の形態，測温法など測定法の相違によるものと考えられる。両者は測定精度の範囲内で一致している。

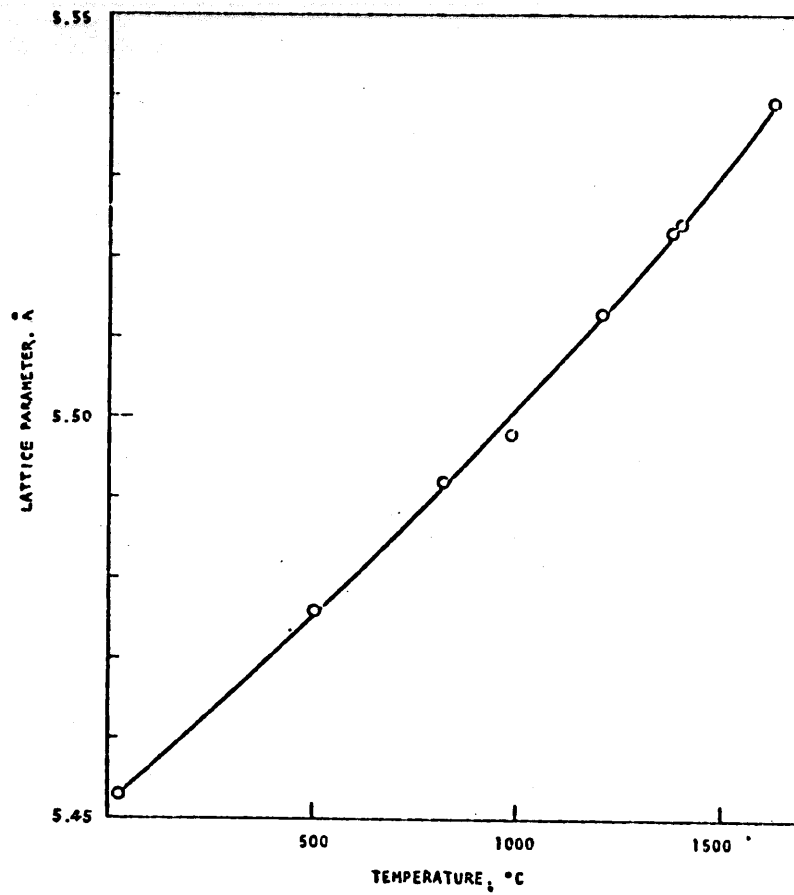
Thermal Expansion

試料：Stoichiometric $(\text{Pu}_{0.20}\text{U}_{0.80})\text{O}_2$

方法：20~960°Cの温度範囲で測定した。測定雰囲気は0°Cの H_2O と平衡にあるAr-8%
 H_2 気流中。

結果：20~960°Cの平均熱膨張率 $10.2 \times 10^{-6} \text{ in/in.}^\circ\text{C}$

Thermal Expansion

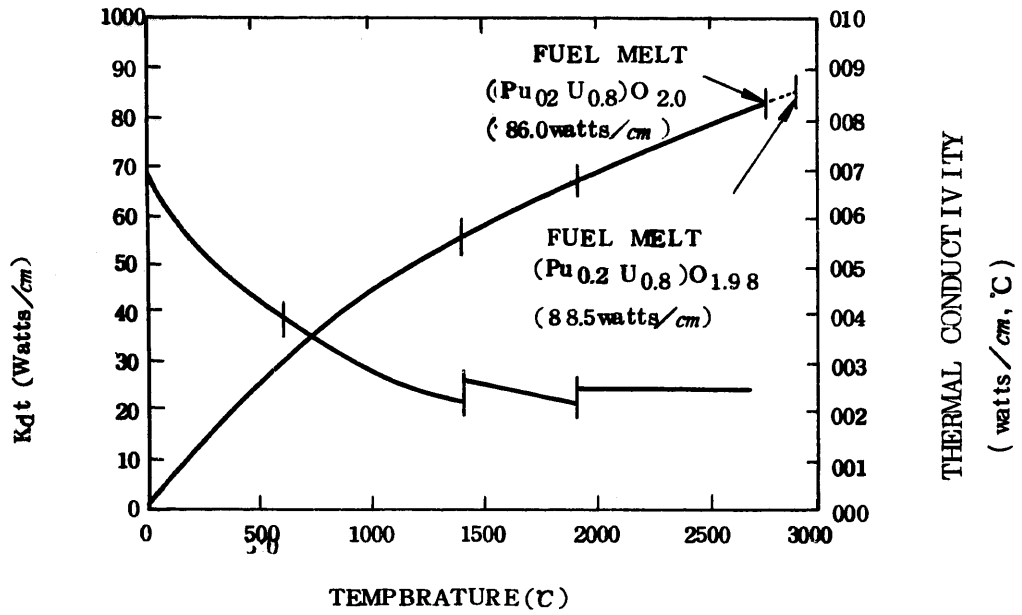


Lattice Expansion of $(U_{0.75}Pu_{0.25})O_{2.00}$

試料： $(U_{0.75}Pu_{0.25})O_{2.00}$ （共沈粉末）

方法：高温X線回折法により，室温～1600°Cの範囲について測定。
温度は試料に混合した M_0 粉末の格子定数測定値より得られる。

結果：室温～1600°Cにおける平均熱膨張率 $9.8 \times 10^{-6}/^{\circ}C$



Thermal conductivity and integral conductivity of
 initialle 95% T.D. (Pu_{0.2} U_{0.8})O_{2±x} after
 microstructural changes have occurred

1. Sample (Pu_{0.2} U_{0.8})O_{2±n}, UO₂
2. Out of Pile
3. Temperature range 0~2800°C
4. Density range 82~95% T.D.
5. Stoichiometry 1.93~2.05
6. Thermal conductivity

$$K = 0.0130 + \frac{1}{(0.4848 - 0.4465 \cdot D) \cdot T} \quad (\text{w/cm} \cdot ^\circ\text{C}) \quad \text{for UO}_2$$

$$K = 0.0110 + \frac{1}{(0.4848 - 0.4465 \cdot D) \cdot T} \quad (\text{w/cm} \cdot ^\circ\text{C}) \quad \text{for (UO}_{0.2}\text{-U}_{0.8})\text{O}_2$$

(T = °C)

ただし、1900°C 以上の温度では上式によらず $k = 0.023 \text{ w/cm} \cdot ^\circ\text{C}$ とした方がよいとしている。

a Paper Prepared for Nuclear Metallurgy Symposium American Institute of Mining Metallurgical and Petroleum Engineers

October 4-6 1967

Camelback Inn, Phoenix, Arizona

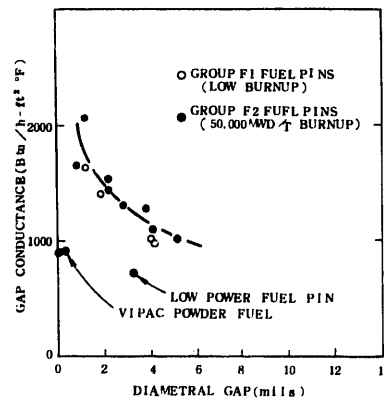
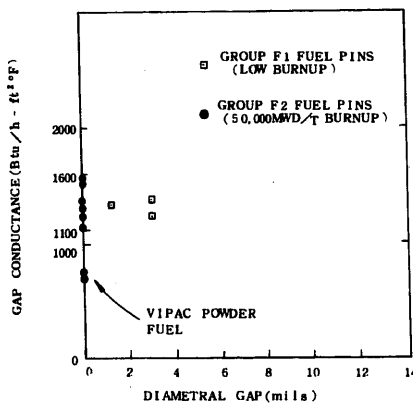
Thermal Conductivity of Uranium-Plutonium Oxide Fuels

By W.E. Baily, E.A. Aitken

R.R. Asamoto, C.N. Craig

Fast Flux Irradiations-Fuel Pin and Operating Parameters

Pin	Fuel Density (%)	Power O/M (kW/ft)	Diametral Gap Inches		Heat Flux i.d. [Btu/h-ft ² F(×10 ⁻⁵)]	Burnup (MWd/T)	Diameter of Structure Changes			Gap Conductance (Btu/h-ft ² F)			
			Pre-	Post-			ECO	CGG	Void	EGG	CGG		
Group One	F1A	94.1	1.998	16.1	0.0041	0.0030	9.53	1,750	0.1840	0.1311	0.0169	982	1360
	F1B	95.6	2.000	16.4	0.0012	0.0028	9.70	1,615	0.1705	0.0968	0.0032	1626	
	F1C	96.1	2.026	16.8	0.0040	0.0013	9.94	1,619	0.1839	0.1345	0.0178	1016	1330
	F1D	96.7	1.078	16.2	0.0018	0.0008	9.59	1,596	0.1656	-	-	1412	-
	F1E	90.1	1.988	14.8	0.0042	0.0030	9.76	1,615	-0.1271	0.0308	-	-	1224
	F1F	85.3	1.986	16.4	-	0.0010	9.71	1,711	0.1769	0.1481	0.0438	2002	
Group Two	F2A	95.7	1.999	16.1	0.0022	0	9.52	56,200	0.1646	0.1196	0.0110	1530	1566
	F2B	96.8	1.998	16.4	0.0022	0	9.71	57,100	0.1642	0.1259	0.0055	1445	1376
	F2E	96.7	1.975	16.7	0.0028	0	9.87	58,100	0.1699	0.1332	0.0059	1320	1306
	F2N	97.3	2.000	16.6	0.0052	0	9.81	37,700	0.1773	0.1319	0.0306	1020	1203
	F2P	96.7	1.999	9.9	0.0032	0	5.86	34,600	0.1220	-	-	713	-
	F2Q	96.4	2.000	16.7	0.0012	0	9.89	58,100	-0.1261	0.0105	0.0105	2072	1531
	F2S	98.2	2.004	17.5	0.0008	0	10.37	61,000	0.1677	0.1470	0.0108	1656	1139
	F2U	89.7	1.986	16.3	0.0038	0	9.65	56,700	0.1793	0.1433	0.0470	1273	1227
	F2Z	90.2	1.983	15.1	0.0041	0	9.53	56,100	0.1817	0.1411	0.0459	1098	1211
	F2W	83.8	1.990	14.1	-	0	8.38	49,200	0.1859	0.1503	0.0471	911	731
	F2Y	83.9	1.993	13.8	-	0	8.18	48,200	0.1828	0.1482	0.0521	918	702



Fast Flux Irradiations. Gap Conductance Versus Diametral Gap For Columnar Grain Growth

Fast Flux Irradiations. Gap Conductance versus Diametral Gap For Equiaxed Grain Growth

- 1 Sample ; 20 % PuO₂ - UO₂
- 2 In pile data
- 3 Comment : 照射実験に続く照射後試験での全相組織変化から燃料内温度分布を推定しギャップコンダクタンスを求めている。高速炉タイプ燃料ピンでしかも高速中性子束で照射したデータとして類似データが少ない上に比較的良好とまとまっている。

Fuel Form 20%PuO₂-UO₂

GEAP-5748

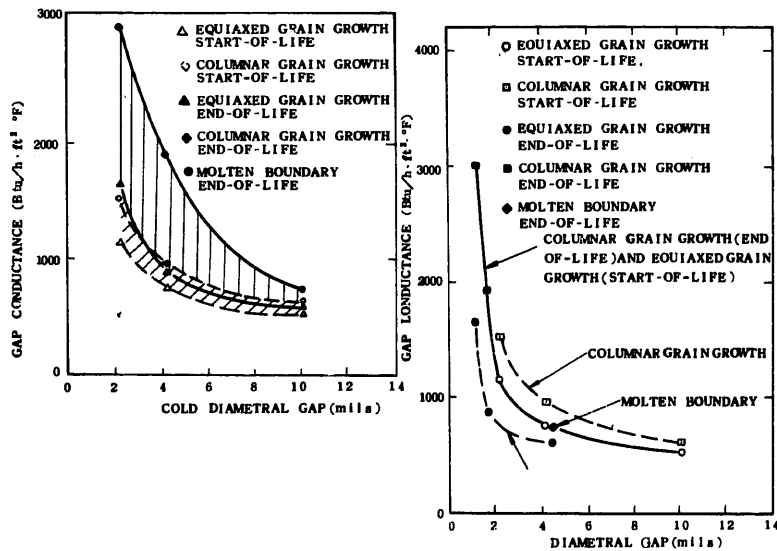
Heat Transfer Coefficients between Fuel and Cladding in Oxide Fuel Rods
C.N. Craig, G.R. Hull, W.E. Baily

Gap Conductance

Summary of Capsule E1B Data

Fuel Pin	Time	Gap (mils)	Power (kW/ft)	Fuel Surface Temperature (°C)		$\int_{500}^{T_c} kd\theta$ W/cm	Gap Conductance (Btu/h-ft ² -°F)	
				EGG	CGG		EGG	CGG
E1B-2	Start of Life	2.2	18.0	1104	976	55.2	1140	1520
	End of Life	1.2	20.1	993	866	57.7	1643	3000
E1B-3	Start of Life	10.1	17.8	1652*	1213	67.9	524*	611
	End of Life	4.5	19.6	1652*	1452	68.6	599*	741
E1B-4	Start of Life	4.2	17.1	1348	1130	55.5	750	959
	End of Life	1.8	18.8	1267	1066	57.1	875	1910

* Since equiaxed grain growth was observed to occur at the surface of the fuel in pin E1B-3, the fuel surface temperature was set at 1650°C (3004°F). Since the fuel surface temperature could have been greater than 1650°C, the gap conductances calculated for the E1B-3 pin should be taken as maximum values.



Gap Conductance Versus Cold Diametral Gap

Gap Conductance Versus Diametral Gap

- 1 Sample : 20% PuO₂ - UO₂
- 2 In pile data
- 3 Comment : 照射実験に続く照射後試験での全相組織変化から燃料内温度分布を推定しギャップコンダクタンスを求めている。

Fuel Form : 20% PuO₂ - UO₂

GEAP-5748

Heat Transfer Coefficients between Fuel and Cladding in Oxide Fuel Rods

C.N. Craig, G.R. Hull, W.E. Baily

Gas Release

Thermal Flux と Fast Flux の照射による Fission Gas Release を比較した。

混合酸化物燃料の Fission gas release は主として, burnup と density によると思われる。

Burnup の増加と共に Gas release は増加し, 燃料の density の減少と共に増加する。

混合酸化物の Gas release は 75,000 MWd/Te までは次式に従うようである。(16 kW ft)

$$\% \text{ Gas Release} = C_1 + C_2 \beta + C_3 \beta^2 + \rho (C_4 + C_5 \beta) + C_6 \epsilon$$

β = Burnup (MWD/Te)

ρ = density (%)

ϵ = Linear Power (kW/ft)

$C_1 = 204.5, C_2 = 0.713, C_3 = -0.0042, C_4 = -2.18, C_5 = 0.0029, C_6 = 0.26$

Ceramic Nuclear Fuels pp 195 - 210

Effect of Temperature And Burnup on Fission Gas Release in Mixed Oxide Fuel.

Baily, W.E.; Spalaris, C.N.; Sandusky, D.W.; Zebroski, E.L.

TABLE II

THERMAL FLUX IRRADIATIONS

Pin	w/o PuO ₂	O/M	FUEL FORM	FUEL LENGTH	FAB MODE	TYPE	O.D. In.	WALL Mils	FUEL CLAD GAP, Mils	FUEL DEN- SITY, Smeared	PELLET DENSITY	Max Linear Power kW/ft	Max Clad Temp OF	Peak Burnup MW/Te x 10 ³	Max ΔD Mils	Max ΔL %	% Fission Gas Release
E1B1	20	1.98	SP	1.25	CP	347	.250	15	4	92.5	95.9	19	975	1.0	.05	NA	NA
E1B2	↓	↓	↓	↓	↓	↓	.250	↓	1	94.2	94.2	↓	975	↓	↓	↓	12.7
E1B3	↓	↓	↓	↓	↓	↓	.258	↓	10	85.0	96.1	↓	950	↓	↓	↓	57.2
E1B4	↓	↓	↓	↓	↓	↓	.252	↓	4	92.5	96.2	↓	975	↓	↓	↓	13.5
E1C2	↓	2.00	↓	.80	↓	↓	.250	↓	2.1	96.1	97.4	39	1170	.091	13	↓	↓
E1D1	↓	1.98	↓	↓	↓	304	↓	↓	2.0	94.5	96.8	43	1350	.099	13	↓	↓
E1D2	↓	2.00	↓	↓	↓	304	↓	↓	1.9	94.8	96.9	44	1350	.104	13	↓	↓
E1E	↓	↓	↓	1.9	↓	347	↓	↓	3.6	94.5	94.7	20	650	87.1	<.5	3.8	83
E1F	↓	↓	↓	1.9	↓	347	↓	↓	3.0	94.8	94.6	20/28	650	76.8	<.5	3.5	89
E1G1	↓	1.97	↓	.79	↓	304	↓	↓	2.9	90.9	93.4	34	1025	.079	.05	NA	13.5
E1G2	↓	1.97	↓	.81	↓	304	↓	↓	2.3	85.4	87.2	34	1025	.079	.05	NA	13.5
E2C1	25	2.00	↓	5.0	↓	347	↓	↓	3.2	82.2	84.5	20.4	1060	120	<.5	8%	83
E2C2	↓	↓	↓	↓	↓	347	↓	↓	3.7	91.4	94.3	20.4	1060	120	<.5	8%	83
E2D1	↓	↓	↓	↓	↓	316	.180	↓	2.4	87.5	90.1	17	1050	127	<.5	8%	79.7
E2D2	↓	1.96	↓	↓	↓	316	.180	↓	3.0	88.3	91.6	17	1050	124	<.5	8%	81
E2E	24.3	2.00	↓	3.00	↓	304	.156	28	.5	95.4	98.5	11.6	785	154	<.5	8%	81
E2F	↓	↓	↓	2.9	↓	↓	.250	↓	↓	96.5	96.9	9.4	655	240	<.5	8%	83
E2G	↓	↓	↓	3.0	↓	↓	↓	↓	↓	95.6	97.9	7.9	560	215	<.5	8%	82
E2H	22.1	↓	↓	3.0	↓	↓	↓	↓	↓	94	96.6	11.6	785	330	<.5	8%	87
E2J1	25	1.98	↓	5.0	↓	316	↓	15	↓	89.5	90.4	22	1100	125	<.5	8%	76
E2J2	↓	1.98	AP	5.0	↓	316	↓	↓	2	88.5	96.0	22	125	↓	<.5	8%	80
E5A1	↓	2.00	SP	4.9	↓	347	↓	↓	3.3	85.3	86.8	24	1	↓	.05	91	
E5A2	↓	↓	VP	↓	↓	↓	↓	↓	↓	84.1	84.1	24	1	↓	.05	97	
E5B1	↓	↓	SP	↓	↓	↓	↓	↓	↓	84.1	85.8	20	136	↓	3.2	8%	90
E5B2	↓	↓	VP	↓	↓	↓	.250	15	↓	84.1	84.1	20	1100	136	1.6	2.8%	81

