

T  
N843-71-08

本資料は 年 月 日付けで登録区分、  
変更する。 2001. 6. -6

[技術情報室]

# 核燃料物性データ

1970年10月～1971年4月

Physical and Chemical Properties of Nuclear Fuels

October , 1970 ~ April , 1971

1971年6月

動力炉・核燃料開発事業団

東海事業所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:  
Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division,  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184  
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)  
2001



## Thermal Conductivity

71-1

Values of A and B Determined from a Least-Squares Fit  
of  $UO_2$ - $PuO_2$  Thermal Conductivity Data to the Relationship  
 $1/\lambda = A + BT$ ,  $T = ^\circ K$

Sample No.	% TD	% $PuO_2$	A $cm \cdot ^\circ C / W$	B $cm / W$	Std. Dev. for Single Mea.	Remarks
TR-0	96	0	$3.08 \pm 0.04$	$0.02294 \pm 0.00004$	$\pm 0.9006$	
TR-5	97	5	$3.04 \pm 0.09$	$0.0239 \pm 0.0001$	$\pm 0.8043$	
TR-12	97	12	$2.20 \pm 0.03$	$0.02714 \pm 0.00003$	$\pm 0.7665$	
TR-20	98	20	$3.09 \pm 0.13$	$0.0261 \pm 0.0001$	$\pm 1.2279$	
TR-25	97	25	$3.13 \pm 0.10$	$0.0260 \pm 0.0001$	$\pm 1.1557$	
TR-30	97	30	$5.30 \pm 0.09$	$0.0252 \pm 0.0001$	$\pm 0.9222$	Corrected to 97% TD from 92% TD
GCW-10	97	100	$0.46 \pm 0.18$	$0.0283 \pm 0.0002$	$\pm 1.670$	Corrected to 97% TD from 93.3% TD

1. サンプル：上 表
2. out of pile data
3. Temperature range 100~1300°C
4. Stoichiometry 2.00

このデータは  $PuO_2$ - $UO_2$  ペレットの熱伝導率に及ぼす  $PuO_2$  濃度の影響を調べたものである。  
熱伝導率は  $1/\lambda = A + B \cdot T$   $T: ^\circ K$   
として求めている。

燃料密度は  $97 \pm 1\%$  T.D. である。TR-30, GCW-10 について密度の補正をおこなっているが補正の方法については不明である。

測定法は、熱拡散率を求めて、

$$\lambda (w/cm \cdot ^\circ C) = 4.136 \alpha \rho C_p$$

$\alpha$  : 熱拡散率  $cm^2/sec$   
 $\rho$  : 密度  $g/cm^3$   
 $C_p$  : 比熱  $cal/g \cdot ^\circ C$

の式から熱伝導率を計算している。

R.L.Gibby

Thermal conductivity of  $(Pu,U)O_2$   
BNWL-1349-1

SUMMARY OF DESIGN PARAMETERS AND TRANSIENT IRRADIATION RESULTS

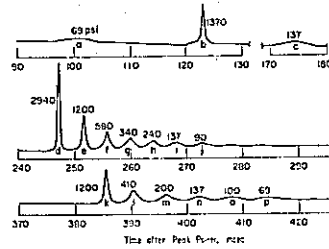
Specimen	Series V Axially Restrained Zero-Burnup Pelleted Fuel Specimens				Series V Axially Restrained Zero-Burnup Powder Fuel Specimens		Series II Unrestrained Zero-Burnup Pelleted Fuel Specimens		
	O4A	O4B	O4C	O4D	O4I	O4J	O2A	O2B	O2C
Smear Density (% TD)	90.4	91.2	80.4	80.1	83.4	83.5	90.4	90.6	91.8
Fuel Column Length (in)	14.2	14.2	14.2	14.2	13.5	13.5	13.5	6	6
Cladding	316 stainless steel 0.250-in od x 0.015-in wall thickness				316 stainless steel 0.250-in od x 0.015-in wall thickness		347 stainless steel 0.250-in od x 0.015-in wall thickness		
Average Fuel Cladding Diametral Gap (mils)	4.3	4.5	3.6	4.6	0	0	5	5	4.5
Designed Axial Restrain (°F)	>5200 (≈melt)	5200	>5200	>3000	>5200	>5200	none	none	none
Transient Peak Specimen Power (kW/ft)	148	204	139	93	87	138	134	211	200
Total Specimen Energy Release (kW·sec/ft)	122 ±10	124 ±20	112 ±10	90 ±8	106 ±10	119 ±20	118	146	198
Calculated Maximum Fuel Temperature(°F)	5500 ±600	5800 ±600	5600 ±600	5200 ±300	5200 ±300	5500 ±600	4900	5000	7500
Fuel Volume Melt(%)	56.63	76.79	67.70	≈50	≤30	49.60	≈0	≈72	≈80
Central Void Formed	yes	yes	yes	no	no	yes	no	yes	yes
Fuel Movement	mod- erate	exten- sive	mod- erate	no	no	exten- sive	no	mod- erate	exten- sive
Average Cladding Deformation(mils)	1.15	>1	<0.5	no	<0.3	1.2	no	no	no
Cladding Failure	yes	yes	no	no	no	yes	no	no	yes

