

Zr-1%Nb試作被覆管の評価試験（第2報）

Evaluation Test of Zr-1%Nb Cladding Tube of Trial Production(2)

1979年3月

動力炉・核燃料開発事業団

東海事業所

この資料は、社内における検討、周知を目的
とする社内資料です。

1979年3月

Zr-1%Nb試作被覆管の評価試験（第2報）

実施責任者：三浦 信*

報告者：日高 康雄* 神谷 和明*

大森 拓郎* 小幡 真一*

田中 康正* 椎名 定*

小笠原甲士* 沢山 幸夫*

広瀬 郁朗* 宮野 純三**

研究期間：1976年4月～1978年12月

要 旨

新型転換炉用新材料被覆管開発のため、昭和49年度に試作されたZr-1%Nb 試作被覆管について、第一報に引き続き評価試験を実施した。その結果、引張強さ・破裂圧力などの強度はZry-2と同程度であるが、破断伸び・最大円周伸びなどの延性はZry-2より低い値を示す。水中300°Cにおける腐食試験ではZry-2と大差ないが、水蒸気中400°Cにおける試験ではZry-2よりやや大きい腐食増量を示す。また、Zr-1%Nb合金に関する文献データを抜粋してまとめ、さらに、ソ連の軽水炉について要約した。

* 技術部検査開発課

** 現在技術部研究管理課

目 次

1. 緒 言.....	1
2. 供試材および実験方法.....	1
2.1 供試材.....	1
2.2 引張試験.....	1
2.3 内圧破裂試験.....	1
2.4 腐食試験.....	2
2.5 急速加熱試験.....	2
3. 実験結果および検討.....	2
3.1 引張試験.....	2
3.2 内圧破裂試験.....	3
3.3 腐食試験.....	3
3.4 急速加熱試験.....	5
4. まとめ.....	6
5. 謝 辞.....	6
6. 参考文献.....	6

Appendix A. Zr-1%Nb合金に関する文献データについて

1. はじめに.....	43
2. 物理的性質.....	43
2.1 熱膨張曲線.....	43
2.2 熱膨張係数.....	43
3. 機械的性質.....	49
3.1 公称応力一伸び曲線.....	49
3.2 温度依存性.....	49
3.3 ひずみ時効.....	53
3.4 水素の影響.....	53
3.5 腐食の影響.....	57
4. 腐食挙動.....	57

4. 1	酸素中および空気中	57
4. 2	炭酸ガス中	57
4. 3	各種ガス中	60
4. 4	水および水蒸気中	60
4. 5	熱処理の影響	68
4. 6	水素吸収	70
4. 7	ノジュラー腐食	70
5.	クリープ	74
6.	照射効果	75
6. 1	機械的性質	75
6. 2	腐食挙動	77
7.	その他	78
8.	参考文献	80

Appendix B. ソ連の軽水炉について

1.	はじめに	83
2.	加圧水型軽水炉	83
3.	沸騰水型軽水炉	99
4.	おわりに	99

表 の 一 覧

表-1	歪取焼鈍条件	1
表-2	腐食試験条件	2
表-3	急速加熱試験条件	2
表-4	Zr-1%Nb被覆管の歪取条件を変えた試料の引張試験結果	8
表-5	Zr-1%Nb被覆管の引張試験結果（その1）	9
表-6	Zr-1%Nb被覆管の引張試験結果（その2）	10
表-7	Zr-1%Nb被覆管の内圧破裂試験結果（その1）	11
表-8	Zr-1%Nb被覆管の内圧破裂試験結果（その2）	12
表-9	Zr-1%Nb被覆管の歪取条件を変えた試料の400°Cにおける内圧破裂試験結果	12

表-10 Zr-1%Nb被覆管の300°C・水中における腐食試験結果	13
表-11 Zr-1%Nb被覆管の400°C・水蒸気における腐食試験結果	14
表-12 合金組成の比較	4
表-13 腐食試験条件の比較	4
表-14 SCANUK-1の腐食水素吸収量	4
表-15 Zr-1%Nb被覆管の急速加熱試験結果 [高周波加熱一窒素霧囲気]	15
表-16 Zr-1%Nb被覆管の急速加熱試験結果 [直接通電加熱一水蒸気霧囲気]	15