TABLE III

THERMAL FLUX IRRADIATIONS

Pin	w/o PuO ₂	O/M	FUEL FORM	FUEL LENGTH	FAB MODE	TYPE	O.D. In.	WALL Mils	FUEL CLAD GAP, Mils	FUEL DEN- SITY, Smeared	PELLET DENSITY	Max Linear Power kW/ft	Max Clad Temp OF	Peak Burnup MW/Te x 10 ³	Max ΔD Mils	Max ΔL %	% Fission Gas Release
RUHEC																	
17-26	20	1.98	SP	1.513	CP	316	.237	19	1.2	94.1	97.1	9.6	-	19.7	-	-	47.1
17-32	↓	2.00	↓	1.507	MB	↓	.236	↓	1.2	87.0	90.0	10	-	22.7	-	-	58.2
17-29	↓	1.98	↓	1.510	MB	↓	.237	↓	1.1	91.7	94.7	10	-	21.7	-	-	41.4
18-27	↓	1.98	↓	~1.5	CP	↓	~.24	~	~1.7	93.8	97.6	-	-	49	-	-	17.4
18-19	↓	2.00	↓	~1.5	MB	↓	~.24	~	~1.2	85.6	89.1	-	-	54.75	-	-	100
18-23	↓	1.98	↓	~1.5	MB	↓	~.24	~	~1.2	91.7	94.5	-	-	54.52	-	-	-
19-18	19.6	1.98	↓	1.51	CP	↓	.241	↓	3	95	98	9	-	100	3.3	1.8	80
19-18	19.7	2.00	↓	1.48	PB	↓	↓	↓	↓	86	89	↓	-	↓	2.3	1.1	73
19-20	19.7	1.98	↓	1.50	PB	↓	↓	↓	↓	92	95	↓	-	↓	2.0	.4	43
19-21	19.6	↓	↓	↓	CP	↓	↓	↓	↓	95	98	↓	-	↓	4.5	4.5	67
19-22	19.6	↓	↓	↓	PB	↓	↓	↓	↓	92	95	↓	-	↓	1.5	1.2	100
FRENCH																	
6	11	2.00/2.01	↓	-	MB	304;316	.221	7.9-17.7	10.6	-	86.5	14	-	19	9.4	-	26.5
7	↓	1.99/2.00	↓	1.36	↓	↓	.219	↓	9.5	-	98	10.7	-	4	7.7	-	12.6
8	↓	"	↓	1.38	↓	↓	.220	↓	8.7	-	98	9.2	-	21.5	7.3	-	23.3
30	↓	2.00	↓	~1.37	↓	↓	~.220	↓	↓	↓	↓	↓	-	13.8	-	-	60
33	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	-	6.6	-	-	31.4
35	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	-	5.7	-	-	17.3

TABLE IV

FAST FLUX IRRADIATIONS

Pin	W/O PuO ₂	O/H	FUEL FORM	FUEL LENGTH	FAB MODE	TYPE	O.D. in.	WALL Ths	FUEL CLAD GAP, Mils	FUEL DEN- SITY, Smeared	PELLET DENSITY	Max Linear Power kW/ft	Max Clad Temp C°	Peak Burnup MWD/Te x 10 ³	Max ΔD Mils	Max ΔL %	% Fission Gas Release
F1A	20.2	2.00	SP	14.28	CP	347	.250	.015	3.9	92.8	94.9	16.1	1086	1.9	<1.0	-.03	11.1
F1B	20.0	2.00		14.14		347			2.5	94.7	96.1	16.4	1091			-.02	5.1
F1C	20.1	2.03		14.34		I-800			2.2	93.8	95.4	16.8	1097			+.005	6.7
F1D	20.3	1.98		14.17		I-800			3.0	93.2	95.5	16.2	1088			-.02	7.9
F1E	20.0	1.98	SP	14.23		316			3.0	86.8	89.1	14.8	1066			-.05	26.0
F1F	20.0	1.99	VP	14.17	CP	I-800	.250	.015	N.A.	85.3	N.A.	16.4	1091	1.9	<1.0	-.037	27.6
ANL- SOV-5	20.0	2.00	VP	11.5	NH	304	.296	.021	N.A.	83.4	N.A.	17.2	1049	26.0	Negligible	--	---
ANL- SOV-6	20.0	2.00	VP	11.5	NH	304	.296	.021	N.A.	83.4	N.A.	18.4	1076	27.8	"	--	58
F2A	19.7	2.00	SP	14.16	CP	347	.250	.015	2.5	94.0	95.6	16.1	1140	56.2	1.4	NA	49.0
F2B	20.1	1.98		14.25		316			2.6	94.6	95.2	16.4	1154	57.1	1.7		48.0
F2E	20.2	1.98		14.19		316			3.2	94.4	95.3	16.7	1161	58.1	2.1		N.A.
F2F	19.9	2.00	SP	14.23	CP	I-800	.250	.015	3.0	94.8	96.1	16.8	1165	58.6	53.0*	NA	50.0
F2N	19.2	2.00	SP	14.23	CP	347	.250	.010	3.4	92.6	96.2	16.6	1160	57.7	2.2		50.0
F2P	19.8			14.22				.015	3.0	94.5	95.6	9.9	975	34.6	1.3		32.0
F2Q	20.2			14.28				.015	1.2	94.9	96.2	16.7	1161	58.1	2.5		47.0
F2S	19.7	2.00		14.20				.030	1.2	96.1	97.1	17.5	1185	61.0	4.4		55.0
F2U	20.0	1.98	SP	14.21				.015	3.4	87.0	89.5	16.3	1150	56.7	1.0		63.0
F2W		1.99	VP	14.22		347			NA	83.8	NA	14.1	1092	49.2	1.1		58.0
F2Y		1.99	VP	14.48		316			NA	93.9	NA	13.8	1084	48.2	1.2		56.0
F2Z	20.0	1.99	SP	14.21	CP	316	.250	.015	2.9	87.2	89.2	16.1	1140	56.1	1.9	NA	58.0
F4D	20.0	2.00	SP	14.21	CP	I-800	.250	.015	1.8-4.5	86.8	89.2	17.2		34.0	1.0	NA	52.0
F4R	30.0	2.00	SP	14.20	CP	I-800	.250	.015	2.1-4.4	86.3	89.3	17.3		34.2	1.0	NA	47.0
F2C	20.0	2.00	SP	14.24	CP	I-800	.250	.015	2.0	95.5	94.8	16.5		71	.50	.46	64.0
F2H		1.98		14.27		316				93.9	96.2	17.2		74	.87	.44	67.5
F2R		2.00		14.35		347			1.4	94.3	95.5	16.5		71	1.02	.52	60.8
F2T	20.0	2.00	SP	14.25	CP	347	.250	.015	2.2	94.2	96.1	17.3		74	1.04	.53	59.2

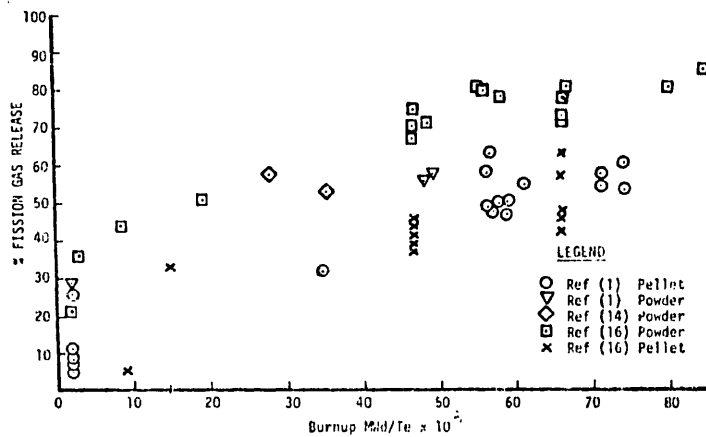


FIGURE 1 FISSIOM GAS RELEASE AS A FUNCTION OF BURNUP - FAST FLUX

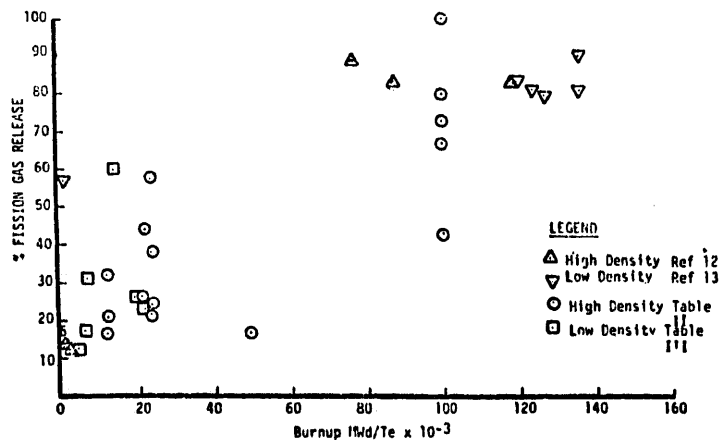


FIGURE 2 FISSIOM GAS RELEASE AS A FUNCTION OF BURNUP - THERMAL FLUX

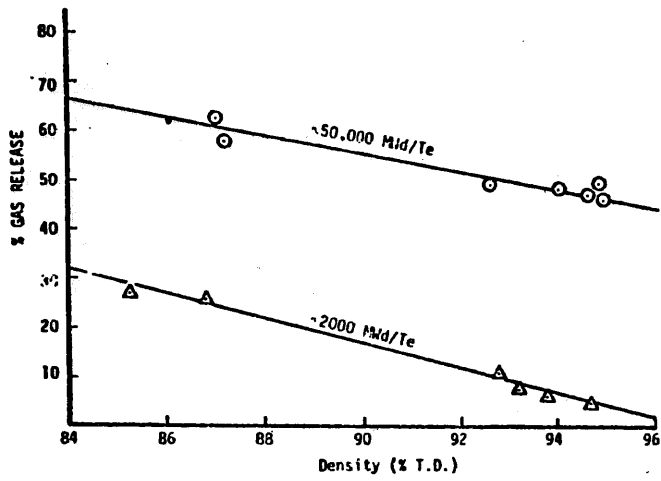


FIGURE 3 EFFECT OF DENSITY ON FISSION GAS RELEASE

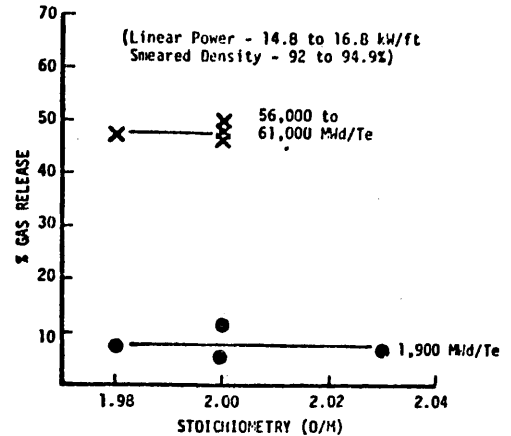


FIGURE 4 EFFECT OF STOICHIOMETRY ON GAS RELEASE FROM FAST FLUX IRRADIATION

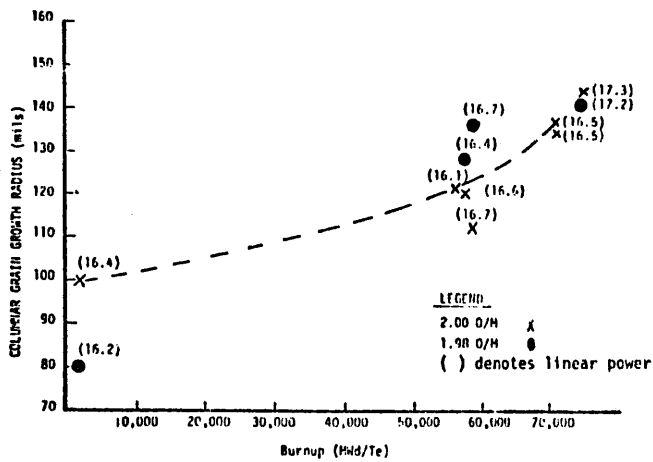


FIGURE 9 RELATIONSHIP BETWEEN COLUMNAR GRAIN GROWTH RADIUS & BURNUP IN FAST FLUX OXIDE PINS

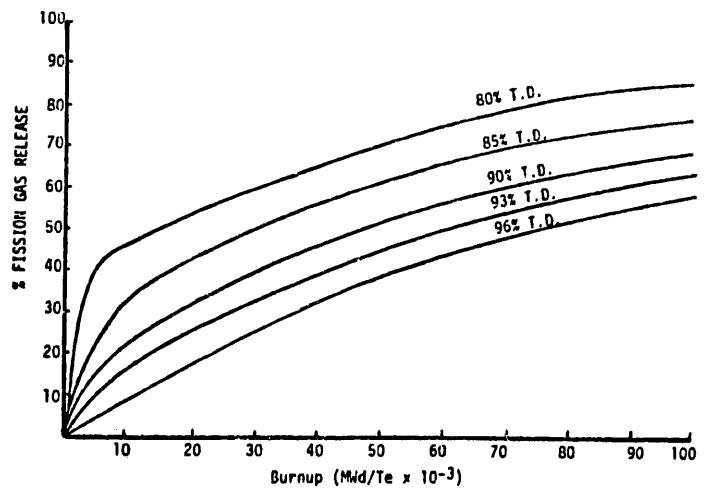


FIGURE 10 % FISSION GAS RELEASE vs BURNUP POWER = 16 kW/ft (Calculated Curve)

UO₂-PuO₂ dioxide (stoichiometric)

Irradiation 550°C→1550°C

Burn-up 12.3% heavy metal atoms.

specimen heat rating 580 w/g

初期のガス放出は、温度と燃料の表面状態による放出の平衡状態では、拡散モデルに従い、⁸⁵M Kr と ¹³³Xe に関して、800°C～1550°C) 拡散定数は次式に従う。

$$D^{85\text{M}} \text{Kr} = 2.6 \times 10^{-9} \exp(-1.62/kT) \text{ cm}^2/\text{sec}$$

$$D^{133} \text{Xe} = 9.2 \times 10^{-9} \exp(-1.89/kT) \text{ cm}^2/\text{sec}$$

specimen の heat rating には余り関係しない。

Table 2 に於いて R/B は、(R : 毎分の放出率, B : 毎分の生成率) の比

TABLE 1
Composition and characteristics of the specimens

Specimen	Composition	Weight mg	Sieve size (std. mesh)	Surface area (cm ² /g)	Stoichiometry	Density (g/cm ³)	X-ray (Å)	Impurities (ppm)				
								C	Fe	Al	Cu	Others
A1	25.4% Pu 74.6% U	13.1	-10 +16	73	2.00	10.64 ± 0.04	Single phase solid solution $a_0 = 5.4522$	<50	850	350	130	<100
B	25.4% Pu 74.6% U	10.1	-30 +100	210	2.00	10.64 ± 0.04	Single phase solid solution $a_0 = 5.4522$	<50	850	350	130	<100
A2	14.9% Pu 85.1% U	22.2	-12 +22	40	2.00	10.64	$a_0 = 5.4611$ ± 0.006	-	250	45	-	140
C	15% Pu 85% U	7.2	Single piece	-	2.00	-	$a_0 = 5.457$	40	310	130	-	300

TABLE 2
Fission product emission R/B from specimen B
Specimen heat rating 255 watt/gm

Temperature (°C)	550	800	550	1000	550	1200	550	1400	550	1550	550						
Irradiation time (days)	30	20	7	11	7	10	6	17	12	11	20						
(%) Burn-up	0.0	1.5	1.7	2.0	2.2	2.5	2.7	3.2	3.5	3.8	4.4						
Release regime	Equilib.	Equilib.	Burst	Equilib.	Equilib.	Burst	Equilib.	Equilib.	Burst	Equilib.	Equilib.	Burst	Equilib.				
Release R/B	⁸⁷ Kr	1.2 × 10 ⁻³	1.1 × 10 ⁻³	× 1	5.5 × 10 ⁻⁴	3 × 10 ⁻³	× 1	6.5 × 10 ⁻⁴	4.5 × 10 ⁻³	-	5.5 × 10 ⁻⁴	8.2 × 10 ⁻³	× 2	3.0 × 10 ⁻³	8.7 × 10 ⁻³	× 2	2.7 × 10 ⁻³
	⁸⁸ Kr	1.7 × 10 ⁻³	2.7 × 10 ⁻³	× 1	1.8 × 10 ⁻³	4.6 × 10 ⁻³	× 1	1.1 × 10 ⁻³	9.8 × 10 ⁻³	-	1 × 10 ⁻³	1.7 × 10 ⁻¹	× 2.5	5.6 × 10 ⁻³	1.7 × 10 ⁻¹	× 3	3.5 × 10 ⁻³
	⁸⁵ Kr	1.9 × 10 ⁻³	2.8 × 10 ⁻³	× 1	1.9 × 10 ⁻³	5.3 × 10 ⁻³	× 1	1.2 × 10 ⁻³	1.4 × 10 ⁻³	-	1.2 × 10 ⁻³	1.9 × 10 ⁻¹	× 2	6.2 × 10 ⁻³	1.6 × 10 ⁻¹	× 3	3.5 × 10 ⁻³
	¹³⁶ Xe	1.4 × 10 ⁻³	1.5 × 10 ⁻³	× 1	1.4 × 10 ⁻³	2.9 × 10 ⁻³	× 1	8.7 × 10 ⁻⁴	5.8 × 10 ⁻³	× 22	8.7 × 10 ⁻⁴	1.0 × 10 ⁻¹	× 4.3	3.6 × 10 ⁻³	8.5 × 10 ⁻²	× 4	1.4 × 10 ⁻³
	¹³² Xe	7 × 10 ⁻³	7.8 × 10 ⁻³	× 1	5.0 × 10 ⁻³	1.5 × 10 ⁻²	× 3	3.2 × 10 ⁻³	7.6 × 10 ⁻³	× 34	3.6 × 10 ⁻³	7.6 × 10 ⁻¹	× 14	1.9 × 10 ⁻³	6.8 × 10 ⁻¹	× 3	9.4 × 10 ⁻³
¹³⁷ Cs	fractional emission $\frac{\text{cumulative release from all temperatures}}{\text{total formed during irradiation}} = 0.54$																

TABLE 3
Fission product emission R/B from specimens A1, A2 and C

Temperature (°C)	Specimen A1 heat rating 255 watt/g				Specimen A2 heat rating 135 watt/g				Specimen C heat rating 578 watt/g			
	(%) Burn-up	⁸⁵ Kr	¹³⁶ Xe	¹³⁷ Cs*	Burn-up (%)	⁸⁵ Kr	¹³⁶ Xe	¹³⁷ Cs*	Burn-up (%)	⁸⁵ Kr	¹³⁶ Xe	¹³⁷ Cs*
550	0.9	6.9 × 10 ⁻⁴	5.4 × 10 ⁻⁴	} 7.1 × 10 ⁻³	0.1	4.3 × 10 ⁻³	4.5 × 10 ⁻⁴	-	5.8	2.7 × 10 ⁻³	3.9 × 10 ⁻³	} 0.42
800	1.5	4.9 × 10 ⁻⁴	6 × 10 ⁻⁴		-	-	-	-	7.3	3.1 × 10 ⁻³	6.2 × 10 ⁻³	
1000	2.0	1.1 × 10 ⁻³	2.6 × 10 ⁻³		-	-	-	-	8.5	6.2 × 10 ⁻³	6.2 × 10 ⁻³	
1200	-	-	-		0.3	6.9 × 10 ⁻³	2.6 × 10 ⁻³	6.4 × 10 ⁻³	9.5	3.4 × 10 ⁻³	2.9 × 10 ⁻¹	
1400	2.7	1.4 × 10 ⁻³	1.2 × 10 ⁻¹	0.35	-	-	-	11.0	7.2 × 10 ⁻³	2.4 × 10 ⁻¹		
1550	-	-	-	-	0.7	1.6 × 10 ⁻¹	2.8 × 10 ⁻¹	0.52	12.3	1.2 × 10 ⁻¹	3.1 × 10 ⁻¹	

* Emission of ¹³⁷Cs is expressed as $\frac{\text{atoms released at temperature}}{\text{total formation at quoted burn-up}}$

THE EMISSION OF FISSION PRODUCTS

TABLE 4
Effect of specimen heat rating on fission product gas release

Specimen	Temperature (°C)	Equilibrium release R/B			
		Specimen rating (watt/g)	⁸⁷ Kr	⁸⁵ Kr	^{85m} Kr
A1	550	8	4.2 × 10 ⁻⁴	9.7 × 10 ⁻⁴	8.4 × 10 ⁻⁴
		255	4.0 × 10 ⁻⁴	3.6 × 10 ⁻⁴	4.9 × 10 ⁻⁴
	1150	8	1.5 × 10 ⁻³	4.9 × 10 ⁻³	6.1 × 10 ⁻³
		255	7.5 × 10 ⁻³	1.0 × 10 ⁻²	1.0 × 10 ⁻²
B	550	8	4.0 × 10 ⁻⁴	6.0 × 10 ⁻⁴	6.5 × 10 ⁻⁴
		255	5.5 × 10 ⁻⁴	1.0 × 10 ⁻³	1.2 × 10 ⁻³
	1150	8	3.5 × 10 ⁻³	1.2 × 10 ⁻²	1.6 × 10 ⁻²
		255	4.7 × 10 ⁻³	8.8 × 10 ⁻³	1.2 × 10 ⁻²

TABLE 5
Change of surface area during irradiation

Specimen	Initial surface area BET (cm ² /g)	Calculated surface areas					Constant R/B (550 °C) surface area (g/cm ²)
		post 800 °C (cm ² /g)	post 1000 °C (cm ² /g)	post 1200 °C (cm ² /g)	post 1400 °C (cm ² /g)	post 1550 °C (cm ² /g)	
A1	73	42	55	-	337	-	6.5 × 10 ⁻⁶
A2	40	-	-	61	-	246	1.1 × 10 ⁻³
B	210	210	135	132	603	391	9.0 × 10 ⁻⁶
C	305 (Calculated)	250	132	163	318	340	8.8 × 10 ⁻⁶ (mean value)

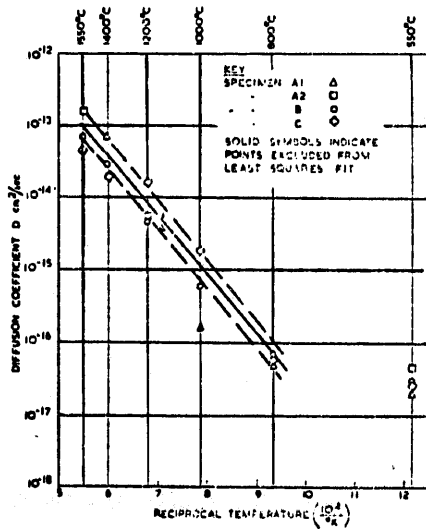


Fig. 3. The emission of ^{85m}Kr.