NOTES

試料：(Pu<sub>0.2</sub>U<sub>0.8</sub>)O<sub>1.98</sub>ペレット，振動充填燃料  
被覆管 316ステンレススチール  
燃料スタック長 約14インチ

方法：燃料の軸方向を拘束した未照射燃料をTREAT炉を利用しパルス半値幅3/4~1秒，ピーク出力100~200KW/ftで短時間の照射をし，密度，ペレット，振動充填燃料のちがいによる破損状況を調べる。

- 結論：1. 破損は被覆管の破損によるものであったが，これは燃料の溶融した量に強く関係した。  
2. スミヤ密度90.4%以上の燃料では燃料の軸方向の拘束，またスタック長の増加は破損のしきいを非常に低下させた。  
3. ペレット燃料では密度が低くなると破損のしきいは上昇する。  
4. 破損時の融溶燃料は非常に流動的で軸方向に燃料の再配置を伴った。



Pressures Generated in 16 Pulses Observed in Test S5 in Sodium-filled Piston Autoclave in TREAT

Comparison of Experimental Conditions and Results from Piston-autoclave Tests S5 and S3

	S5	S3
<b>Reactor Characteristics</b>		
Peak power, <sup>a</sup> MW	3357	2664
Period, msec	45.6	53
Integrated power, <sup>a</sup> MW-sec	740	669
Reactivity, %	2.7	2.4
<b>Fuel and Autoclave Properties</b>		
Internal pressure of fuel and dummy rods, Torr	$5 \times 10^{-5}$	780
Mass of UO <sub>2</sub> fuel, g	205	205
Uranium enrichment, % <sup>235</sup> U	10	10
Mass of sodium, g	199	201
Mass of piston, g	263	260
Sodium temperature at start of test, °C	170	165
<b>Results</b>		
Total fission energy, cal/g UO <sub>2</sub>	509	460
Amplitude of largest pressure pulse, psi	2940	540
Impulse from largest pulse, <sup>b</sup> dyne-sec	$3.3 \times 10^5$	$0.68 \times 10^5$
Sum of impulse from all pulses, <sup>b</sup> dyne-sec	$24.2 \times 10^5$	$2.39 \times 10^5$
Fission energy at first pressure pulse, cal/g UO <sub>2</sub>	430	440
Calculated fractional conversion of nuclear to mechanical energy	$1.5 \times 10^{-3}$	$1.4 \times 10^{-5}$

<sup>a</sup>Values for Test S5 are corrected to provide consistency with the calibration factor and TREAT fuel loading for Test S3.

<sup>b</sup>Impulses calculated from pressure-response data based on application of the impulse to the area of the piston (0.6 in.<sup>2</sup>).

試料：UO<sub>2</sub> ペレット ( 10%U<sup>235</sup> )

被覆管 304SS, 12" Long, 0.29" O.D. 12mil 厚さ

方法：燃料と冷却材の相互作用を調べる目的でTREAT炉内でピストン付きオートクレーブを使い、ナトリウム中でガスを封入したもの ( S 3 ) と真空にした ( S 5 ) 燃料ピンを破損させそのときの放出エネルギーを比較する。

- 結論
1. 圧力センサーには 50 psi 以上の圧力パルスが 16 回観察された。
  2. 最初のパルス圧は 69 psi で 430 cal/g UO<sub>2</sub> の比出力になってから 10.0 msec 後に発生した。
  3. 真空にした S 5 ピン (  $5 \times 10^{-5}$  Torr ) の全パルスの全仕事量は  $24.2 \times 10^5$  dyne-sec で、ヘリウムガスボンダした S 3 の約 10 倍であった。これはガスが熔融燃料を包み込んで冷却材との接触を妨げたものと考えられる。
  4. 核エネルギーの機械的エネルギー変換率は S 5 で  $1.5 \times 10^{-3}$ , S 3 は  $1.4 \times 10^{-5}$  であった。