図 の 一 覧

図-1 Zr-1%Nb被覆管の焼鈍温度と機械的性質の関係	16
図-2 Zr-1%Nb被覆管の試験温度と機械的性質の関係	17
図-3 Zr-1%Nb被覆管の温度と破裂圧力の関係	18
図-4 Zr-1%Nb被覆管の温度と円周伸びの関係	19
図-5 Zr-1%Nb被覆管の歪取温度と円周伸びの関係	20
図-6 Zr-1%Nb被覆管の歪取温度と破裂圧力の関係	21
図-7 Zr-1%Nb被覆管の腐食時間と腐食増量の関係 [水中]	22
図-8 腐食時間と腐食増量の関係 [水中]	22
図-9 Zr-1%Nb被覆管の腐食時間と腐食増量の関係 [水蒸気中]	23
図-10 腐食時間と腐食増量の関係 [水蒸気中]	23
図-11 Zr-1%Nb被覆管の腐食時間と吸収水素量の関係 [水中]	24
図-12 Zr-1%Nb被覆管の腐食時間と吸収水素量の関係 [水蒸気中]	24
図-13 Zr-1%Nb被覆管のフープ応力と破裂温度の関係(1)	25
図-14 Zr-1%Nb被覆管のフープ応力と破裂温度の関係(2)	26
図-15 Zr-1%Nb被覆管の初期内圧と破裂温度の関係	27
図-16 Zr-1%Nb被覆管の破裂温度と最大円周伸びの関係(1)	28
図-17 Zr-1%Nb被覆管の破裂温度と最大円周伸びの関係(2)	29
図-18 Zr-1%Nb被覆管の破裂圧力と破裂温度の関係	30

写 真 の 一 覧

- Photo - 1 Zr-1%Nb被覆管の300°C水中腐食試験後の水素化物金相写真 31
Photo - 2 Zr-1%Nb被覆管の400°C水蒸気中試験後の水素化物金相写真 33
Photo - 3 Zr-1%Nb被覆管の急速加熱試験後外観写真〔高周波加熱-窒素雰囲気〕 35
Photo - 4 Zr-1%Nb被覆管の急速加熱試験後外観写真〔直接通電加熱-水蒸気雰囲気〕 37
Photo - 5 Zr-1%Nb被覆管の急速加熱試験後の金相写真〔高周波加熱-窒素雰囲気〕 49
Photo - 6 Zr-1%Nb被覆管の急速加熱試験後の金相写真〔直接通電加熱-水蒸気雰囲気〕 41

1. 緒 言

新型転換炉用被覆管材料の開発のため、昭和49年度に試作されたZr-1%Nb試作被覆管について、第1報¹⁾に引き続き引張試験・内圧破裂試験・腐食試験および特殊な試験として急速加熱試験を実施したのでその結果を報告する。

2. 供試材および実験方法

2.1 供試材

ワーチャン・アルバニー製ブルームを住友金属(株)で“ふげん”標準燃料被覆管と同一工程、同一寸法に加工した被覆管から供試材を切出した。

2.2 引張試験

- (1) 機械的性質におよぼす歪取焼鈍温度の影響を調査するために、圧延のままの被覆管から切出した試験片を、表-1に示すような条件で歪取焼鈍し、室温で試験した。
- (2) 機械的性質の温度依存性を調査するために、室温～850°Cで試験した。この中で、室温および343°Cにおける試験結果は第1報¹⁾で報告した。

表-1 歪取焼鈍条件

(○印：実施)

時 間(hr) 温 度(°C)	1/2	1	2	4	6	8
450			○	○	○	○
475			○	○	○	
500			○	○	○	
525	○	○	○	○		
550	○	○	○			
575			○			
600	○	○	○			

2.3 内圧破裂試験

- (1) 第1報¹⁾に引き続き、600°～1,000°Cで試験した。

(2) 室温～500 °Cの試験で、特に400 °Cにおける円周伸びが低い値を示したので、歪取焼鈍温度の効果を調査するために、圧延のままの被覆管から切出した試験片を500°・525°・550°・600 °Cで各4時間歪取り焼鈍し、400 °Cで試験した。