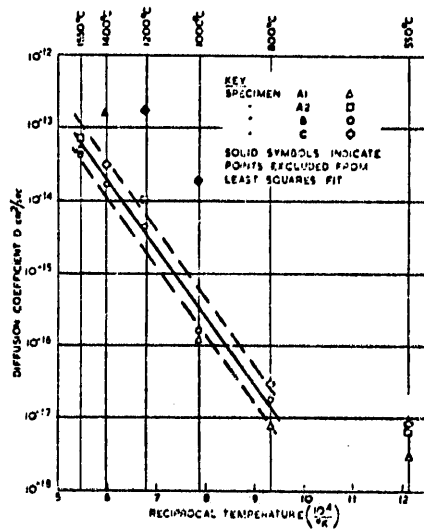


Fig. 4. The emission of ¹³⁵Xe.

Gas Release

照射炉：Oak Ridge Research Reactor

照射温度：1700°C

試料：2コ…… Nat UO₂
1コ…… Single Crystal UO₂
1コ…… Fine grain specimen.

Fission gas-release は fission density, temperature burnup, grain-growth, cracking に影響される。

UO₂ 中の fission-created defects は 1000°C ~ 1100°C の温度で cluster を形づくる。

fission gas はこの cluster に trap され、1100°C から粒成長の起る温度の間の gas release は、この cluster の移動が大きな影響を及ぼす。高い burnup の燃料は cluster の中に trap されるガス量が高くなる。

粒成長の起る間に、fission gas release は加速度的に増大させる。従って、等軸晶形成前後の gas release rate は同一である。燃料が低い fission density の時には、fission created trap は natural defect traps の較べて gas release にはほとんど影響しない。

高い fission density による fission gas release の急増は 10^{13} fissions/(cm²·sec) 位いで現われる。

Nuclear Science and Engineering : 38, 141-155 (1969)

Fission Density, Burnup, and Temperature Effects on Fission-Gas Release From UO₂

R.M. Carroll, J.G. Morgan, R.B. Perez, and O. Sisman

Oak Ridge National Laboratory, P.O. Box X, Oak Ridge, Tenn.

TABLE I
UO₂ Specimen Properties

	C1-19	C1-20	C1-21
Geometry	Cylinder	Cylinder	Sphere
Structure	Single Crystal	Fine Grain	Fused Crystal
Enrichment	Natural (0.7% ²³⁵ U)	Natural (0.7% ²³⁵ U)	48.66% ²³⁵ U
Origin	Arc Melt, annealed	Pressed and Sintered	Grown by floating zone method, annealed
o.d. (cm)	0.599	0.597	0.0997
i.d. (cm)	0.266	0.340	Solid
Length (cm)	3.04	2.86	0.299 (array height)
Weight (g)	7.47	5.65	0.2056 (total)
Surface area (geometric) (cm²)	8.72	8.75	1.13
Surface condition	Rough	Rough	Polished
O/U	2.000 2.001	2.000 2.001	2.000, ± 2.001
Density, % T.D.	100%	98.4%	~100%
(S.V)	12.7	16.2	60.2
Surface-to-volume ratio (cm⁻¹) (geometric)			
Number of specimens	1	1	36

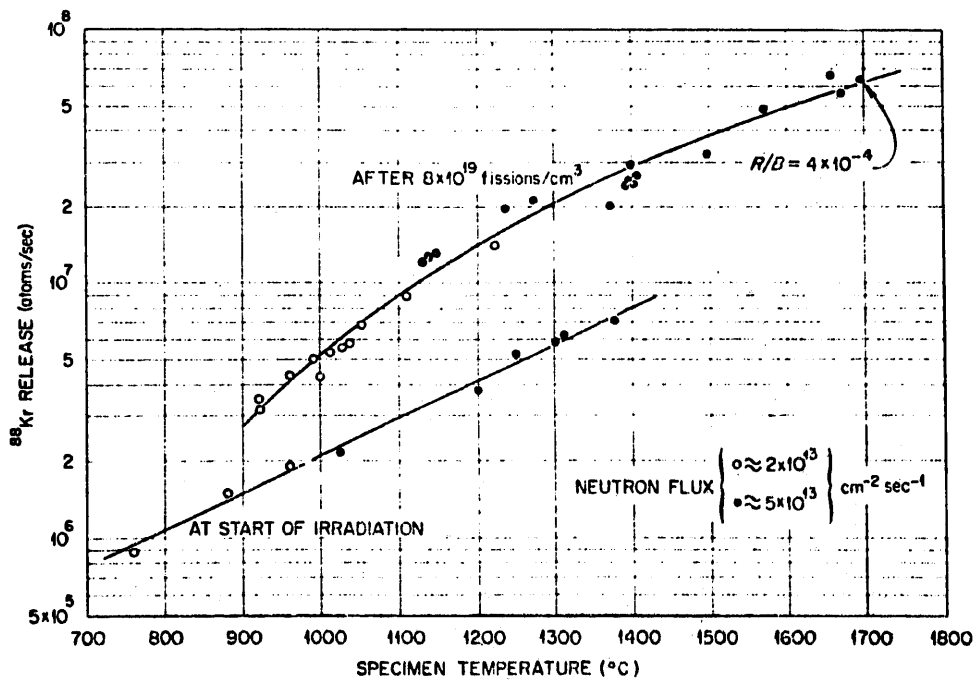


Fig. 4. ⁸⁶Kr release rate from single-crystal cylinder as a function of temperature.

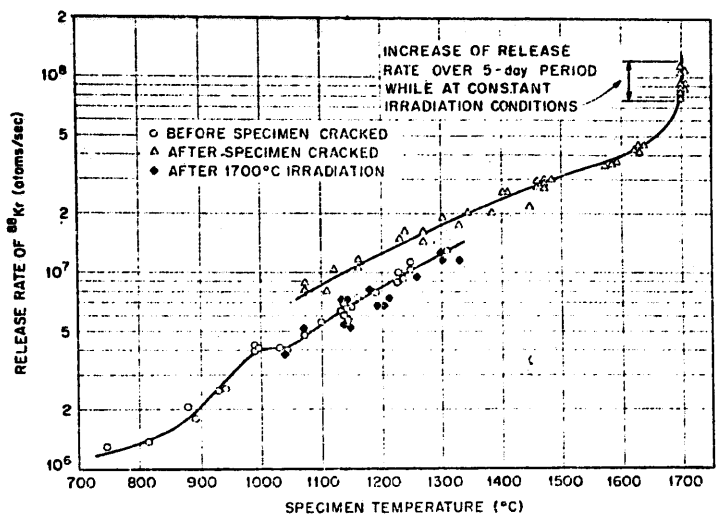


Fig. 5. ⁸⁸Kr release from fine-grain UO₂, CI-20.

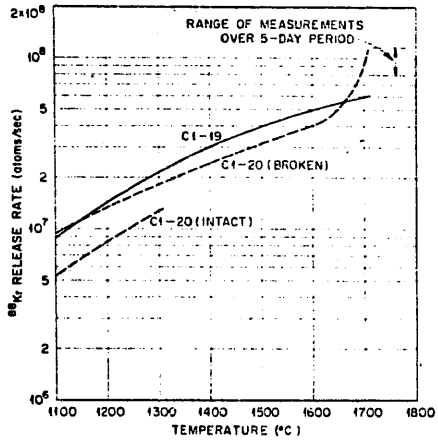


Fig. 6. Comparison of high-temperature release from single-crystal (CI-19) and fine-grain (CI-20) specimens of UO₂.

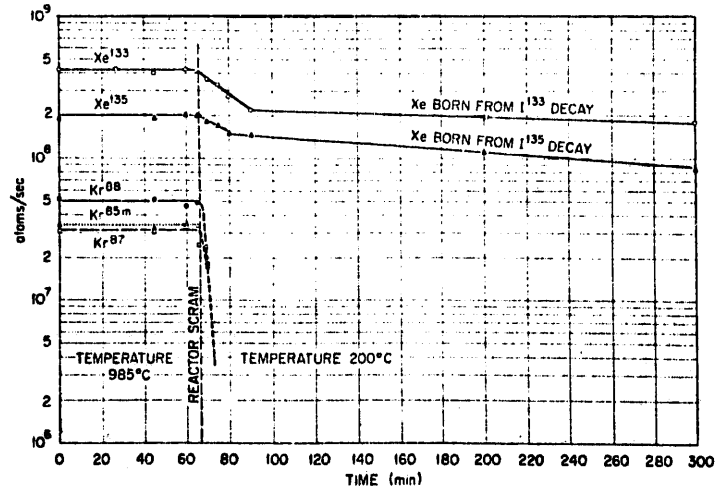


Fig. 7. In-Pile fission-gas release from fused-crystal UO₂ during reactor scram, CI-7 experiment.

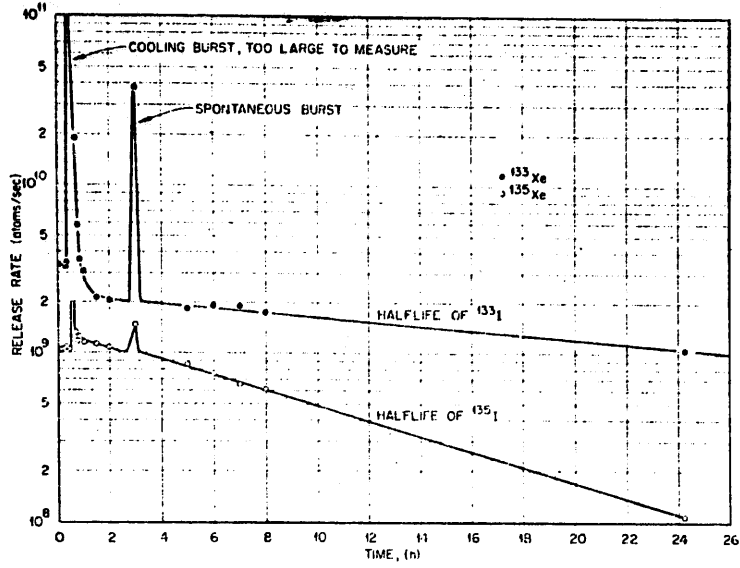


Fig. 8. ^{133}Xe and ^{135}Xe release when fine-grain specimen (CI-20) was withdrawn from neutron flux after 5 days irradiation at 1700°C . ($\rho = 0.9 \times 10^{23}$).

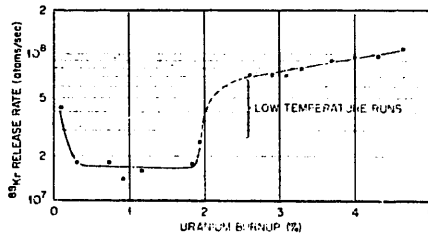


Fig. 9. ^{86}Kr release from fused-crystal UO_2 normalized to 820°C and 1.5×10^{14} fissions/(cm 3 sec) as a function of uranium burnup.

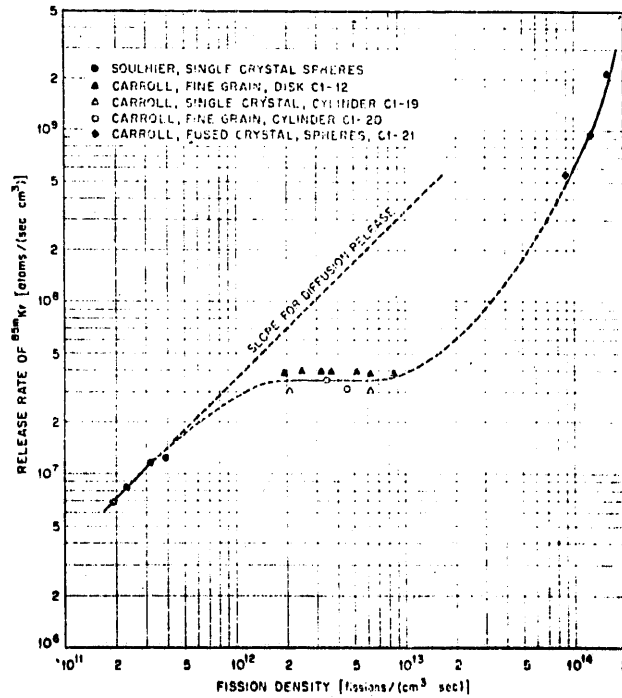


Fig. 12. Fractional release of ^{86m}Kr from high-density stoichiometric UO_2 during irradiation at 1400°C .

Gas Release

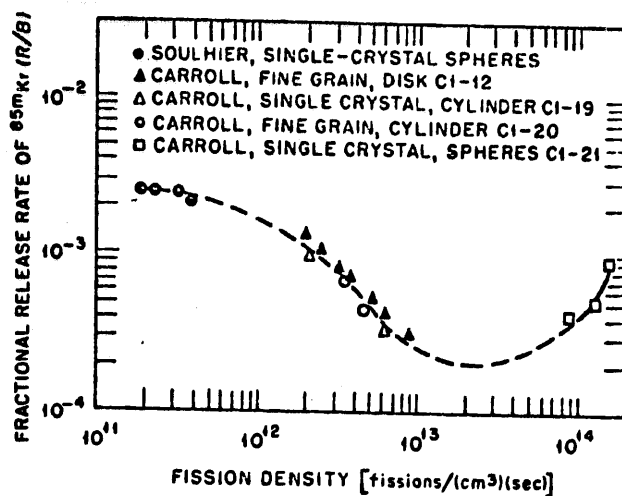


Fig.1 Fractional release of ^{85m}Kr from high-density stoichiometric UO_2 during irradiation at 1400°C

Fission Density の効果 :

Fissioning は bubble 形成と fission-gas release に影響する defect, を発生するが, 約 10^{13} fissions/ $(\text{cm}^3)(\text{sec})$ 程度までは fuel 中に fission gas は保持され, 10^{14} fissions/ $(\text{cm}^3)(\text{sec})$ から gas release は急増する。

Gas Release

UO₂ 燃料を、Siloe 炉で照射して、ある時間での f. p. ガスの発生、及び、照射燃料中の f. p. ガスの局部濃度 (local concentration) を決定する。

実験条件は Table I にのせてある。

結論としては、f. p. ガスの発生は遅い。ガスの発生する温度依存は、1600°C ~ 2000°C の範囲の温度に於いては、非常に重要である。発生の定常値は燃料中心温度が高ければ高い程速みやかなようである。

TABLE I

	^{235}U (%)	Fuel Diameter (mm)	Fuel Density	O/U	Fuel Length (mm)	Average burn-up (Mwd/t)
Cyrano II	4.01	11	10.58	2.001	100	940
Cyrano III	4.01	11	10.58	2.001	100	6340
Cyrano IV	4.01	13	10.40	2.001	100	542
Cyrano V	4.01	13	10.05	2.001	100	1064
Cyrano VI	4.01	13	10.20	2.001	100	1070
Cyrano VII	4.01	13	10.40	2.001	100	1282

TABLE II

Isotope	^{83}Kr	^{84}Kr	^{85}Kr	^{86}Kr	^{131}Xe	^{132}Xe	^{134}Xe	^{136}Xe
Fission yield (%)	0.54	1.02	0.293	2.02	2.93	4.38	8.06	(11.5)
Produced at time of sampling (10^{18} atoms)	0.895	1.691	0.486	3.351	1.895	4.81	13.41	(19.11)
Present in the sample (10^{18} atoms)	0.054	0.106	0.030	0.206	0.133	0.391	0.827	1.09
G (%)	6.07	6.27	6.17	6.15	7.0	8.1	6.15	(5.7)

$$G = \frac{\text{amount present in the sample}}{\text{amount produced at time of sampling}}$$

TABLE III
Normalized ratio S*

	Sampling radius (mm)	^{131}Xe	^{132}Xe	$^{136}\text{Xe}^{**}$
C1	2.4	0.83	0.90	1.06
	3	0.84	0.93	1.08
	4.15	1.02	1.05	1.08
C2	2.2	0.70	0.70	1.10
	2.5	0.74	0.745	1.10
	4.6	1.03	1.045	1.08

* uncertainty $\pm 8\%$
 ** total fission yield assumed as 11.5%

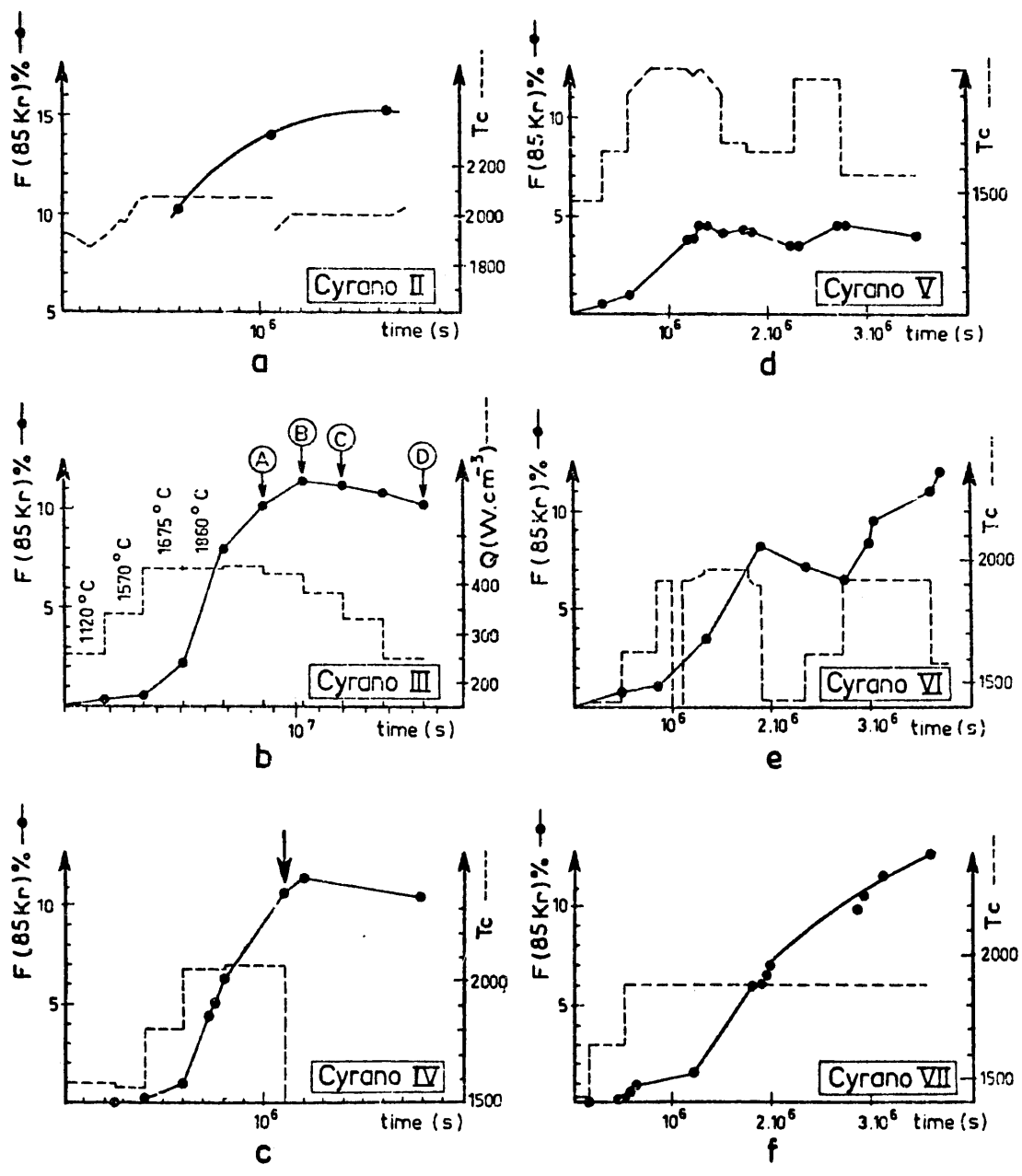


Fig.1 FRACTIONAL RELEASE OF FISSION GASES DURING IRRADIATION.