## Experimental Conditions and Results from Test S6

Reactor Characteristics

Integrated power	975 MW-sec
Peak power	5374 MW
Period	38 msec
Reactivity	3.1%

Fuel and Autoclave Properties

Internal pressure of fuel and blanket sections	780 Torr
Mass $UO_2$	286 g
Uranium enrichment	10% $^{235}U$ peripheral pins; 13% $^{235}U$ center pin
Mass of sodium in autoclave	145 g
Mass of piston	263 g
Sodium temperature at start of test	210°C
Sodium-to-pin area ratio	0.94

Results

Total average fission energy	493 cal/g $UO_2$
Amplitude of largest pressure pulse	2050 psi
Impulse from largest pulse	$3.2 \times 10^5$ dyne-sec
Fission energy at first pressure pulse	380 cal/g $UO_2$
Interval during which major pressure pulses occur	235 msec
Sum of impulses from all pulses (excluding damped oscillations)	$13.1 \times 10^5$ dyne-sec
Fraction conversion nuclear to mechanical energy (excluding damped oscillations)	$3.7 \times 10^{-4}$
Total impulse	$26.7 \times 10^5$ dyne-sec
Fraction conversion nuclear to mechanical energy (total impulse)	$1.5 \times 10^{-3}$

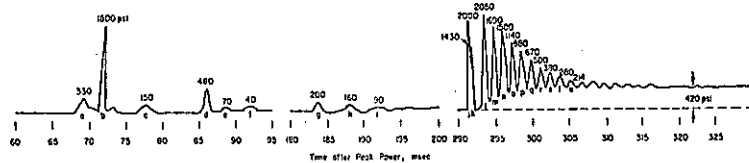


Figure 10. Pressure-response Data from Test S6

試料： $UO_2$  ペレット (13%  $U^{235}$ ) 中心の燃料棒  
 $UO_2$  ペレット (10%  $U^{235}$ ) 周囲の燃料棒  
 被覆管 ステンレススチール 0.29" O.D. 15mil 厚さ  
 wire wrapped 0.0625" dia, 12" spiral pitch

方法：7本のピンを六角形にまとめwire wrapped したbundleをピストン付オートクレーブに入れTREAT炉を利用しPower transientを行なう、破損エネルギーの機械エネルギーへの変換を調べる。

結論：1. 破損時の入力エネルギーは493 cal/g  $UO_2$   
 2. 核エネルギーの機械的エネルギーの変換率は $1.5 \times 10^{-3}$ で、これはピンの内部を真空( $5 \times 10^{-5}$  Torr)にして実験したS5の場合とほぼ同じであった。しかしガス封入した(780 Torr)S3の場合より大きかった。

試 料：UO<sub>2</sub> ペレット (13% U<sup>235</sup>) (照射済み)

ペレット直径 0.381 cm

密度 10.09 g/cm<sup>3</sup>

スタック長さ 14.5 cm

被 覆 管 304 Type , 0.396 cm I. D. × 0.442 cm O. D. × 225 cm

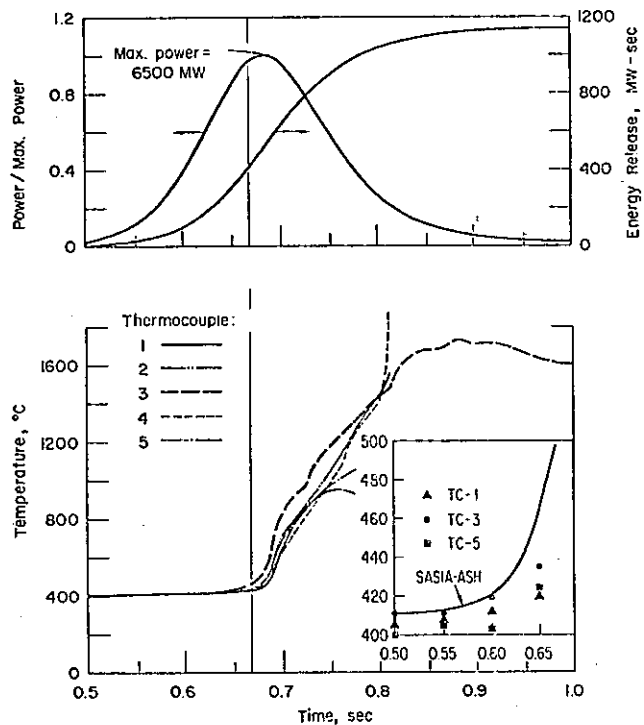
wire wrapped 0.120 cm dia , 15.24 cm pitch