2.4 腐食試験

オートクレーブ試験装置を使用して、表-2に示す条件で長時間腐食試験を実施した。比較のために“ふげん”標準被覆管の先行材から切出した試験片と同じ条件で同時に試験した。

表-2 腐食試験条件

項目	摘要	
雰囲気	水	水蒸気
試験温度 (°C)	300	400
試験時間 (hr)	100, 500, 2,000	24, 72, 168, 336, 720
試験圧力 (kg/cm ²)	88	88

2.5 急速加熱試験

高周波誘導加熱法および直接通電加熱法により表-3に示すような条件で試験した。これらの条件はZry-2と比較のため「ジルカロイ-2管の急速加熱試験」²⁾の試験条件の中から選んだ。また、試験装置・試験方法等はすべて「ジルカロイ-2管の急速加熱試験」の試験方法と同じにした。

表-3 急速加熱試験条件

項目	摘要	
加熱方法	高周波誘導加熱	直接通電加熱
加熱速度 (°C/sec)	50	50
封入圧力 (kg/cm ²)	5, 10, 15, 30, 50, 70	5, 7, 5, 10, 15, 30, 50, 70
封入ガス	アルゴン	アルゴン
雰囲気	窒素	水蒸気

3. 試験結果および検討

3.1 引張試験

引張試験結果を表-4～6に示す。

(1) 機械的性質におよぼす歪取温度の影響

引張強さと0.2%耐力は、表-4、図-1に示すように、475 °C付近から減少し575 °C以上で

はほぼ一定になる。破断伸びは、500 °Cまではほとんど変らず、500 °Cを越えて550 °Cまでは増加するが、550 °C以上では再び変らなくなる。すなわち、550 °Cまでは冷間加工効果が残り、575 °C以上になると再結晶することを示している。焼鈍時間の効果は、525 °Cにおける引張強さと0.2%耐力に見られるが、それ以外の温度および破断伸びではほとんど見られない。

(2) 機械的性質の温度依存性

引張強さと0.2%耐力は、図-2に示すように、Zry-2³⁾と比較して大差なく、破断伸びは700 °C付近まではZry-2がやや高いが、800 °C、850 °CではZr-1%Nbの方が幾分高い。また、300 °C～350 °Cでわずかな伸びの減少が認められる。これは、ひずみ時効効果によるものと考えられる。

3.2 内圧破裂試験

内圧破裂試験結果を表-7～9に示す。

(1) 破裂圧力および円周伸びの温度依存性

破裂圧力は、図-3に示すように、Zry-2とほとんど変らない。円周伸びは、図-4に示すように300°～500 °Cにおける伸びの低下は、ひずみ硬化の影響によると考えられる。また、800 °C付近まではZry-2の方が大きいが、900 °CではZr-1%Nbの方がやや大きい。1,000 °Cでは、Zry-2は酸化膜が剥離して伸びが測定できなかった。³⁾一方、Zr-1%Nbは酸化膜の剥離はなかった。

(2) 円周伸びにおよぼす歪取焼鈍温度の影響

400 °Cに円周伸びの最小値があるのはZry-2と同じであるが、その値は室温における値より低いので、400 °Cにおける円周伸びにおよぼす歪取温度の影響を調査した。図6に示すように、内圧試験では、冷間加工効果残存域から再結晶への変化が急激に現われ円周伸びは500 °Cまでは低い値であるが、525 °C以上になると大きくなる。一方、破裂圧力は図7に示すように525 °Cから減少する。したがって、400 °CにおけるZr-1%Nbの円周伸びに関する限り、歪取温度を525 °CにすればZry-2と同等かそれ以上の値が得られることになる。

3.3 腐食試験

腐食試験結果を図10、11に示す。

(1) 水中試験

300 °Cにおける腐食時間と腐食增量の関係を図8に示す。腐食增量は500時間と2000時間ではほとんど変らない。これは、C. Tyzackら⁵⁾のデータに当てはめてみると図9に明らかのように、ちょうど腐食增量の傾きの小さなところに相当していることから考えると、さらに長時間腐食すればゆるやかに増加すると推定される。SCANUK-1は1万時間付近から腐食增量の傾きが大きくなりZry-2との差が拡大している。表-12にSCANUK-1とPNC試作材の成分