Cyrano III

- △ Ref. A fig. 1b
- ▲ Ref. B fig. 1b
- Ref. C fig. 1b
- Ref. D fig. 1b

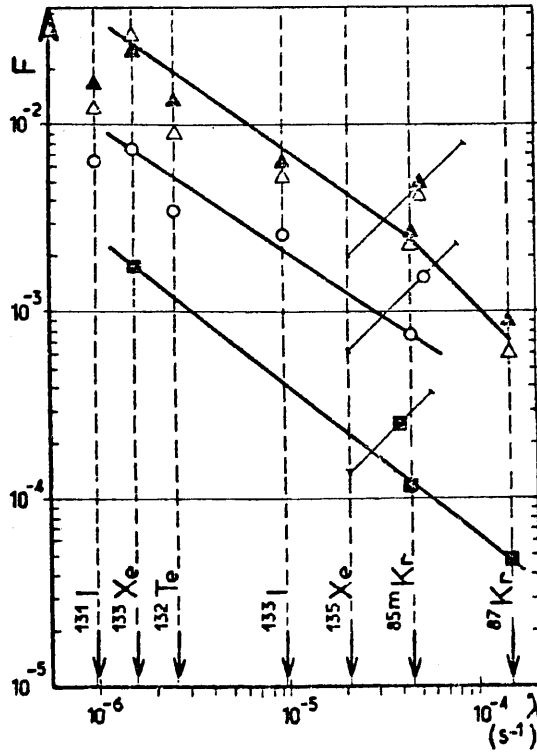


Fig. 2 VARIATION OF FRACTIONAL RELEASE F VERSUS DECAY CONSTANTS.

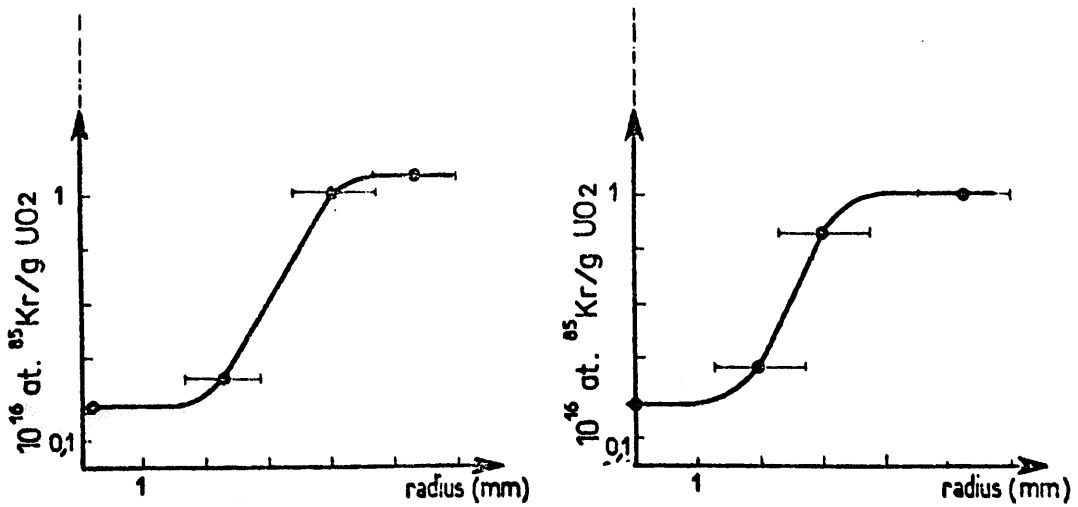


Fig. 4 CONCENTRATION PROFILES OF ⁸⁵Kr IN IRRADIATED UO₂

9. Fuel Meat Release & Safety

高速炉では熱中性子炉とちがって即発中性子の寿命が極めて短かく ($\sim 10^{-7}$ sec) 反応度負荷時に早い立上りの暴走出力の発生がおこりうる。このようなことから燃料の安全性に関する実験のうち Power transient に関する結果をまとめた。

米国では実験は主として TREAT 炉を利用しておこなわれ、破損機構、破損にもなる燃料の挙動、ナトリウムとの反応、パルス圧などについての実験データの蓄積をはかり、燃料破損のモデル化と、ARGUS, SASIA 等の解析コードの開発をすすめているがまだ実験データの不足の段階である。フランスにおいては CABRI 炉、ソ連では IGR などで実験を行なっているがデータが公表されていない。

最近のデータは定常照射をしてある程度の燃料度をもった燃料の Power Transient による実験結果の報告がふえている。また破損の伝播については炉外実験のほか、欠陥のある燃料ピンを健全な燃料ピンとクラスターを組み ETR を利用する実験が進められている。

現在までの結果はまだデータ蓄積の段階ではあるが、つぎのような点が明らかにされている。

- (1) 被覆管の溶融が Power Transient のもとでの燃料破損の 1 つの Threshold となる。
- (2) 燃焼度のすすむにつれ蓄積される FP ガスは被覆管の照射損傷とともに破損の Threshold を低下させる。
- (3) 溶融燃料の被覆管内での挙動は燃料破損に大きな関連をもつ。

Fuel Meat Release & Safety

Big Rock Point Reactor Water Activity with a Certain Type of Fuel Failure Predominant During the Operating Cycle

Fuel Failure Experience at the Big Rock Point Nuclear Plant

Cycle Number	Time Interval	Power Produced MWh (e)g	Off-Gas Activity ($\mu\text{Ci}/\text{sec}$)		Fuel Failures at End of Cycle			Quality of U Released to Reactor Water - Est (kg U)
			Average	Peak	Dundies	Rods Shown	Rods Est	
I	12/62-4/66	662,287	6,000	50,000	4	9	23	0.4
II	5/66-9/66	161,844	40,000	75,000	11	34	112	3-5
III	10/66-5/67	260,906	12,000	20,000	1	1	4	0
IV	6/67-2/68	350,851	10,000	15,000	22	43	110	0
V	3/68-6/68	124,666	4,000	6,000	9	16	37	0
VI	7/68-5/69	404,427	25,000	40,000	9	42	82	0.1
VII	5/69-2/70	344,257	6,000	20,000	20	50	140	0.1
Total	-	2,349,268	-	-	76	195	508	3.5-5.5

Note: A normal core loading consists of 84 fuel bundles, containing ~11,000 fuel rods. Through 3/70, a total of 258 fuel bundles, containing 29,066 rods, have been irradiated in the Big Rock Point reactor.

		Reactor Water Fission Product Activity, $\mu\text{Ci}/\text{liter}$			
		Half-Life	Cycle 2	Cycle 4	Cycle 5
Power Level	Date of Sample		43 MW (e) 8/31/66	72 MW (e) 12/5/66	60 MW (e) 6/15/68
Failure Type	Isotope	Corrosion Cracking	Internal Hydriding	Accelerated Corrosion	
	^{99}Tc	6h	580	3	66
	^{81}Br	97h	90	-	21
	^{82}Br	27h	370	-	52
	^{133}Ba	14h	400	-	53
	^{134}Ba	128 day	20	5	1
	^{134}Cs	21 year	1	<0.1	
	^{137}Cs	13 day	<1	<0.1	<0.01
	^{138}Cs	30 year	2	<0.1	<0.01
	^{137}Cs	32 month	120	-	-
	^{239}Np	2.4 day	700	-	6
	^{134}I	53 month	1,400	157	190
	^{135}I	23h	570	1	
	^{136}I	67h	350	7	59
	^{137}I	2.07h	220	27	28
	^{138}I	8.1 day	35	5	4
Total Fission Product Activity, $\mu\text{Ci}/\text{liter}$			4,998	205	482
Maximum Total Activity $\mu\text{Ci}/\text{liter}$			13,000	1,700	1,200

試料：UO₂-304ステンレス被覆燃料

UO₂-Zr alloy 2 被覆燃料

方法：Big Rock Point 工場での1963年より1970年までの運転経験をもとに、稼働率88%のところは実際は69%で、19%の差は燃料破損に関係していた。この破損の原因を考察した。

結論：一般に3種の原因が考えられた。

- (1) オーステナイト系被覆管の粒界腐蝕にともなう破損
- (2) UO₂ 燃料に起因するジルカロイ-2被覆管の水素化
- (3) ジルカロイの腐蝕が炉内で促進される。

これらの原因はいずれも被覆管を破損してUO₂ 燃料の表面が冷却材と接触しUO₂ の損失と炉の汚染をおこしたが安全性を問題にするほどにはならなかった。

Gerald J. Walke, Roger W. Sinderman, Charles E. Axtell, The Effects of Failed Fuel on The Operations of a Commercial BWR Plant, Trans Amer. Nucl. 13(1) 165-166 (June 1970)

Fuel Meant Release & Safety

Results of Power Burst Tests on Fuel Rods with About 3000
MWD/T Burnup

($\frac{5}{16}$ -in. -o.d. Zircalloy-Clad UO_2)

Test Number	I	II	III	IV
Total energy deposition (cal/g)	150	200	260	340
Failure	No	Yes	Yes	Yes
Energy deposition at time of failure (cal/g)	-	147	225	300
Appearance of fuel rod	Discolored intact	Slightly warped, one ruptured blister	Several small bulges, one ruptured blister	Sever small bulges, one blister with melted hole
Maximum water column velocity (fps)	0	3	9.1	16.5
Fraction of nuclear energy converted to kinetic form (%)	0	0	0.03	0.07
Maximum pressure in capsule (psi)	0	165	350	2350

試料： UO_2 ペレット (7% U^{235} , 94% T.D)

Zircalloy-2 被覆管 ($\frac{5}{16}$ " O.D. 0.020" Wall Thickness)

5" ($\frac{9}{16}$ " O.D. 0.032" Wall Thickness)

燃料スタック長

方法：ETRで13.9 kW/ft と15.1 kW/ft で3000-3300 MWD/Tまで照射し、Water Logging CapsuleとしてSPERT IV炉のCapsule Driver Core内でPower Transient をおこさせ破損する。

結論：未照射燃料について同種の実験を行なった結果と比較し、つぎのことが明らかになった。

- (1) 破損を起すしきいエネルギー (Threshold Energy) は150~200 cal/g で未照射試料より低い。
- (2) 破損時の圧力パルスは未照射試料より高い。
- (3) 破損の機構は被覆管の過熱と内部のガスによる破裂によると考えられる。

Fuel Meat Release & Safety

Summary of Series 5 Experiment Parameters

GETR Test Data ^a		
	C5A	C5B
Average Power (kW/ft)	9.7	9.4
Peak Power (kW/ft)	11.9	11.7
Average Burnup (MWd/Te)	17 800	17 300
Peak Burnup (MWd/Te)	22 000	21 400
^a Physics Calculations		
TREAT Test Data		
Reactor Parameters		
Period (sec)	0.131	0.136
Reactivity (%)	1.37	1.35
Integrated Power (MW sec)	309	310
Peak Power (MW)	520	505
Fuel Pin Parameters		
Peak Specimen Power (kW/ft)	160	155
Total Specimen Power (cal/g)	338	330
% of Fuel Melted	~ 35	~ 35

試料：UO₂ペレット (12%U²³⁵, $\frac{0}{u}$ 2.00, 95% T.D.)

316 ステンレス被覆管 ($\frac{1}{4}$ " O.D. 0.015" Wall Thickness)

燃料スタック長は24"でこの上にBlanket燃料として天然UO₂を用い14.25"の長さ
に相当するSolid Pellet (C5A)と0.070" I.D.の穴あきペレット (C5B)を
おく。

方法：GETR で低い線出力で20000 MWd/T まで燃焼させ、中心孔が出来ない状態で
TREAT炉でTransient試験を行ない溶融燃料の挙動を観察する。

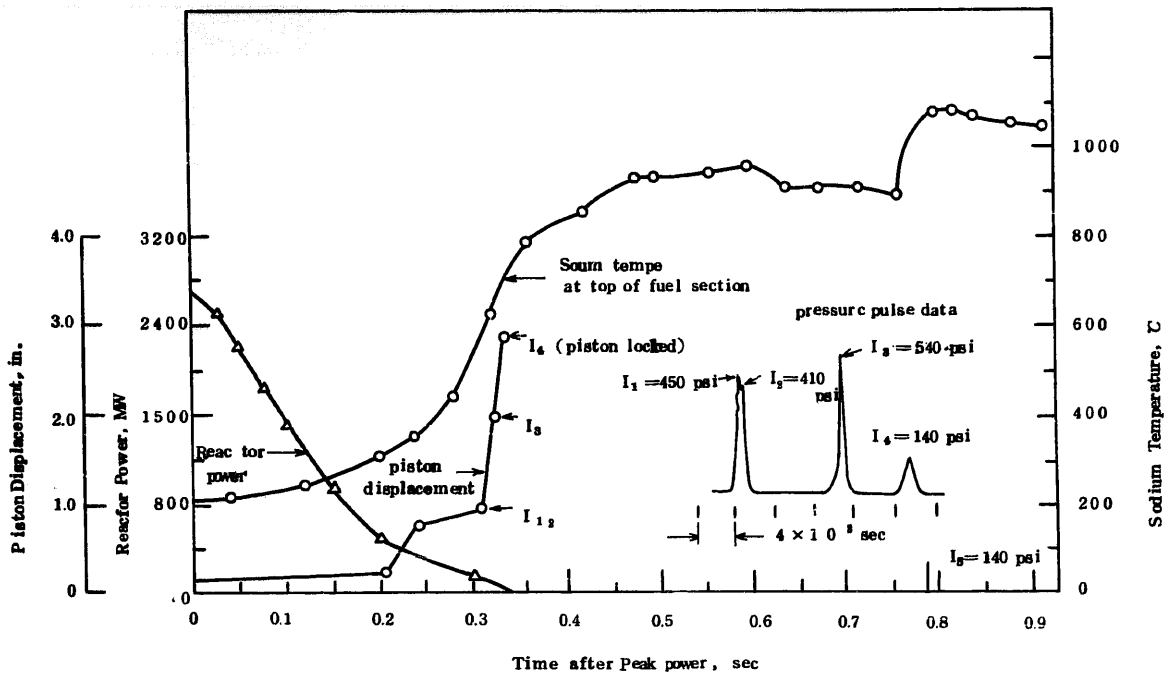
結果：(1) Blanket UO₂がSolid Pellet (C5A)のものは大きな破損をおこし溶融燃
料は燃料/ブランケットの境界から上方方向に3"移動していた。被覆管は数ヶ所溶融
をおこしていた。

(2) 穴あきペレット (C5B)では被覆管破損は無く、正常で溶融燃料が、燃料/ブラ
ンケットの境界から穴の中を通過して10"ほど上昇していた。

(3) F.P. ガスは燃料の再配置や分散に寄与する。

ブランケット燃料に穴あきペレットを使用することにより燃料破損を防ぐことが
できた。

Fuel Meat Release & Safety



Linear motion, pressure response, and sodium temperature for fuel failure test.

試料：UO₂ペレット（10% U²³⁵）未照射

ステンレス被覆管（0.29" O.D. 12" Long, 15mil Wall Thickness）

方法：5本の燃料ピン（5⁵/₈"長の燃料部分，その上部はHe充填）と4本のダミーピン（15 psiaのHe充填）でクラスターを組み，ナトリウム中に入れ全体を高圧オートクレーブに格納してTREAT炉でPower Transientを行なってナトリウム温度，圧力パルス，可動型ピストンの運動量，破損エネルギーの測定を行なう。

結果：(1) 5本の燃料ピンを破損するのに必要なエネルギーは669MWsec（～460 cal/g UO₂）であった。

(2) 圧力測定では5ケのパルス圧が測定され，各燃料ピンの破損に対応した。

(3) 核エネルギーのピストン運動の機械にエネルギー変換率は 5×10^{-3} %であった。

(4) ダミーピンは高温のUO₂と接触し全部破損した。

J.J. Barghusen, D.R. Armstrong, J.I. Boland, R.W. Mouring, J.C. Hesson, Fuel Failure Behavior During Transient Meltdown in a Sodium Filled Piston Auto Clave, Trans, Amer. Nucl. Soc. 12(2) 863-864 (Nov 1969)

Fuel Meat Release & Safety

試料：UO₂ペレット (13% U²³⁵, 90% Smear Density)

304 ステンレス被覆管 (0.737"O.D. × 0.635 I.D.)

燃料スタック長 29.5cm

方法：燃料ピンは6本のダミーピンと一緒にクラスターを組み、各ピンはスペーサーとして0.14cm 直径の Steel Wire で巻きつけ、Mark II TREAT ループで 400°C、4 m/sec のナトリウムの流れの中で Power Transients を行なった。

なお燃料ピンは燃料スタックの上部に1.5cm 長の減損UO₂ペレット、その上に軸方向の反射体を模擬して5.08cm 長さの Steel ロッドを置き、これが破損の Threshold を下げるかどうか検討した。

- 結果：(1) 1730 J/cm²/g UO₂ のエネルギー負荷では破損しなかった。
- (2) 1900 J/cm²/g UO₂ のエネルギー負荷で破損をおこした。
- (3) 2590 J/cm²/g UO₂ (断熱状態で400°C から溶融させるに必要なエネルギーの2倍に相当)のエネルギー負荷が半値巾0.24 sec 負荷された。
- (4) 燃料破損のときナトリウムの出口側で20 atm の圧力パルスが発生、破損後0.4 secして数回の圧力パルスが記録され入口側で最高34 atm であった。
- (5) 熱エネルギーの運動エネルギーの変換率は 2×10^{-8} % 以下であった。冷却材は4 m/sec から最高16 m/sec に変化した。
- (6) 燃料はあまり細片にはならなかったが、溶融燃料や細片の飛散がはげしかった。

Fuel Meat Release & Safety

TREAT Irradiation Conditions*

Sample	Pin Reference No.	Estimated Burnup %	Energy Input, J/g	Calculated Max Fuel Temp, C	Calculated Fuel Surface Temp at Time of Max Fuel Temp, C
1	1	0.66	757	2131	1582
2	11	3.10	1141	2750 ^b	2011-2220 ^b
3	3	0.73	869	2464	1809
4	9	3.66	728	2045 ^d	1508
5	16	5.85	1151	2750 ^c	2060-2175 ^c

*Low-power preliminary transients are omitted for clarity.