方 法：3本のピンをMTRで4.82, 4.83, 6.33%まで燃焼後TREAT炉を利用し  
Mark-II Na Loopで(ナトリウム温度約400℃ 流速460cm/secのもとで)  
3本ピンをクラスタにしてpower transientを行なう。  
解析コード SASIA-ASHと比較検討する。

- 結 論：1. 破損は765 J/oxide/g.oxideのエネルギーinputで起こり、被覆管の最大のひずみは1%をやゝ上まわった。
2. 破損と同時に圧力パルスが生じ核分裂生成による熱エネルギーの機械的仕事エネルギーへの転換率は0.2%で照射しないものよりやゝ高い値であった。
3. 破損はTransient peakより約15 msec前に起った。
4. 計算と実験とは比較的よく一致した。
5. 破損のしきい値はZircalloy-clad-water-reactor燃料での実験とほぼ同じであった。
6. 燃料中心は約2530℃で溶けておらず破損は被覆管の破損によるものであった。

Calculated Hot Fuel-pin Conditions for Checkout and Failure Transients

	Tr-1321 at 2.65 sec	Tr-1322 at 0.668 sec
Fuel inner radius, cm	0.0296	0.0303
Outer radius, cm	0.1978	0.2027
Cladding inner radius, cm	0.1996	0.2027
Outer radius, cm	0.2228	0.2257
Fuel inner-surface temperature, °C (peaks at inlet)	1235	2530
Fuel outer-surface temperature, °C (peaks at outlet)	685	~1300
Cladding inner-surface temperature, °C	475	740
Coolant temperature at the top of UO <sub>2</sub> , °C	435	530
Pin plastic deformation, %	None	1.1



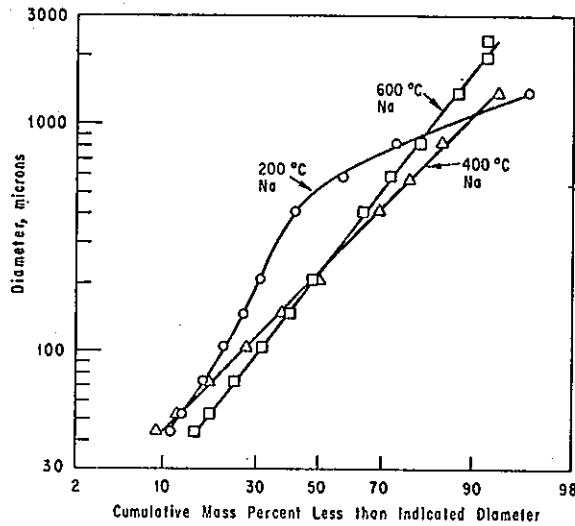
Power and Coolant Temperature for  
Test E3 (Transient 1322). ANL Neg.  
No. 900-475 Rev. 1.

#### Fuel-pin Specifications for Test E3

	Preirradiation Data	Post-MTR-irradiation Data
Fuel Length, cm	14.5	~14.5
Inner radius, cm	0	0.029
Outer radius, cm	0.1905	0.194
Composition	UO <sub>2.019</sub>	UO <sub>2</sub> + fission products
Density, g/cm <sup>3</sup>	10.09	9.95
% T.D.	91.3	90
Volume, cm <sup>3</sup>	1.65	1.676
Enrichment, %	13.3	8.7, 8.7, 7.2
Bond gas	Argon	Argon + fission products
Burnup, %	0	6.33, 4.82, 4.83
<b>Cladding</b>		
Inner radius, cm	0.198	0.198
Outer radius, cm	0.221	0.221
Type	304 SS	304 SS
Plenum Length, cm	6.1	~6.1

Results were obtained for the hottest (8.7% enriched)