の比較を示す。SCANUK-1 の方がNb量が少ない。

表-12 合金組成の比較

材料名	元素(%)						
	Nb	Fe	Sn	Cr	Mo	Ni	O
SCANUK-1	0.91	0.026	—	<0.01	<0.005	<0.005	0.100
PNC 試作材	1.22	0.049	0.002	0.006	0.003	0.004	0.099

(2) 水蒸気中試験

400°Cにおける腐食時間と腐食增量の関係を図10に示す。Zry-2より腐食增量は大きい。点線は“ふげん”標準燃料被覆管の先行材(S材)について得られた値である。また、C.Tyzackらが得た値と比較すると図11のようでありほぼ類似の傾向であるが、Zr-1%NbとZry-2との差については、PNC Zr-1%Nbの方が大きくなっている。表-13に試験条件の比較を示す。

表-13 腐食試験条件の比較

条件		PNC	C.Tyzack ら
水 中	温度(°C)	300	290
	圧力(kg/cm ²)	88	75.4
水蒸気中	温度(°C)	400	400
	圧力(kg/cm ²)	88	69.9

(3) 吸収水素量

腐食試験後の水素量から試験前の水素量を差引いた値を吸収水素量として、腐食時間との関係を図12、13に示す。水中でも水蒸気中でもZry-2より水素吸収量は小さい。写真1、2に水素化物の金相写真を示す。水素化物は均一に分布しており局部的な密集は見られない。表-14にSCANUK-1の腐食水素吸収量⁵⁾を示す。Zry-2と比較するとはるかに少ない。

表-14 SCANUK-1の腐食水素吸収量

合金	水		水蒸気	
	7.39 MN/m ²		6.85 MN/m ²	
	8,004 hr	12,900 hr		
	mg H ₂ /dm ²	% H ₂	mg H ₂ /dm ²	% H ₂
SCANUK-1	0.15	4.7	7.81～7.79	16.3～20.5
Zry-2 (sheet)	1.05	38.7	27.72～28.06	60.3～61.0
Zry-2 (sheet)	1.92	65.8	36.93～42.36	54.8～62.8

3.4 急速加熱試験

急速加熱試験結果を表-15, 16に示す。

(1) 初期圧力と破裂温度

フープ応力と破裂温度の関係は図14, 15に示すように、フープ応力が 2kg/mm^2 までは破裂温度は急速に下降するが、それを超えるとゆるやかになる。この傾向は、直接通電加熱も高周波加熱も同じである。比較のために示したZry-2²⁾とZr-1%Nbは類似の傾向を示す。なお、フープ応力は次の計算式を使用して求めた。

$$\sigma = P \cdot \frac{D}{2t}$$

ここに、

P : 封入圧力

D : 平均径

t : 最小肉厚

次に、文献に⁶⁾報告されている、他の研究所で得られたデータと比較すると図15に示すように、 30kg/cm^2 以上の圧力では他の3つの曲線よりやや低目となるが、良い一致性が認められる。

(2) 破裂温度と最大円周伸び

破裂温度と最大円周伸びの関係を図17, 18に示す。高周波加熱-窒素雰囲気試験では、 800°C ～ 950°C 付近で伸びの値は最低となり、そこから 1100°C まで上昇するが、 1100°C を超えても著しい増加は認められない。Zry-2と比較すると、Zr-1%Nbの値はZry-2のバラツキの下側で推移している。これに対して、直接通電加熱法-水蒸気雰囲気試験では、Zr-1%NbはZry-2と類似した傾向を示した。

(3) 破裂圧力と破裂温度

破裂圧力と破裂温度の関係を他の研究所で得られたジルカロイに関するデータ⁷⁾と比較すると図19のようである。KWU-CURVE以外の各研究所のデータは類似の傾向を示す。Zr-1%Nbは、高圧側ではGE-CURVEと良い一致性がある。

(4) 外観

急速加熱試験後の外観写真を写真3, 4に示す。直接通電加熱-水蒸気雰囲気試験の場合では、封入圧力が $5, 7.5, 10\text{kg/cm}^2$ の場合は長さ方向に細かなクラックが多数発生し、酸化も著しい。これに対して、高周波加熱-窒素雰囲気試験の場合は、変形部の表面は梨地状を呈し、酸化膜は生じていない。