^bFuel at melting point for about 0.4 sec.

^cFuel at melting point for about 0.5 sec.

Sample Temperature Data

Sample No.	Pin No.	TREAT Transient	TREAT Energy, MW-sec	Sample Energy, J/g	Max Temp of Cladding Thermocouples, C	
					Lower	Upper
1 ^a	1	1017	46	448	815	750
1	1	1018	81	757	1220	1145
2 ^a	11	1019	54	391	b	815
2	11	1020	155	1141	b	1370
3 ^a	3	1021	47	437	750	750
3	3	1022	94	869	1320 ^c	1340 ^c
4 ^a	9	1023	53	351	830	815
4	9	1024	114	728	1300	1330
5 ^a	16	1071	74	419	889	860
5	16	1072	207	1151	1310 ^c	1300 ^c

^aPreliminary transient experiment, run as a check on calculations.

^bThermocouple opened before transient.

^cCladding melting occurred.

Summary of Transient-temperature Calculations on "Final" Transients

Pin No.	TREAT Transient	Sample Energy Input, J/g	Max Fuel Temp, C	Fuel Surface Temp at Time of max, C	Outer Cladding Surface Temp at Time of Max, C	Max Outer Cladding Surface Temp, C	Fuel k in Calculation, W/cm-C
1	1018	757	2131	1582	789	1321	0.016
3	1022	869	2464	1809	882	1476	0.015
9	1024	728	2045	1508	854	1290	0.017
11	1020	1141	2750 ^a	2011-2220 ^b	1153-1585 ^b	(1780) melted	0.015
16	1072	1151	2750 ^c	2060-2175 ^d	985-1570 ^d	(1774) melted	0.015

^aThe maximum extent of oxide at the melting point was a radius of 0.10cm.

^bFuel was at the melting point for 0.4 sec.

^cThe maximum extent of oxide at the melting point was a radius of 0.14cm.

^dFuel was at the melting point for 0.5 sec.

試料: UO₂ペレット (13% U²³⁵, ²³⁵U 2.019, 91.96% T.D.)

304 ステンレス被覆管 (0.442 cm O.D. × 0.396 cm I.D.)

燃料スタック長 0.381 cm φ × 13.97 cm L アルゴン封入

方法: MTR であらかじめ 0.7%~6% まで燃焼させ TREAT 炉で 700 J/g UO₂ ~ 1150 J/g UO₂ のエネルギー負荷を行なった。被覆管表面に熱電解をつけて温度の計測, 破損機構を高速度カラー写真で撮影をする。

結果: (1) Transient 1018 は被覆管の破損なし

1020 燃料溶解はなく, 被覆管は破損し燃料は破片となる。

1022 燃料溶解はないが 70% の燃料が飛散し被覆管は溶解飛散した。

1024 被覆管は破損したが激しさはなかった。

1072 燃料は溶解し被覆管は破損し飛散した。

(2) 燃料によって内部に蓄積した F:P. ガスは燃料の破砕飛散に寄与すると考えられたが実際にはその影響は観察されなかった。また中心孔にそって溶解燃料の Slumping は認められなかった。

R.R. Stewart, C.E. Dickerman, L.E. Robinson and W.B. Doe, Fast Reactor Fuel Element

Behavior Under Transient Heating to Failure III ANL 7552 (March 1969)

Fuel Meltdown Release & Safety

試料：UO₂ (13% U²³⁵, 90% Smear Density) 未照射
340 ステンレス被覆管 (0.737cm O.D. × 0.635cm I.D.)
燃料スタック長 27.9cm
プレナム 11.4cm

方法：燃料ピンは6本のダミーピンと一緒にクラスターに組み0.14cmを径のステンレスワイヤを巻きスペーサーとした。

Mark II型ナトリウムループで400°C, 3.8^m/secの流速でTREATを使用して照射する。

結果：最高出力変化曲線の半値巾0.27secで1732^J/gUO₂ (413^{cal}/gUO₂)のエネルギーを負荷した。これは試料を熔融するに必要な断熱エネルギーの34%過剰分にあたり、SAS-IA codeを使って実験結果と対応つけたところ78-80%熔融領域は一致したが、冷却材温度変化については一致しなかった。

- (1) 熔融燃料の軸方向の激しい動きがみとめられ被覆等の軸方向変形は認められなかった。
- (2) 熔融燃料は被覆管と部分的に接触したが、外観上、破損はみとめられなかった。
- (3) ナトリウムの出口温度は68°C上昇した。
- (4) 流量、圧力の大きな変化は認められなかった。

Fuel Meat Release & Safety

TREAT 炉での未照射 UO₂ 燃料の溶解実験データ

Test	No.	Cladding	Spacer Wires	Integrated Reactor Power (MW-sec)	Estimated Sample Energy input (cal/g)	Initial Reactor Period (msec)	Max. Recorded Cladding Temperature (°C)	Remarks
I	1	SS	No	46	110	270	660	No damage to fuel or cladding
	2			350	840	150	1590	
	3	SS	No	46	110	270	895	No damage to fuel or cladding
	4	SS	No	71	170	270	1162	No damage to fuel or cladding
	5	SS	No	97	233	270	1340	Complete meltdown of cladding
II	1	SS	Yes	44	106	270	746	Cladding intact, samples warped, some fragmentation of fuel
	2			44	106	270	742	
	3			44	106	270	790	
	2	SS	Yes	62	149	270	970	Cladding intact, samples warped, some fragmentation of fuel
	3			62	149	270	1017	
4	Ta	No	62	149	270	1010	No damage to fuel or cladding	
4	Ta	No	124	280	270	1740	Cladding intact, fuel altered	
III	1	SS	Yes	72	144	150	1125	Sample badly warped
	2			132	264	150	1813	
	3	SS	No	176	352	150	1435	Total cladding failure void and fissure in fuel
	4	Ta	No	117	220	150	1480	Cladding undamaged, fuel unchanged
	5			117	220	150	1660	
5	Ta	No	117	220	150	1660	Cladding intact, complete fragmentation of fuel	
SXXXX N-I	1	Nb	No	123	248	125	2140	Sample slightly warped
	2			172	347	125	2310	
	3	Ta	No	85	160	125	1160	Bulge in cladding, oxide fragmented upon removal
	4			132	248	125	1780	
	5			185	348	125	2330	
4	Ta	No	275	517	125	2330	Cladding destroyed, oxide fragmented	
SXXXX N-II	1	Nb	No	175	354	100	2200	Sample warped, no cladding failure; oxide contains voids and melted centers
	2			200	404	100	2260	
	3	Ta	No	85	160	100	1140	Cladding destroyed oxide fuel reduced to mass of fragments
	4			142	267	100	1883	
	5			200	376	100	2400	
4	Ta	No	85	160	100	1150	Cladding destroyed oxide fuel reduced to mass of fragments	
5	142	267	100	1820				
5	275	517	100	2460				

試料：UO₂ 未照射
被覆管 ステンレス鋼
タンタル
ニオブ

方法：未照射 UO₂ 試料を TREAT で Power Transient させ溶解時の挙動を写真観察，燃料破損のしきい (Threshold) をしらべる。

結果：(1) ステンレス鋼とタンタル被覆燃料は被覆材の融点近くで破損をおこし，内圧上昇を考慮した破損の計算とよく一致した。
(2) ニオブ被覆燃料は高温でも破損せず大きな被覆管の変形を示した。
(3) タンタル被覆燃料は高温で破損し 106-290 cm/sec の速度で燃料碎片を飛散させた。

C. E. Dickerman and L. E. Robinson, Studies of Fast Reactor Fuel Element Behavior under Transient Heating to Failure II, ANL-6845 (Jan 1965)

UO₂, UO₂-PuO₂ のヤング率は、測定した試料の空孔率 (porosity), O/M 比, 温度により異なる。

1) 空孔率 (porosity) の影響

100% 密度のヤング率を E₀, 空孔率を p で表わすと任意の空孔率をもつ試料のヤング率は

$$E = E_0 (1 - AP)^1)$$

$$E = E_0 \exp(-BP)^2)$$

$$E = E_0 \left(1 + \frac{AP}{1 - (A+1)P}\right)^3)$$

の式のいずれかで表現できる。

1-i) UO₂

最も信頼できる値は, Forlano^{4,5)} 等の実験値で, 次の式で表現できる。(室温)

$$E = 2233.85 (1 - 2.277P) \quad (\text{Kbars}) \quad \text{or}$$

$$E = 2243.56 \exp(-2.512P) \quad (\text{Kbars})$$

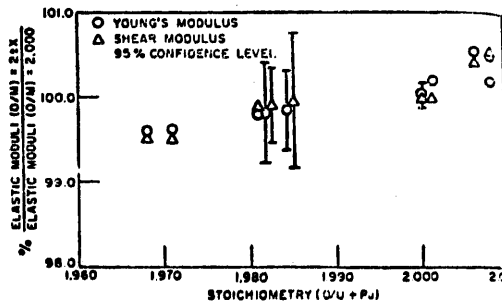
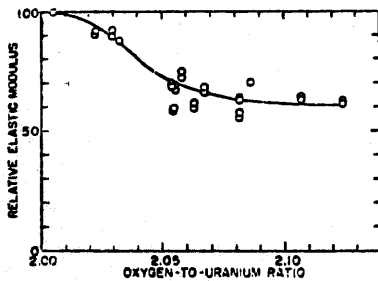
1-ii) U_{0.8} Pu_{0.2} O₂

最も信頼できる値は, Nutt^{6,7)} 等の実験値で, 次の式で表現できる。(室温)

$$E = 2102.7 (1 - 2.03P)$$

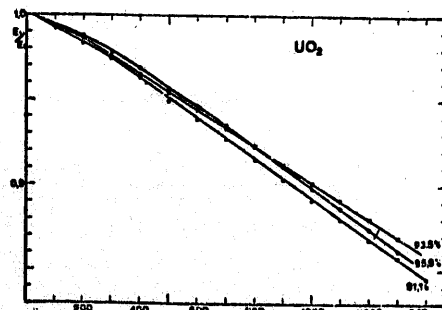
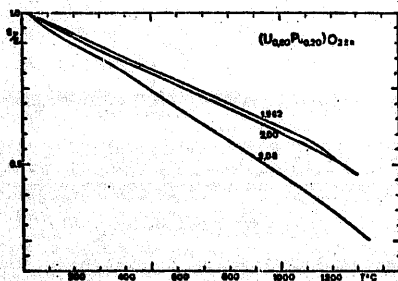
2) O/M 比の影響

O/M 比との関連は, UO₂ については Forlano 等^{4,8)}, U_{0.8} Pu_{0.2} O₂ については, Nutt 等⁷⁾ によって, 第 1, 2 図の測定結果が得られている。



3) ヤング率の温度依存性

UO₂, U_{0.8} Pu_{0.2} O₂ 試料とも一般式 (E = E₀ - bT exp(-T_c/T))^{9,10)} で表現できない。信頼できるものとして, Padel 等の測定値を第 3, 4 図に示す。



4) その他の影響

CeO₂, ZrO₂, M₀ 等の不純物の影響^{11,12)}, 不均一, 未固溶の組成の影響⁷⁾ について報告されている。

Young's Modulus

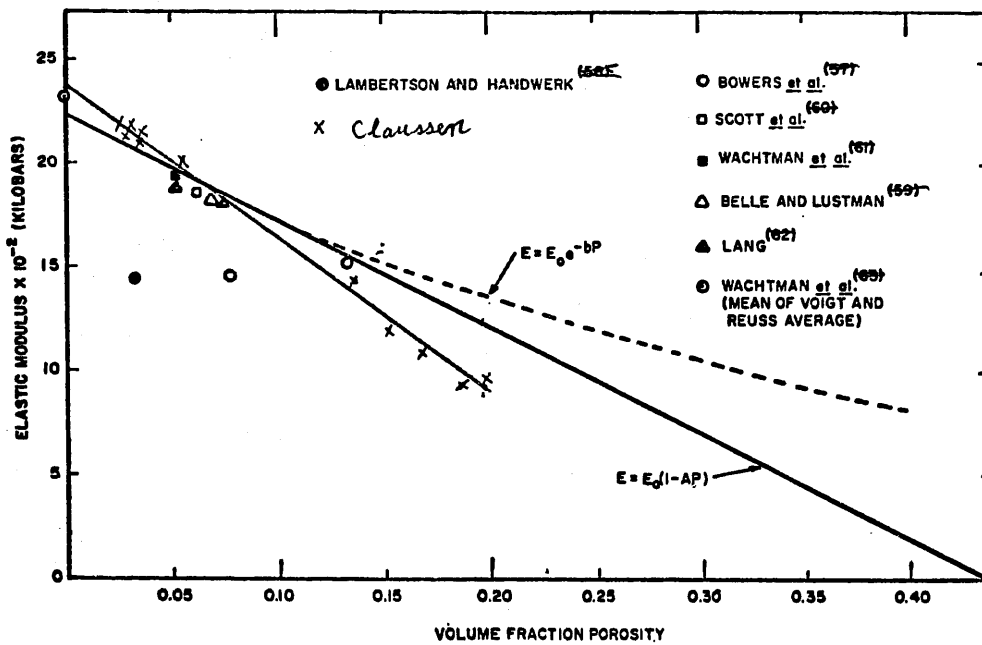
1) 空孔率 (porosity) の影響

1-i) UO_2

Forlano 等^{4,5)} の測定他以外に, N. Claussen¹¹⁾ が測定している。両者の比較を, 第1表に示す。

表 式	E_0 (KP/mm ²)	b	A	文献
$E = E_0 (1-AP)$	22780		2.277	4.5
$E = E_0 e^{-bP}$	22880	2.512		4.5
$E = E_0 (1-AP)$	23400		3.10	11

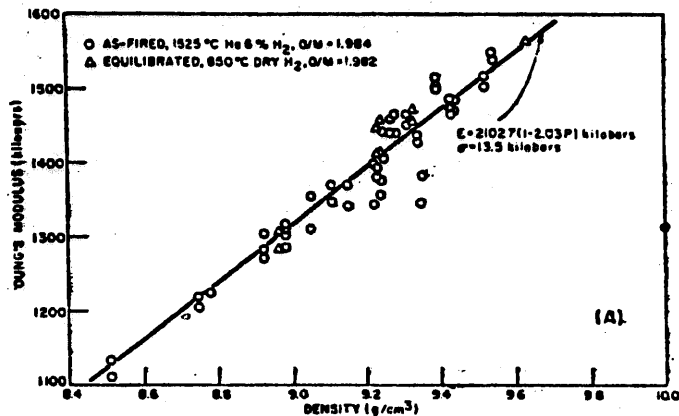
この他, 空孔率の影響の検討を主眼としない実験で得られたいくつかの実験^{12~18)}を一緒に表示すると第5図のごとくなる。



Young's Modulus

1-ii) $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$

Nutt 等の実験値を第 6 図に示す。



2) O/M 比の影響

O/M 比の影響については、前述の Forlano 等および Nutt 等以外の報告はない。

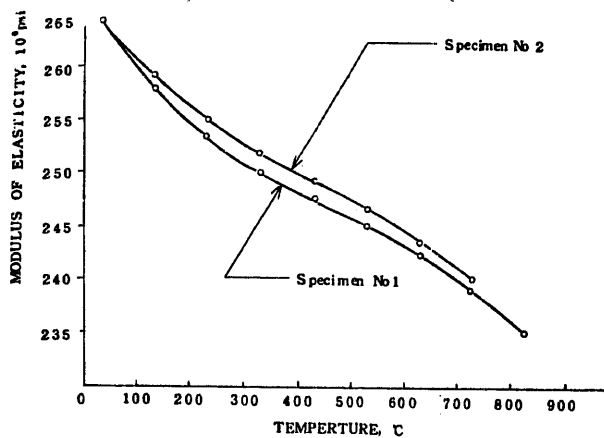
3) 温度依存性

3-i) UO_2

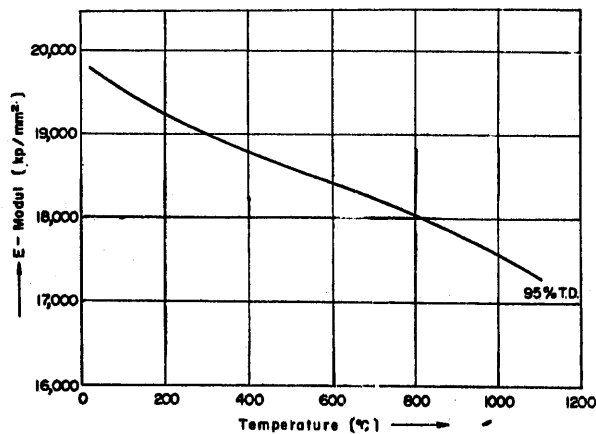
前述の Padel 等の測定値以外に、Bell 等¹⁴⁾、Wachtman 等¹⁵⁾の報告がある(第 7, 8 図に示す。)

3-ii) $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$

前述の報告以外測定値がない。



第 7 図 温度の関数としてのヤング率



第 8 図 温度の関数としてのヤング率

Young's Modulus

4) その他の影響

4-i) 不均一組成の影響

Nutt⁷⁾等は、PuO₂とUO₂が充分固溶しない固溶体中での弾性定数を測定し、第2表示す結果を得た。この表で $\mu\text{m}\%$ UO₂は、UO₂の析出量の単位である。

第2表 不均一組成の弾性定数におよぼす影響

$\mu\text{m}\%$ UO ₂ $\times 10^{-3}$	Young's modulus* (kbars)	Shear modulus* (kbars)	PuO ₂ mesh size
3.8	1504	593	Ball-milled sample
14.4	1348	539	-200, +325
18.8	1402	528	-140, +170
19.1	1312	492	-80, +100
45.1	1141	440	-60, +80

Change of Young's modulus of -60,+80 mesh PuO₂ sample: 24.1%

Change of shear modulus of -60,+80 mesh PuO₂ sample: 25.8%

*Values corrected for density: $\rho = 9.39 \text{ g/cm}^3$.

UO₂に関する炉内測定データが出始めた。データの点数が少なく、設計計算等に直ちに使うわけにはいかない。しかし以前から予想されたように、炉外で求めた値より、炉内で求めた値の方が1オーダー高くなっているため、従来の炉外測定データをそのまま使うわけにはいかないことがはっきりした。混合酸化物の2,000°C直辺でのデータはまだ出ていない。

現時点では炉外のクリープ速度の式としては以下の式を推しようとする。

$$\dot{\epsilon} = A\sigma \exp(-Q_1/RT) + B\sigma^{4.5} \exp(-Q_2/RT)$$

ただし $\dot{\epsilon}$: 定常クリープ速度

σ : 応力

R : 1.986 (cal/mole °K)

T : 温度 (°K)

UO_{2.00}に関しては

$$A = \frac{9.728 \times 10^6}{(-87.70 + D)G^2} \quad B = \frac{1.376 \times 10^{-4}}{-90.50 + D}$$

$Q_1 = 90,000$ cal/mole $Q_2 = 132,000$ cal/mole

ただし D : 燃料密度 (%T.D.)