Size Distribution of UO<sub>2</sub> Particles Ejected when Specimens of Molten UO<sub>2</sub> Were Poured into Sodium at Three Temperatures

Pressures and Impulses Resulting from Interactions of Molten UO<sub>2</sub> with Sodium

Na Temp, °C	UO <sub>2</sub> Dropped from Crucible, g	UO <sub>2</sub> Ejected, g	Sodium Ejected from Tank, g	Peak Pressure, psi	Impulse, lb-sec	Mechanical <sup>a</sup> Energy, joules
200	7.4	1.2	50	350	0.152	0.8
400	16.5	4	86	655	0.380	5
600	23.6	7	124	b	0.422	8

<sup>a</sup>Calculated from the impulse on the basis that all the sodium was moved and all the sodium found in the tank fell back into the tank.

<sup>b</sup>Pressure transducer in sodium tank failed.

試料：UO<sub>2</sub>

方法：炉外で熔融 UO<sub>2</sub> 25g を 200℃, 400℃, 600℃ のナトリウム 300cc 中に落下しその細粉化の程度と発生圧力の測定を行なう。

結果：1. 発生圧とパルスはナトリウム温度の上昇につれ高くなった。  
 2. UO<sub>2</sub>粒子径のメディアン値はナトリウム温度が 200℃ から 400℃ になると非常に小さくなり 400℃ から 600℃ では大きな変化がなかった。

Summary of Data

	Fuel Pin					
	TR-1A	TR-1B	TR-1C	TR-2A	TR-2B	TR-2C
<b>Fabrication Data</b>						
Fuel fabrication form <sup>a</sup>	P	S	P	S	S	P
Fuel smear density, % TD	88.9	80.9	79.7	82.0	80.9	80.2
Fuel-cladding diametral gap, mils	5		5			5
Gas release, cm <sup>3</sup> /g (STP) at 1600°C	0.07	0.14	0.23	0.14	0.14	0.19
Gas plenum volume, including all porosity, cm <sup>3</sup> (STP)	1.1	1.3	1.5	1.3	1.3	1.4
<b>Transient Data</b>						
Fuel pin temperature before transient, °C	410	449	414	400	436	410
Reactor integrated power, MWsec	140	140	140	172	176	172
Peak instantaneous linear power, kW/ft	176	154	118	175	162	105
Energy release, cal/g	390	375	291	518	487	316
<b>Post irradiation Examination</b>						
Cladding max ovality, max diam-min diam, mils	<0.5	<0.5	1.5	<0.5	<0.5	1.8
Overall fuel column length change, mils	90	-20	-30	-60	-30	40
Radius of fuel central void, mils	0	0	0	17	28	0
Radius of fuel melting, mils	0	0	0	77	78	0
Volume of fuel melting	0	0	0	5.0±2	5.1±2	0
Radius of equiaxed grain growth, mils	94	111	0	111	111	78
Fuel-cladding radial gap, mils	2.4±1.2	3±3	1.5±1	4.4±2.6	3.7±3	1.2±1.2

a P=solid pellets ; S=Sphere-Pac.

d Maximum diametral increase <0.5 mil.

b At fuel column midplane.

e Based on neutron radiographs ; estimated accuracy ±20 mils

c Based on radiochemical and <sup>60</sup>Co burnup analyses.

f Based on metallographic examination.