G : 結晶粒径 (μ)

(20% Pu-U)O_{1.95} に関しては

$$A = 5.32 \times 10^4 \quad B = 1.83 \times 10^{-8}$$

$Q_1 = 100,000$ cal/mole $Q_2 = 140,000$ cal/mole

Creep (炉内)

1. サンプル：(20% Pu-U) O_{1.95}

2. 方式：圧縮，炉外

3. クリープ速度：

$$\dot{\epsilon} = A \sigma \exp(-Q_1/RT) + B \sigma^{4.5} \exp(-Q_2/RT)$$

$\dot{\epsilon}$ ：定常クリープ速度 (1/hr)

σ ：応力 (psi)

A：5.32×10⁴

B：1.83×10⁻⁸

Q₁：10,000 cal/mole ±10,000

Q₂：140,000 cal/mole ±10,000

R：1.986 cal/mole °K

T：温度 (°K)

4. 各パラメータの範囲：

圧力：～1,000 to 8,000 psi

温度：1475°C～1625°C

密度：93% T.D.

O/M：1.95

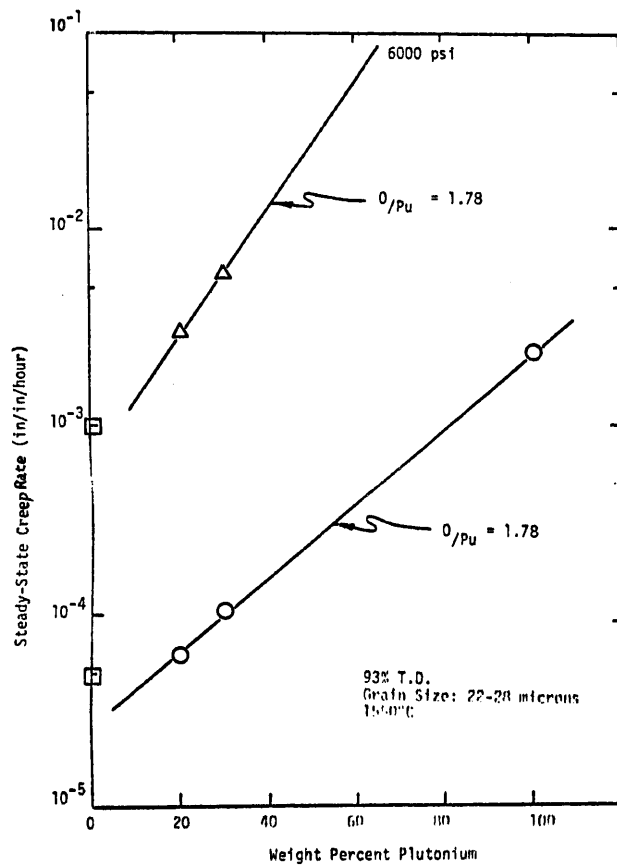
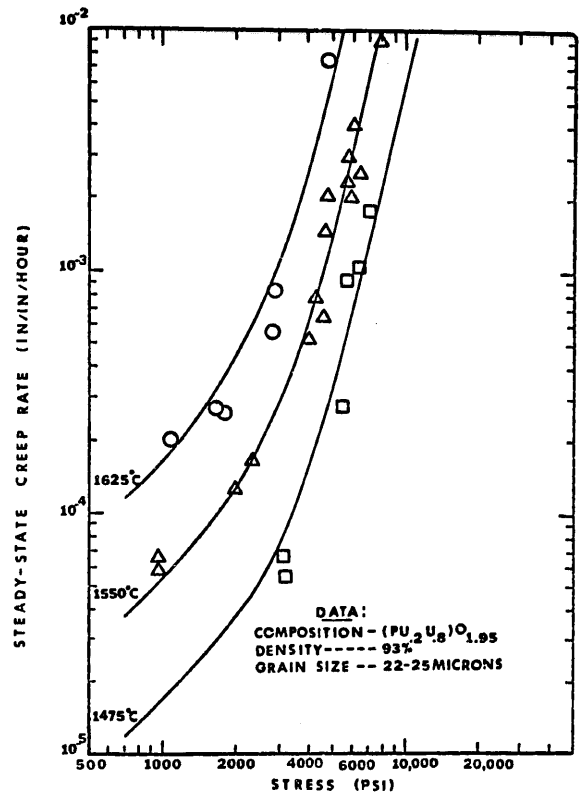
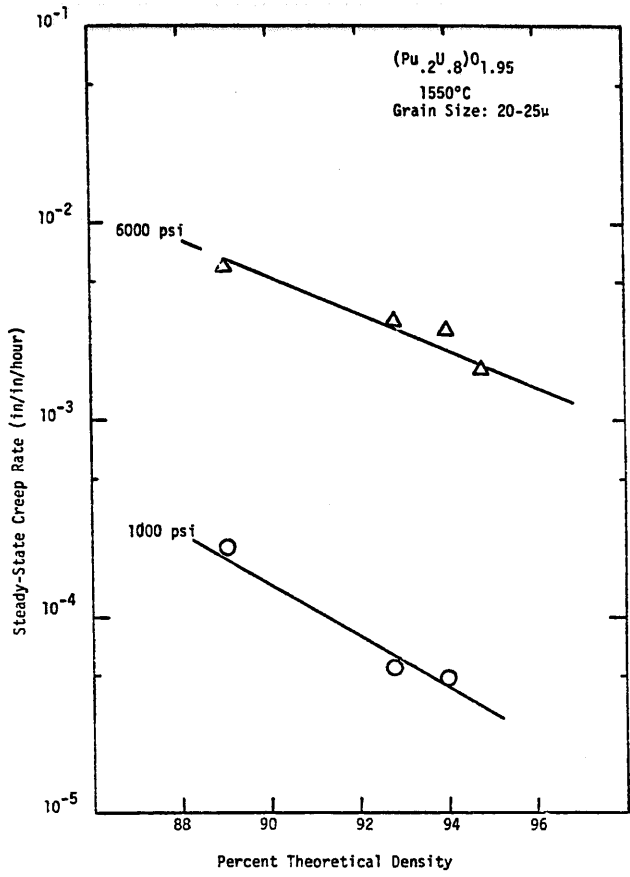
結晶粒径：約22～25μ (初期値と思われる。)

5. コメント：○本実験はGEにおいて進行中であり，今後Pu%O/M，密度，結晶粒結のファクターを織り込んだデータが出て来るものと期待される。
- 最初O/M 1.98とされたサンプルを，クリープ試験後にO/M分析したらO/M～1.95となっていた。雰囲気調整に疑問があるので，今後の実験報告を待って検討する必要がある。

(R.E. Bohaboy, R.R. Asamoto and A.E. Conti) GE AP-10028-34 (June 1970)

Sodium-cooled Reactors Fast Ceramic Reactor Development Program, 34 th Quarterly Report

Feb. 1970 - Apr. 1970 p.39-41



Creep (炉内)

1. サンプル：UO₂

2. 方式：圧縮，炉内

3. クリープ速度：

Fission Rate (fissions/cm ³ sec)	Nominal Temp (°C)	Stress (psi)	Steady-State Creep Rate (1/hr)
1.2×10 ¹³	1185	1500	4.8×10 ⁻⁵ and 7.6×10 ⁻⁵
1.1×10 ¹³ ((out of pile	1125 1100	4000 4000	2.75×10 ⁻⁵ 3.63×10 ⁻⁶)
1.1×10 ¹³	1125	1700	9.93×10 ⁻⁵

4. コメント：◎UO₂の炉内クリープデータとしては初のものである。

◎炉外のデータに比べ，7倍から10倍ほど大きい。

◎まだ測定点数が少ないので，温度と応力の函数の形に整理することは出来ない。

◎測定条件の詳細は不明なので，信頼度を云々出来ない。

J. S. Perrin, R. A. Robinson and S. T. Basham (BMI, Columbus)

6 th US/JAPAN Ceramic Fuels Information Exchange Meeting; Oct. 12-15, 1970; Seattle
Washington, USA.

Creep (炉外)

1. サンプル：UO_{2,00}

2. 方式：圧縮，炉外

3. クリープ速度：

$$\dot{\epsilon} = A \sigma \exp(-90,000/RT) + B \sigma^{4.5} \exp(-132,000/RT)$$

ここで

$$A = \frac{9.728 \times 10^6}{(-87.70 + D)G^2}$$

$$B = \frac{1.376 \times 10^{-4}}{-90.50 + D}$$

但し， $\dot{\epsilon}$ ：定常クリープ速度 (1/hr)

σ ：応力 (psi) R：1.986 calories/mole °K

T：温度 (°K)

D：燃料密度 (% T.D.)

G：結晶粒径 (μ) (初期粒径である。)

4. 応力，温度，密度，結晶粒径の範囲：

応力：1,000～15,000 psi (0.7～11 Kg/mm²)

温度：1440°C～1760°C

密度：92.0～98.0 % T.D.

結晶粒径：4～35 μ

5. コメント：○測定値は上式に対し90%信頼度で±32%の範囲に入っている。

○現在では最も実用的なデータである。

○引張りクリープ速度の約半である。

○また，他の研究者の圧縮クリープデータの半～半の値である。

○GEAP-10028 (1969)に載った式とは若干異なっている。

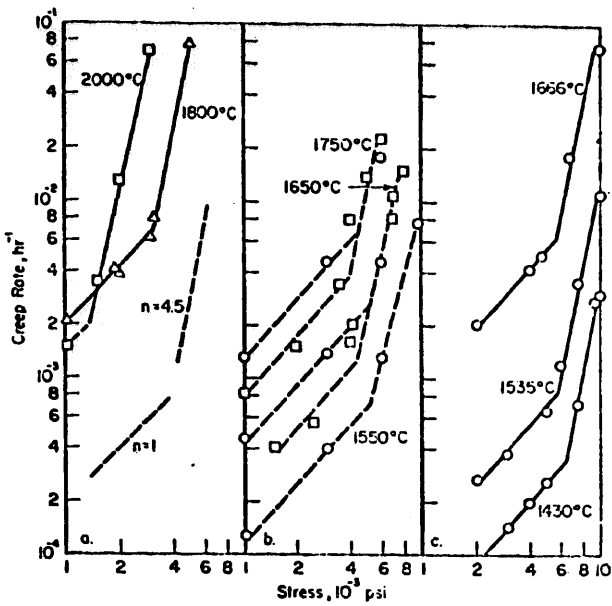


Fig.1. Creep rate versus stress for stoichiometric UO_2 tested in compression. 1a. \triangle : $18\mu m$, 97.5% T.D.; \square : $55\mu m$, 98.5% T.D.²). 1b. \square : $17-19\mu m$, 94.8% T.D.³. \odot : $12-14\mu m$, 97% T.D.⁴). 1c. \odot : $10\mu m$, 97.5% T.D.¹).

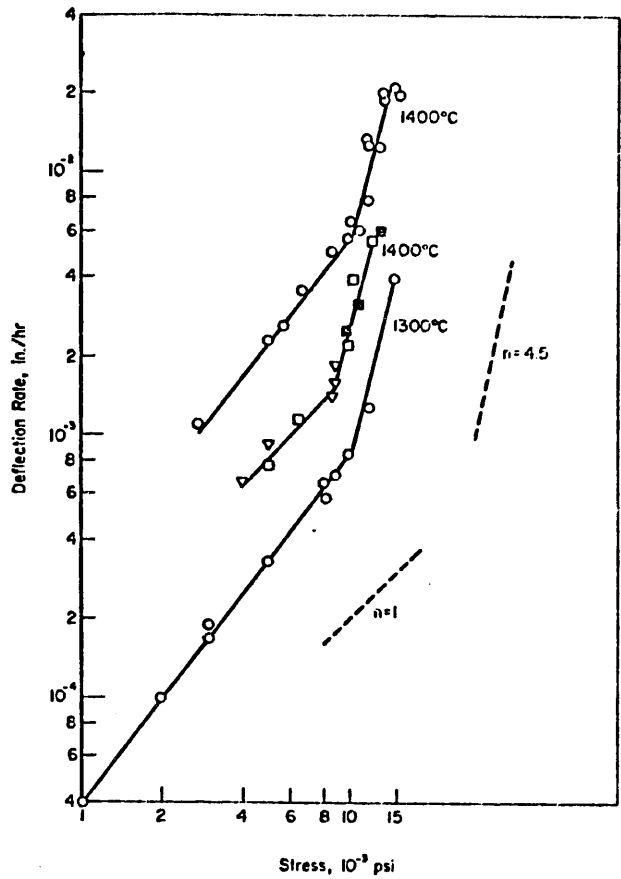
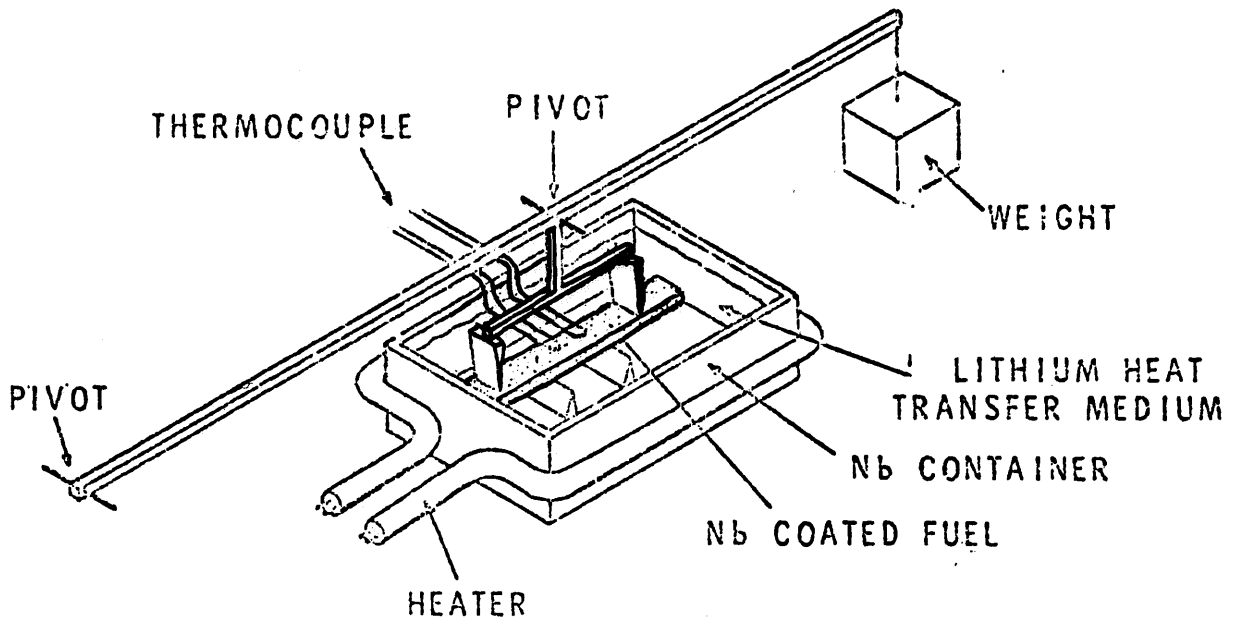


Fig.2. Deflection rate versus stress for stoichiometric UO_2 tested in bending⁵). \odot : $6\mu m$, 96% T.D. \cdot : $13\mu m$, 97.2% T.D. \square : $40\mu m$, 98% T.D. \square : $13.5\mu m$, 94.5% T.D.

1. 試料: UO_2
2. 方式: 圧縮および曲げ, 炉外
3. 結果: 両方式とも, 応力の低い領域では応力に比例し, 応力の高い領域では応力の 4.5 乗に比例して, クリープ速度が大きくなる。
4. コメント: GE のデータと傾向が一致している。

Creep



Neg 0084554-C

FIGURE 5.5. In-Reactor Horizontal 4-Point Bending Creep Capsule for Isothermal Measurements to 1400 °C

試料 (U, Pu)O₂
 大きさ 2.54 × 0.317 × 0.157 cm

方法 3点, 4点支持曲げクリープ
 試料は liquid-metal に入れられ試料の温度勾配は 1000 °C で 100 °C 以内。
 liquid-metal の浸透を避けるため試料は Nb Coating してある。
 Heat transfer medium—Hegas。
 使用炉—Hanford K—reactor

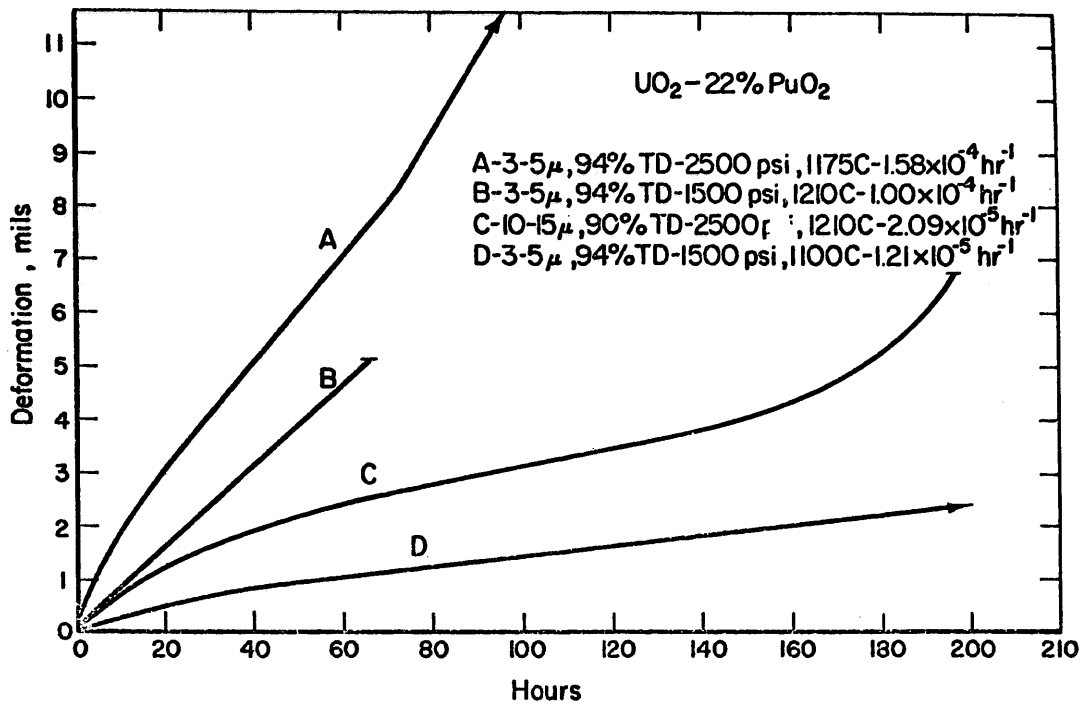
温度, 応力, fission rate, burnup, stoichiometry density, grain size などを因子として実験。

data は掲載されていない。

BNWL - 971

UC-25, Metals, Ceramics and Materials Special Distribution, IN REACTOR
 CREEP OF (U, Pu)O₂, J. A. Basmajian

Creep



試料	組成	UO ₂ - 22 W/o PuO ₂	1550°C × 5 hr	燒結
			1760°C × 4 hr	
	密度	94 ± 1% T·D	90 ± 1% T·D	
	結晶粒	3 ~ 5 μ	10 ~ 15 μ	
	O/M	1.98 ± 0.01	1.95 ± 0.01	

方法	壓縮	Creep
	試料	6.35 mm φ × 19.05 mm
	真空度	5 × 10 ⁻⁶ torr
	溫度範圍	1100 ~ 1330 °C
	応力	1100 ~ 3200 psi

Program conducted for the AEC Division of Reactor Development and Technology and Argonne National Laboratory under Contract NO. W-7405 eng-92.

M. D. Houston, O. L. Kruger and W. M. Tardue, Battelle Memorial Institute

Creep

試料	UO_2	温度	応力 (psi)
方法	In pile Creep	1100~1180°C	100~4000
	Out of pile Creep	1100~1360°C	1500~3500
	Fission rate $1.7 \times 10^{12} \sim 1.2 \times 10^{13}$ fission/cm ³ sec		
結果	Table 1.2, Fig. 1		

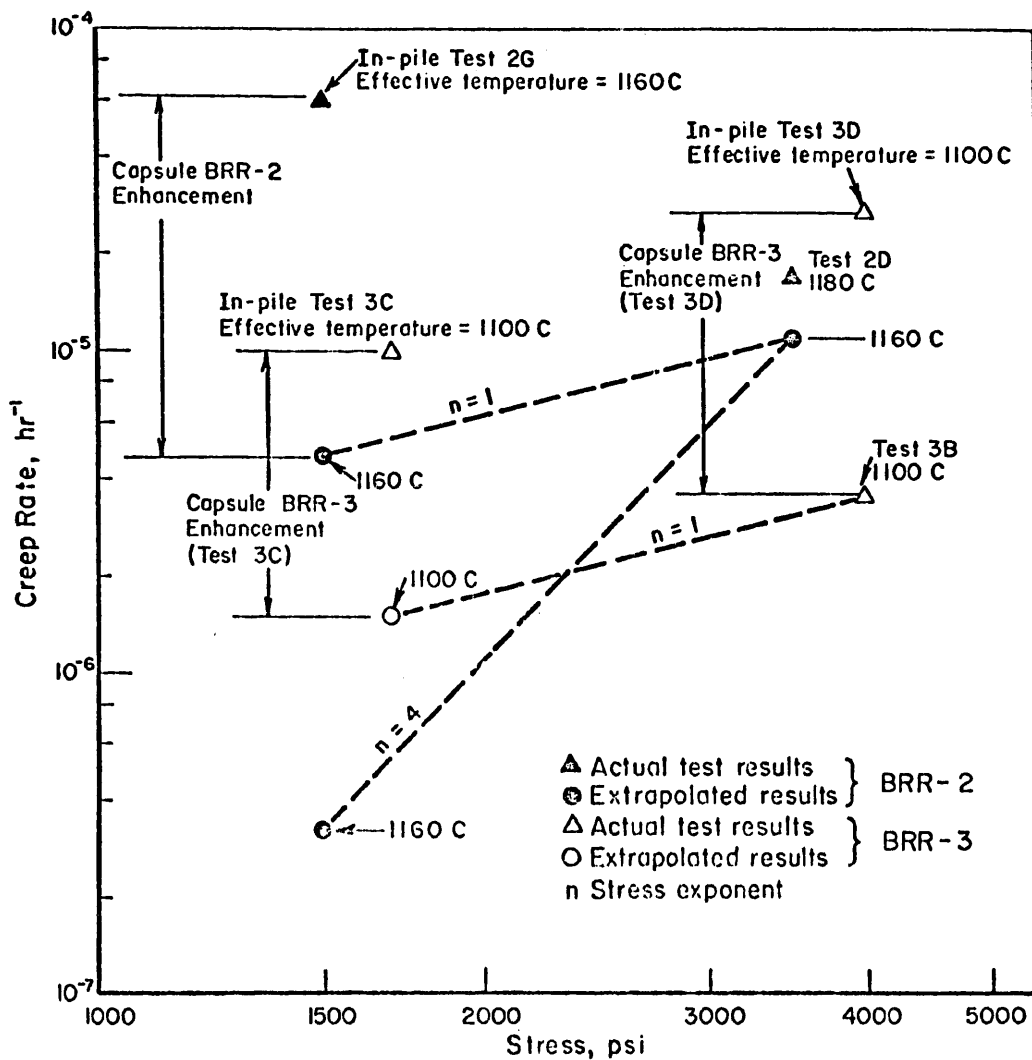


FIGURE 1. COMPARISON OF OUT-OF-PILE AND IN-PILE CREEP TESTS SHOWING CREEP ENHANCEMENT DUE TO FISSIONING

SIXTH UNITED STATES - JAPAN INFORMATION EXCHANGE MEETING ON
 CERAMIC NUCLEAR FUELS; OCTOBER 12-15, 1970 SEATTLE, WASHINGTON,
 J. B. Perrin, R. A. Robinson, and S. J. Basham Battelle Memorial Institute, Columbus, Ohio

TABLE 1. SUMMARY OF CREEP EXPERIMENTS PERFORMED IN CREEP CAPSULE BRR-2

Test	Fission Rate, fissions/(cm ³)(sec)	Nominal Specimen Temperature (a), C	Stress, psi	Steady-State Creep Rate, hr ⁻¹	Indicated Cumulative Deformation, mils
2A	Out of capsule	1300 ^(b)	3500	6.79 x 10 ⁻⁵	6.4
2B	0	1360	3500	1.37 x 10 ⁻³	46.6
2C	0	1110	3500	4.90 x 10 ⁻⁶	47.0
2D	0	1180	3500	1.71 x 10 ⁻⁵	48.6
2E	1.7 x 10 ¹²	1180	100	--	38.8
2F	1.2 x 10 ¹³	1180	200	--	44.2
2G	1.2 x 10 ¹³	1185	1500	4.8 x 10 ⁻⁵ and 7.6 x 10 ⁻⁵	50.3
2H	0	1180	1500	1.05 x 10 ⁻⁵	51.9
2I	1.2 x 10 ¹³	1100	2500	--	--

(a) Temperature measured at axial midpoint of specimen outer wall, unless otherwise indicated.

TABLE 2. SUMMARY OF EXPERIMENTS PERFORMED IN CREEP CAPSULE BRR-3

Test	Fission Rate, fissions/(cm ³)(sec)	Nominal Specimen Temperature (a), C	Stress, psi	Steady-State Creep Rate, hr ⁻¹	Indicated Cumulative Deformation, mils
3A	Out of capsule	1300 ^(b)	3500	9.49 x 10 ⁻⁵	8.9
3B	0	1100	4000	3.57 x 10 ⁻⁶	9.8
3C	1.1 x 10 ¹³	1125	1700	9.93 x 10 ⁻⁶	12.6
3D	1.1 x 10 ¹³	1125	4000	2.75 x 10 ⁻⁵	15.8
3E	0	1100	4000	3.63 x 10 ⁻⁶	16.5 [†]
3F	1.1 x 10 ¹³	1125	4000	--	--

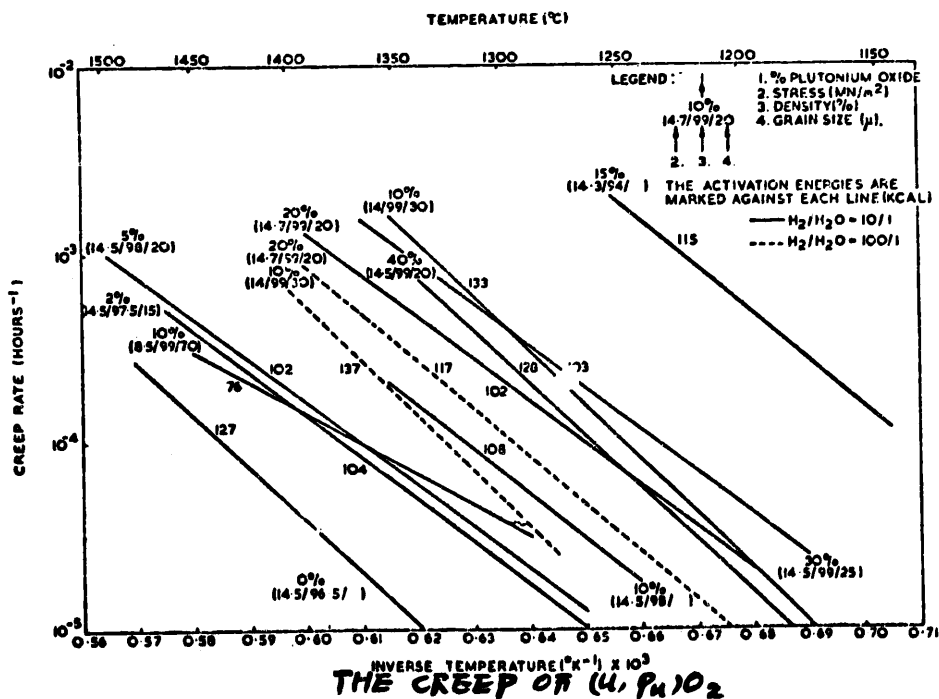
(a) Temperature measured at axial midpoint of specimen outer wall, unless otherwise indicated.
 (b) Direct measurement out of capsule.

Creep

Table I CREEP CHARACTERISTICS OF (U,Pu)O₂

No.	Plutonium Content (wt.%)	Fabrication Route	Length/diameter ratio	Density (% theoretical)	Grain size (μ)		Arrhenius plot	
					Initial	Final	Stress (15/m ²)	Activation Energy (kcal)
UP1	10	HP	1.5	99	70	80	8.5	76
UP2	10	CP	1.0	99	30	60	14	133
UP3	20	CP	1.0	99	20	20	14	137
							14.7	102
UP5	30	CP	0.9	99	25	25	14.7	117
							14.5	103
UP6	40	CP	1.0	99	20	20	14.5	128
UGR	0	MI	0.9	96.5			14.5	127
UP7	2	MI	1.0	97.5	15		14.5	104
UP8	5	MI	1.0	98	20		14.5	102
UP9	10	MI	0.9	98			14.5	108
UPL	15	MI	1.0	94	-3	-3	14.3	115

MI = Mechanically Mixed HP = Hot Pressed CP = Coprecipitated



試料 UO₂ , (U, Pu)O₂

Table 1 参照

方法 圧縮 Creep

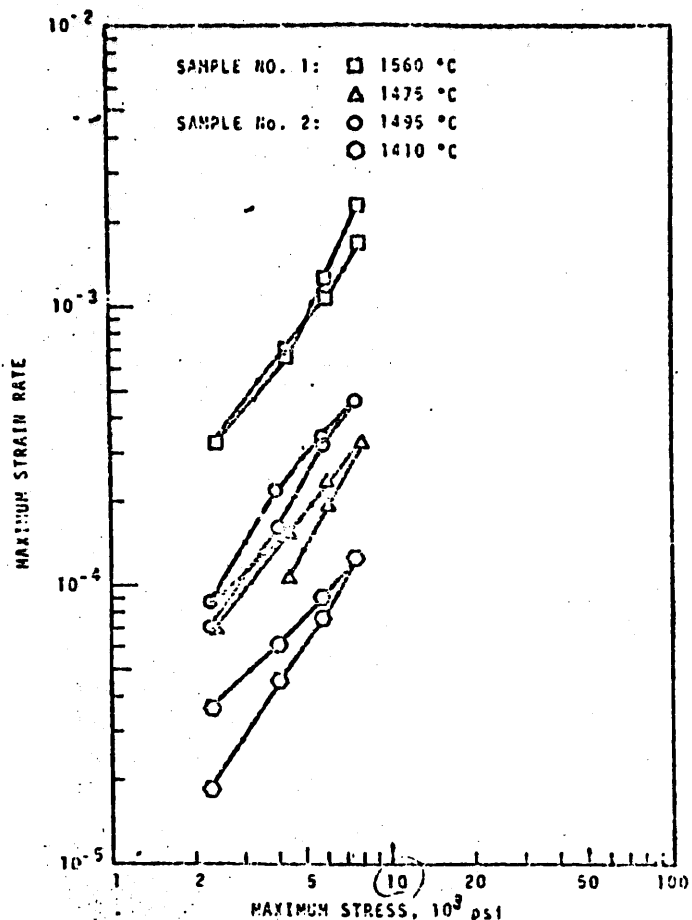
結果 $\epsilon = A \sigma^n \exp(-Q/RT)$

ϵ = Creep rate, σ = stress, Q = activation energy, R = gas const,

J. A. C. Marples and A. Hough

Atomic energy Research Establishment Harwell, Didcot, Berkshire, England.

Creep



試料 $UO_2 - 20W\% PuO_2$
 1725°C, 1410°C焼結
 方法 高温クリープ (1410°~1560°C)
 2270 psi ~ 7500 psi 応力変化
 結果 stress Exponent
 1475° F 1.78
 1560 " 1.53
 1410 " 1.58
 1495 " 1.60

BNWL - 1279

FAST REACTOR CERAMIC FUELS RESEARCH HIGH TEMPERATURE CREEP
 FOR $UO_2 - 20wt\% PuO_2$ O.D. S lagle

IN-PILE CREEP*)

Sample : UO_2 円筒状中空ペレット.

方法 : Fig.1.

圧縮クリープ.

Fission Rate : 1.2×10^{13} fissions/cc.sec.

: 4×10^{12} fissions/cc.sec.

温度 : $1025^\circ C \sim 1185^\circ C$

(但し試料の中心温度)

応力 : 1500 psi ~ 4000 psi

歪量の測定 : 試料の中空部の押し棒により測定する。

クリープ時間 : 最高 170 hr

結果 : Fig.2, Fig.3, Fig.4, Tabce 1 参照

Table I SUMMARY OF OUT-OF-PILE AND IN-PILE CREEP EXPERIMENTS

Test	Fission Rate, fissions/cc-sec	Measured ⁽¹⁾ Temperature, °C	Effective ⁽²⁾ Temperature, °C	Stress, psi	Creep Rate, hr ⁻¹
2C	0	1110	1110	3500	4.90×10^{-6}
2D	0	1180	1180	3500	1.71×10^{-5}
2G ⁽³⁾	1.2×10^{13}	1185	1160	1500	4.80×10^{-5}
2G ⁽⁴⁾	1.2×10^{13}	1185	1160	1500	7.60×10^{-5}
2H	0	1180	1180	1500	1.05×10^{-5}
3B	0	1100	1100	4000	3.57×10^{-6}
3C	1.2×10^{13}	1125	1100	1700	9.93×10^{-6}
3D	1.2×10^{13}	1125	1100	4000	2.75×10^{-5}
3E	0	1100	1100	4000	3.63×10^{-6}
4D	4×10^{12}	1100	1085	4000	5.10×10^{-6}
4E	1.2×10^{13}	1135	1110	4000	3.54×10^{-5}
4F	1.2×10^1	1025	1000	4000	2.66×10^{-6}

(1) Measured temperature is temperature of middle thermocouple on specimen.

(2) Effective temperature is the temperature at which an isothermal specimen would have the same overall measured creep rate, assuming no in-pile enhancement of creep rate.

(3) Before reactor scram.

(4) After reactor scram.