試料 : (Pu<sub>0.2</sub>U<sub>0.8</sub>)O<sub>1.98</sub> ベレット, sphere-pac 燃料

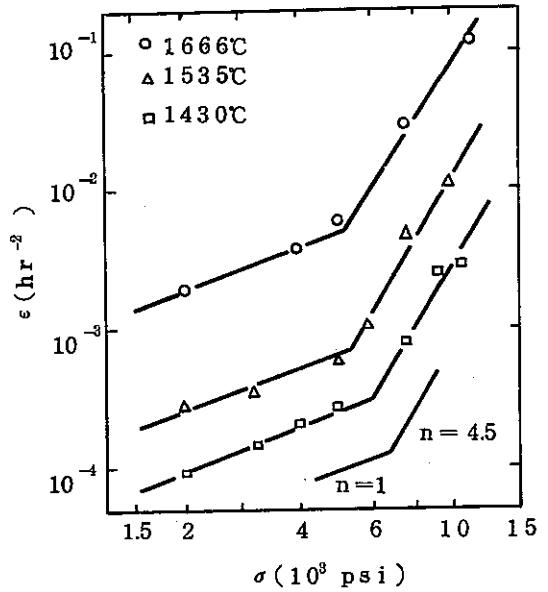
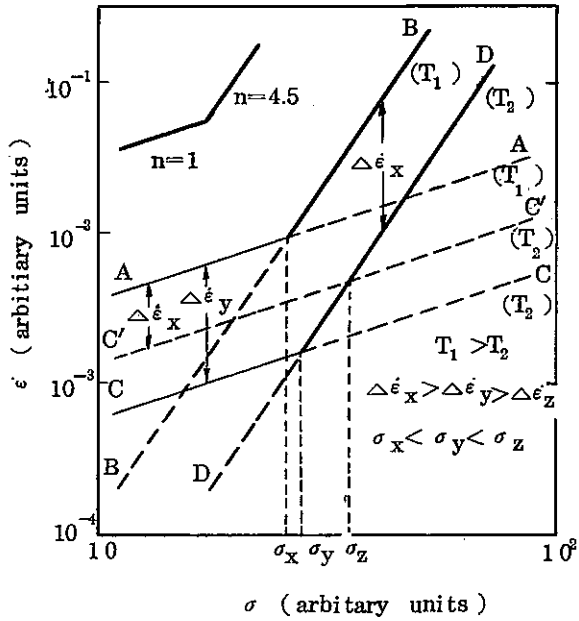
被覆管 304ステンレススチール 0.254" O.D. × 0.016" 肉厚

燃料スタック長 8"

方法 : 未照射燃料と TREAT 炉で照射しベレット燃料と球状粒子充填燃料の破損のしきいを検討する。

結論 1) 球状粒子充填燃料は軸方向を拘束しない共沈法でつくったベレット燃料と似た挙動を示した。  
2) 球状粒子充填燃料の内 2本のピンは燃料の約 50% 程度溶融したにもかかわらず破損しなかった。

C. M. Cox, D. R. Cunes, E. J. Manthos, Performance of Sphere-Pac and pelletized (U, Pu)O<sub>2</sub> During severe Overpower Transients, Conference on Fast Reactor Fuel Element Technology, New-Orleans, Louisiana, April, 1971



1. サンプル : stoichiometric  $UO_2$

2. 方法 : 圧力クリープ

温度 --- 1430, 1535, 1666°C, 応力 --- 1,500 ~ 15,000 psi

3. 結果 : 低応力 ( 5,000 psi 以下 )

$$\dot{\epsilon} = (A \sigma^n / k T G^{n-1}) D$$

高応力 ( 5,000 psi 以上 )

$$\dot{\epsilon} = (B \Omega \sigma / d^2 k T) D$$

A, B, n ----- 定数, D ----- 自己拡散係数

T ----- 温度,  $\sigma$  ----- 応力, G ----- せん断係数

k ----- ボルツマン定数,  $\Omega$  ----- 原子容, d ----- 結晶粒

4. コメント : クリープの機構が約 5,000 psi を境として変化するが、この " Transition point " は温度の上昇にともない低下すると推定される。またクリープ速度は低応力では空孔が格子、粒界を通る拡散、高応力では転位の運動エネルギーの変化に依存すると思われる。

1. サンプル：UO<sub>2</sub>

$\sigma/\mu = 2.0001, 2.001, 2.01, 2.121$

2. 方法：圧縮クリープ

応力範囲 3,000~18,000 psi

温度 1,100~1400°C

3. 結果：Fig. 1~Fig. 6に示す。

4. コメント：活性化エネルギーは  $\sigma/\mu = 2.001$  を境界として大きく変化する。(  $\sigma/\mu = 2.001$  を境としてクリープ変形機構に変化が生ずると推定される。)