*) J.S. Perrin

Battelle Columbus Laboratories

Columbus, Ohio

October 20, 1970

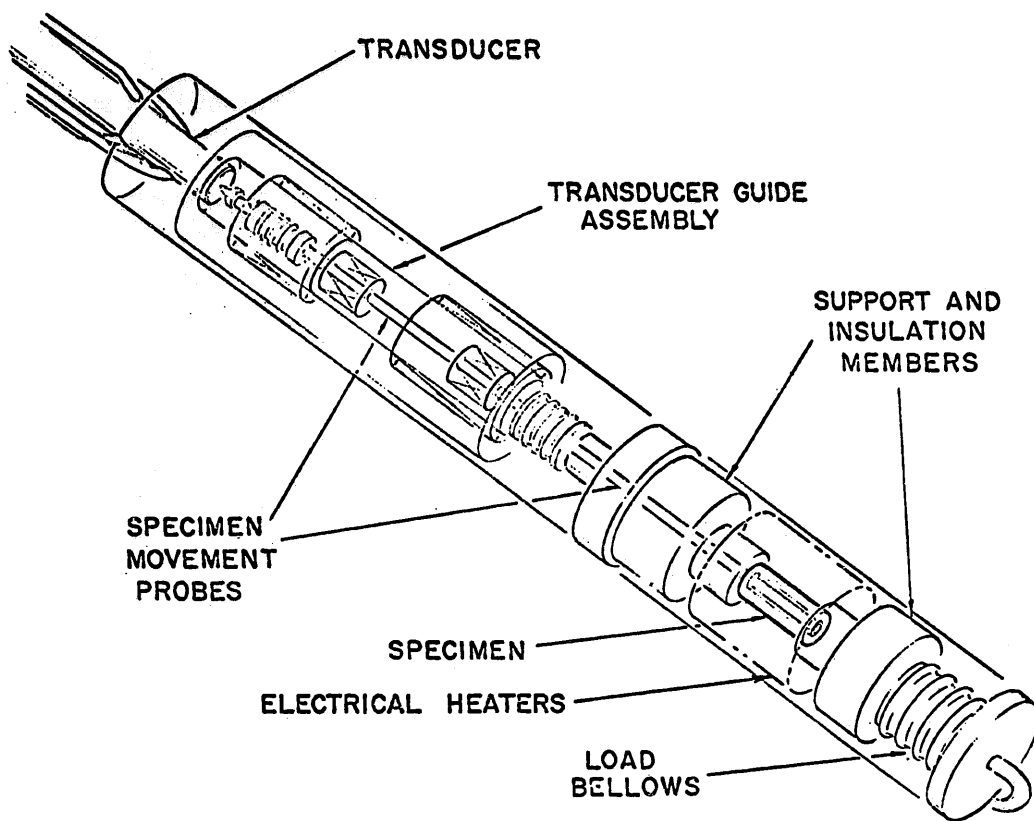


Fig-1 PICTORIAL VIEW OF IN-PILE CREEP APPARATUS

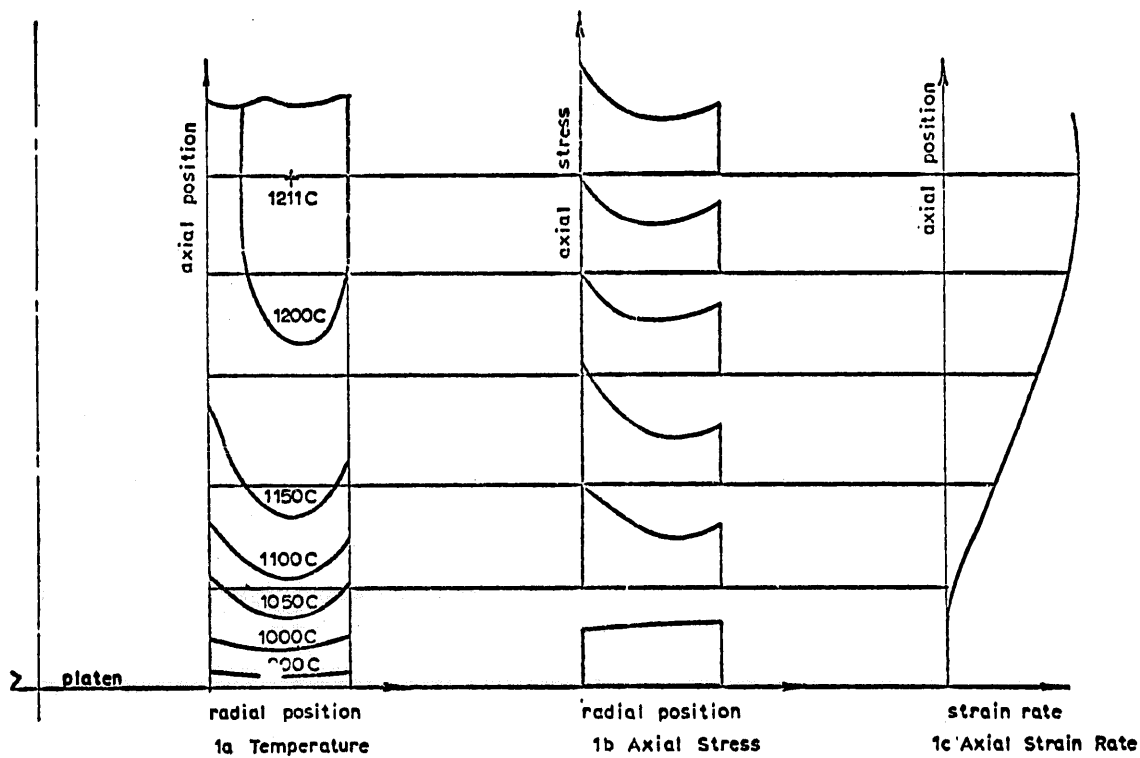


Fig-2 TYPICAL CALCULATED TEMPERATURE STRESS AND STRAIN RATE DISTRIBUTIONS FOR IN-PILE SPECIMENS

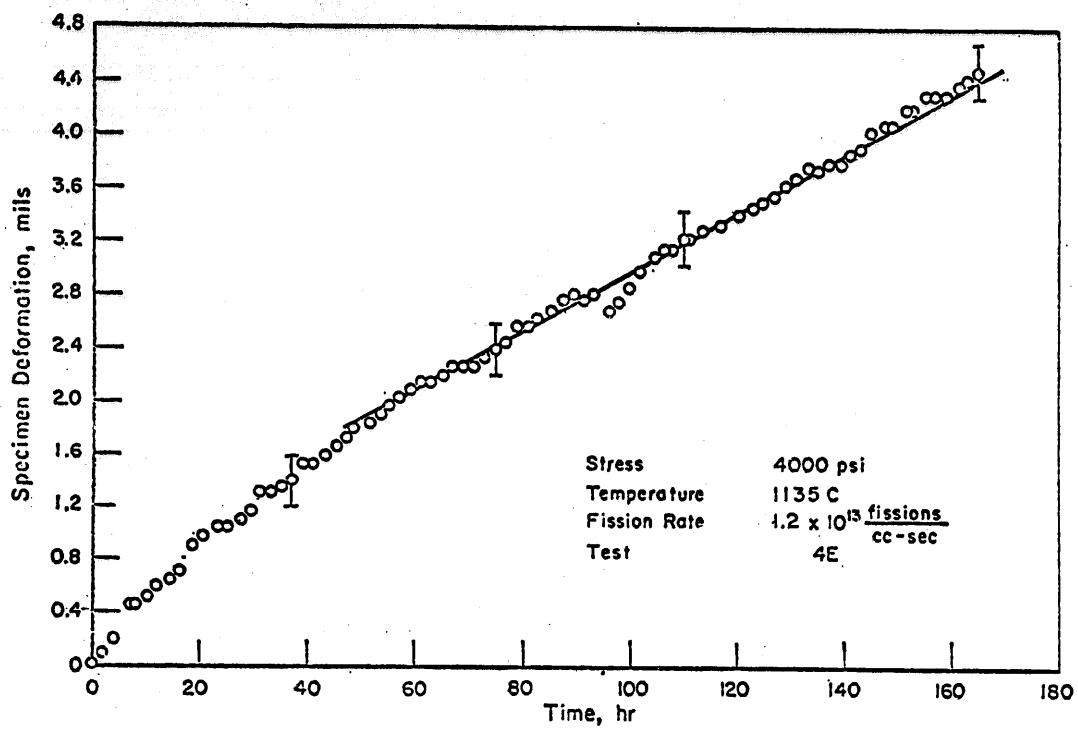


FIGURE 3

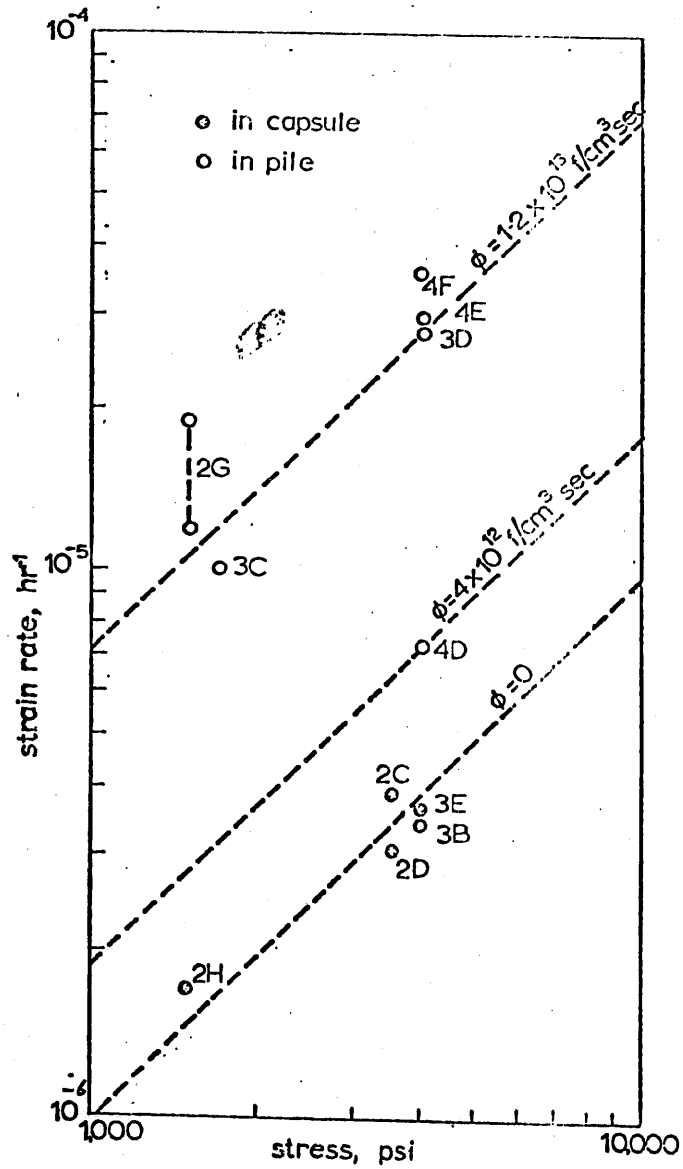


FIGURE 4. SECONDARY CREEP OF UO₂. ALL DATA CORRECTED TO 1100 °C WITH ACTIVATION ENERGY OF 90 KCAL/GM

混合酸化物燃料と被覆材との両立性についての問題点として次の事柄が示されている。

1. Cladding と Na との共存性
2. 照射による Cladding の脆化にともなう燃料との両立性
3. 燃料などからの放出酸素による SUS Cladding 中の Cr 減少にともなう Cladding の耐蝕性などの劣下。
4. SUS Cladding 中の σ 相, Carbide の生成による Cladding の脆化
5. Cladding と Fuel との反応性
6. Cladding の合金成分の選択拡散

今回は、以上の事柄を重点的に Pu と U の mixed oxides 燃料と種々の被覆材との Compatibility について収集した。

Interaction between Fuel & Cladding

(I) OUT PILE 実験

試料: $\text{UO}_2 - 25 \text{ w\% PuO}_2$

密度 86~89% T.D.

$\frac{\text{O}}{\text{M}} = 1.96 \sim 1.97$

被覆材 304 SUS

Na, He bond

方法: たて型炉中にて恒温加熱

加熱温度

1. $650 \pm 20^\circ\text{C} \times 5,000 \text{ hr}$

2. $1000 \pm 20^\circ\text{C} \times 5,000 \text{ hr}$

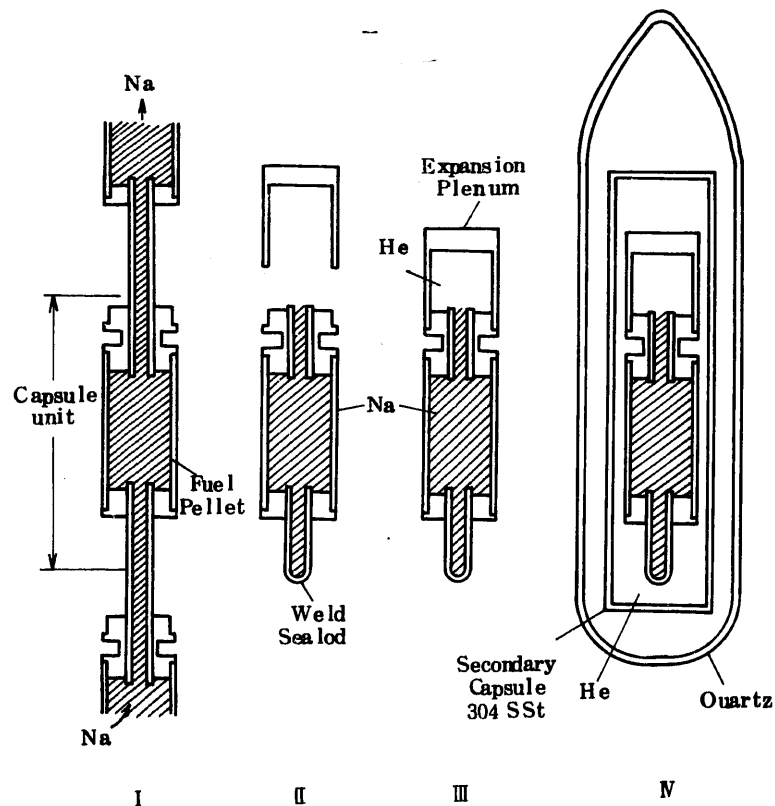


Fig.1. Stages of Capsule Loading.

- Stage I - Capsule units welded in a string, sodium loading in progress
- Stage II - Capsule unit cut out of string, seal welded at bottom
- Stage III - Expansion plenum welded in place forming a completed capsule
- Stage IV - Completed capsule weld sealed in secondary 304-stainless steel capsule

Interaction between Fuel & Cladding

Table 1. Mixed Oxide Compatibility Tests

Identification Number	Temperature °C	Time hr	O/M	Bond
H-1-2	650	1000	1.97	He
H-1-6	1000	1000	1.96	He
1-2	650	100	1.97	Na
3-6	650	100	1.96	Na
3-2	650	1000	1.97	Na
1-6	650	1000	1.96	Na
2-2	1000	100	1.97	Na
4-6	1000	100	1.96	Na
4-2	1000	1000	1.97	Na
2-6	1000	1000	1.96	Na

結果：1. He bond

650°C×1000 hr

1000°C×1000 hr

いずれの場合もペレット中にクラックが見られたが Cladding と Fuel との相互作用は全く生じなかった。

2. Na bond

Cladding の端に, Na の浸透によると思われる小さいクラックが見られた。しかし Cladding と Fuel との相互作用は全く見られなかった。

3. いずれの場合も 304 SUS Cladding と燃料との不適合性は見られなかった。

4. Cladding の内がわから深さ約 0.4 mm の間で結晶が大きく成長していた。

Interaction between Fuel & Cladding

(II) 試料: $(U_{0.8}Pu_{0.2})O_{1.97}$

被覆材

1. V-Metal.
2. V-10% Cr alloy.
3. V-15% Cr-5% Ti alloy.

方法: 試験温度 700°C×1000 hr
800°C×1000 hr

燃料からの放出酸素が Cladding 中へ移動する量を硬さの変化量で測定した。
硬さ測定方法 …… DPH

In Fig. I.A.3 hardness changes at a given contacting temperature are shown to be similar for unalloyed vanadium (containing 520 ppm oxygen originally) and V-10% Cr. The as-received vanadium

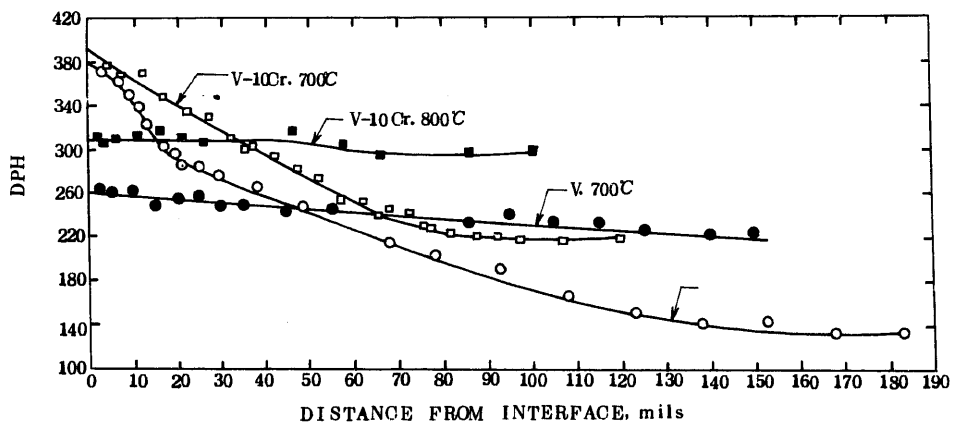


Fig. I.A.3. Hardness Profiles of Vanadium and V-10% Cr after Contact with $(U_{0.8}Pu_{0.2})O_{1.97}$ for 1000 hr at 700 and 800°C

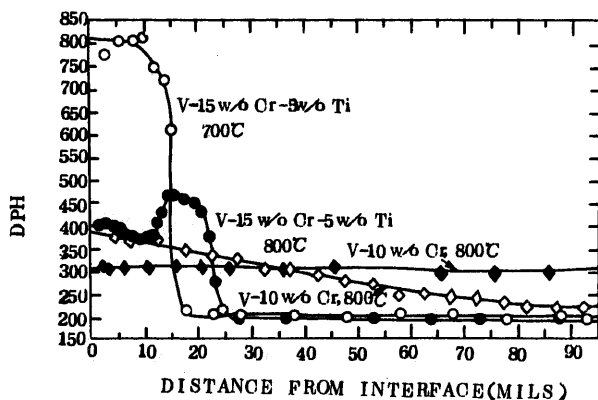


Fig. I.A.4
Hardness Profiles of V-15% Cr-5% Ti and V-10% Cr after Contact with $(U_{0.8}Pu_{0.2})O_{1.97}$ for 1000 hr at 700 and 800°C

結果: 1. 加熱前の硬さ

V-Metal 136 DPH

V-10% Cr 205 DPH

Interaction between Fuel & Cladding

2. いづれの Cladding も

Fuel -Cladding 境界から 30 mils 以内での硬さは 800°C より 700°C の場合の方が高い。

3. これらの Cladding への酸素の拡散は 800°C より 700°C の場合の方がより少なくなっている。

4. 酸素の Cladding 中への拡散距離の推定

700°C の場合

V-Metal	境界から約 140 mils
V-10 Cr	" 80 "
V-15% Cr-5% Ti	" 15 mils

800°C

V-Metal	" 150 mils
V-10 Cr	" 60 "
V-15% Cr-5% Ti	" 25 mils

* Comment: 焼鈍効果の影響を考慮することが必要と考えられる。

Interaction between Fuel & Cladding

(III) IN PILE 実験

試料：UO₂ - 20w/o PuO₂

被覆材 304 SUS 厚さ 0.021 inch

照射：EBR-II

Max kW/ft 26.1

Max Cladding temp. 630°C

Burn up 3.1 w/o (U+Pu)

6.5 fission/cc × 10^{-20 a}

結果：1. Shield microprobe 測定によると、Fuel - Cladding の境界相は Continuous であった。

2. Fuel - Cladding の境界に Cs のまだら状の相があった。

3. Fuel の端に Te, Cs に富み、Fe, Si, Cr が少ない灰色の相がみられた。

4. Cladding 附近の燃料の素地に Mn が多く分散していた。

5. 燃料中に Cr, Mn, Ni が少なくなった Cladding 合金相と推定される粒子があった。

microprobe 解析によると、この粒子の Ni 量は Cladding 合金の濃度のわずか 1/2 であった。また、これと同様な粒子が Fuel - Cladding からかなり離れた位置にも見られたが、これの Ni, Cr 量はわずかであった。

17. Surface Tension

1. 試料 solid UO_2

2. 雰囲気 酸化条件

(UO_2 の表面がやはり UO_2 であって, U metal の layer になっていない状態)

3. 結果 ◦測定値 $\sigma = 600 \pm 50 \text{ dyne/cm}$ at 700°C 1)

in $\text{Ar} + \text{O}_2$

◦推定値 at 0°K で $\sigma = 642 \text{ dyne/cm}$ ($\pm 20\%$) 2)

at Melting Point (熔融した UO_2) 3)

$\sigma = 545 \text{ dyne/cm}$ ($\pm 20\%$)

4. コメント 現在のところ, 酸化条件下での測定値は, 700°C における一点だけである。

0°K , および M.P. での推定値を考え合せれば, $600 \pm 50 \text{ dyne/cm}$ を使用するのが妥当と思われる。

◎ Review J. G. Eberhart, J. Nucl. Mater. 25 (1968) 103~105

1) D. H. Bradhurst & A. S. Buchanan, J. Phys. Chem. 63 (1959) 1486

2) D. T. Livey & P. Murray, Plansee Proc. 2nd Seminar (1955) 375

3) J. A. Christensen, BNWL-SA-584-A (1966)

Surface Tension

1. 試料 Solid UO_2
2. 雰囲気 還元条件
3. 結果 $\sigma = 1650 \pm 100 \text{ dyne/cm}$ at 700°C 1)
in H_2
4. コメント ◦還元条件下では Solid UO_2 の表面は metallic U になっていると思われる。
(*) moleten U Metal の測定値²⁾から solid U metal の surface tension を推定すると 1650 dyne/cm となり、良く一致する。

© Review J.G. Eberhart, J. Nucl. Mater. 25 (1968) 103~105

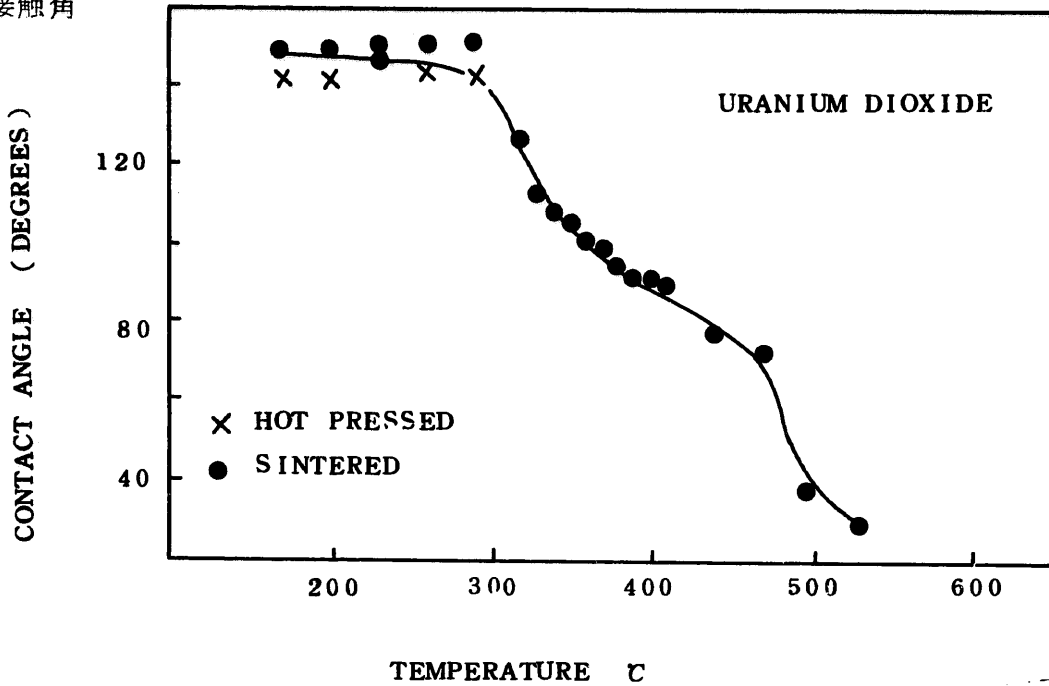
1) D.H. Bradhurst and A.S. Buchanan, J. Phys. Chem. 63 (1959) 1486

2) B. Spriet, Mem. Sci. Rev. Met. 60 (1963) 531

Surface Tension

UO₂ と Na の 濡れ性

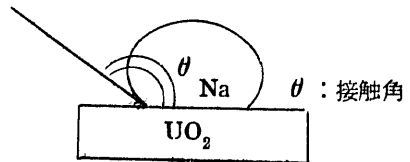
接触角



1. 試料 UO₂ (98~99% T.D.)
 Na 純度 99.995%
 不純物 O: 5~10 ppm
 K: 20 ppm, B: 40 ppm
 真空蒸留法で精製。

2. 雰囲気 Ar

3. 結果 上図



4. コメント 300°C以下ではUO₂の表面はUO₂のままで、500°C以上ではUO₂の表面はmetallic Uのlayerになっていると思われる。
 ただし、測定中に、Na中の酸素不純物がどの程度増えたかは不明