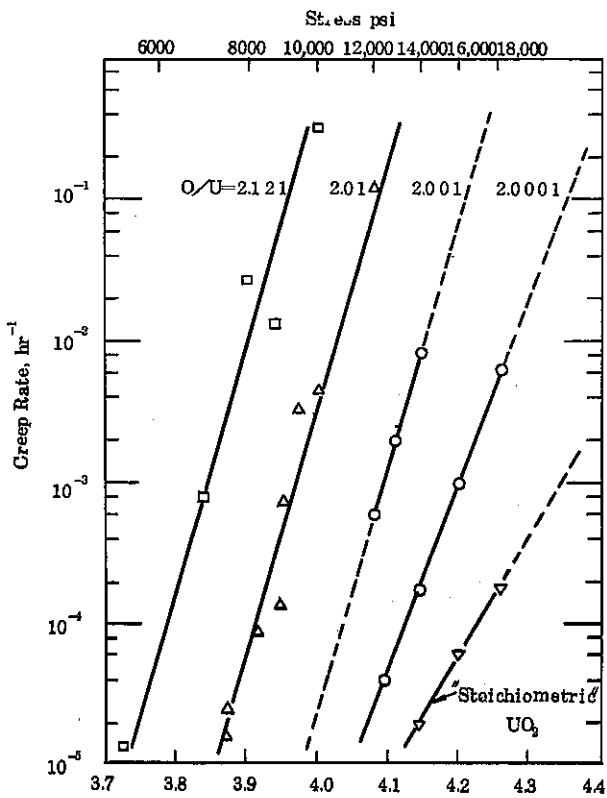


FIGURE 1. CREEP RATE AS A FUNCTION OF APPLIED STRESS FOR UO<sub>2</sub> SINGLE CRYSTALS TESTED IN COMPRESSION AT 1100 C "Stoichiometric" UO<sub>2</sub> was tested in hydrogen while nonstoichiometric compositions were obtained under O<sub>2</sub>/O<sub>2</sub> atmospheres.

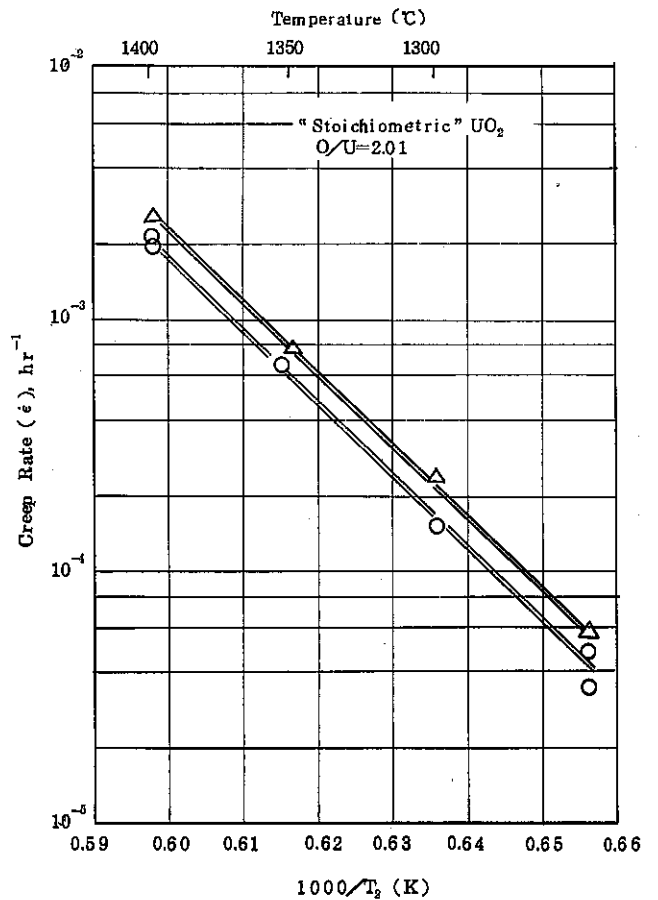


Fig. 2. Creep rate as function of temperature for UO<sub>2+x</sub> single crystals tested at 10,000 psi.

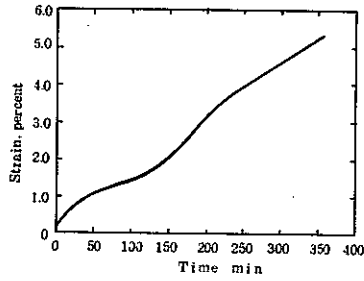


FIGURE 3. STRAIN AS A FUNCTION OF TIME FOR SINGLE-CRYSTAL  $UO_{2.01}$  TESTED AT 1100 C UNDER 10,000 PSI

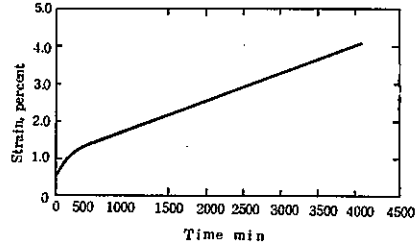


FIGURE 4. STRAIN AS A FUNCTION OF TIME FOR SINGLE-CRYSTAL  $UO_{2.0000}$  TESTED AT 1300 C UNDER 10,000 PSI

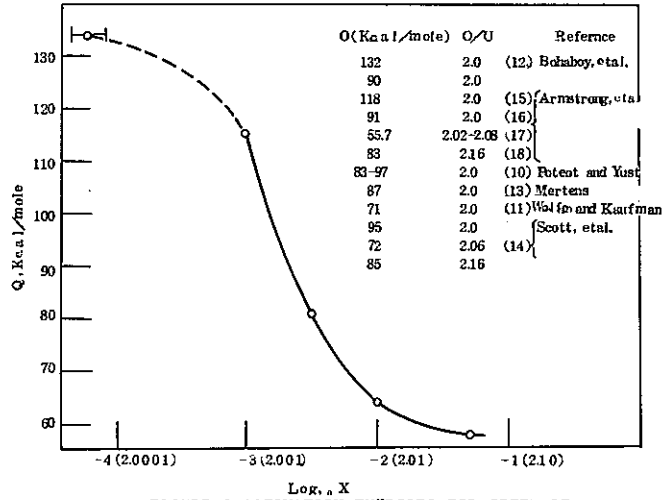


FIGURE 5. ACTIVATION ENERGIES FOR CREEP OF  $UO_{2+x}$  AS A FUNCTION OF  $LOG_{10} x$

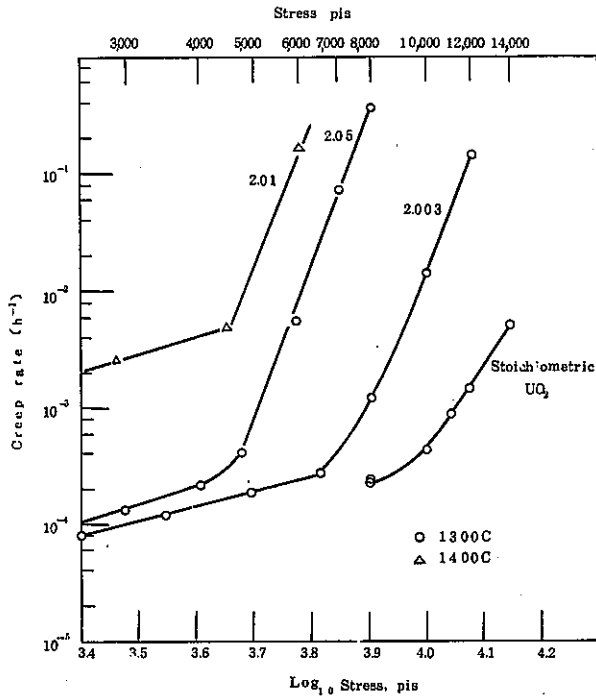


FIGURE 6. CREEP RATE AS A FUNCTION OF APPLIED STRESS FOR  $UO_2$  SINGLE CRYSTALS TESTED IN COMPRESSION AT 1300 AND 1400 C

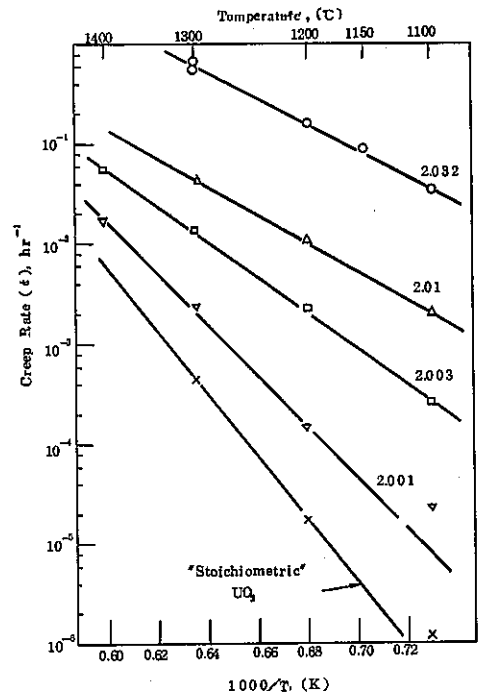


FIGURE 7. CREEP RATE AS A FUNCTION OF TEMPERATURE FOR  $UO_{2+x}$  SINGLE TESTED AT 10,000 PSI.