(5) 金相

破断部付近の横断面の金相を写真5, 6に示す。高周波加熱試料も、直接通電加熱試料も β 領域まで加熱されたものは結晶粒が粗く酸化膜も $\alpha + \beta$ 領域まで加熱された試料より厚い $\alpha + \beta$

領域まで加熱された試料の破断部先端付近は結晶粒の流れが認められる。また、破断部と健全部の間の金相の違いは認められない。

4. ま　　と　　め

以上の試験結果をまとめると、

- (1) 冷間加工効果は 500 °C付近まで残っているが、 550 °C以上で再結晶する。
- (2) 高温引張試験の結果は、引張強さ、0.2 %耐力は 500 °C付近で急速に低下するが破断伸びは増加する。
- (3) 内圧破裂試験による円周伸びは 400 °C付近で最小となり、700 °C付近で最大となるが、その温度を超えると再び低下する。
- (4) 水中 -300 °Cにおける腐食增量は、2,000時間で約 15 mg /dm²であった。また、水蒸気中 -400 °Cでは 720 時間までは Zry-2 より多い。
- (5) 急速加熱試験による最大円周伸びは 800 ~ 850 °C付近で最小値を示す。海外の研究者のデータと比較した。
- (6) “ふげん”標準燃料被覆管のZry-2 の特性と比較すると、一般的には、引張強さ、破裂圧力などの強度は同等であるが、破断伸び、最大円周伸びなどの延性は低い値を示す傾向にある。また腐食增量は多いが吸収水素量は少ない。

5. 謝　　辞

本試験を実施するにあたり、被覆管の切断加工、端栓溶接作業にご協力いただいた照沼宏明、吉村光彦、算用子裕孝の各氏、また、水素分析を実施していただいた技術部分析課の関係各位に深く感謝いたします。

6. 参考文献

- (1) “Zr-1%Nb試作被覆管の評価試験(第1報)”：SN 841-76-35 (1976)
- (2) “ジルカロイ-2 管の急速加熱試験”：SN 841-78-22 (1978)
- (3) “新型転換炉原型炉初装荷プルトニウム燃料集合体先行試験報告(被覆管)”：ZN 841-76-05 (1976)

- (4) "軽水炉用燃料被覆管の強度延性および水素化物のふるまいに関する試験研究, (III) ジルカロイ-2管の高温変形挙動(中間報告) : SN-74-09 (1974)
- (5) "SCANUK : A Collaborative Programus to Develop New Zirconium Cladding Alloys" : C. Tyzack, et al., J. Nucl Mater 66 (1977) pp.163-186
- (6) "軽水炉の冷却材喪失時燃料被覆のふるまい" : 燃料安全委員会LOCA時ジルカロイのふるまい専門部会, JAERI-M-7247 (1977)
- (7) "Out of Pile Experiment on Ballooning in Zircaloy Fuel Rod Claddings in the Low Pressure Phase of Loss-of-Coolant Accident", F. Erbacher, et al., Specialist Meeting on the Behavior of Water Reactor Fuel Element under Accident Conditions, Spatind, Nord-Torpa (Norway), 13 th - 16 th September 1976

表-4 Zr-1%Nb被覆管の歪取条件を変えた試料の引張試験結果

歪取時間 (hr)	試験温度(°C) 項目	450		475		500		525		550		575		600	
		X62B 3-2	X62C 1-10	X61D 3-5	X61D 3-7	X61D 2-3	X61D 2-6	X61D 3-1	X61D 3-3	X61D 2-5	X61D 3-8	X61D 2-1	X61D 2-7		
0.5	試験片番号					X62B 3-2	X62C 1-10	X61D 3-5	X61D 3-7			X61D 2-1	X61D 2-7		
	抗張力(kg/mm ²)					63.3	63.1	53.2	53.4			49.9	49.9		
	0.2%耐力(kg/mm ²)					46.7	46.2	42.3	42.2			36.8	36.8		
	伸び(%)					24.3	22.8	28.2	28.1			34.4	33.0		
1	破断位置					A	A	B	A			A	A		
	試験片番号					X61D 1-4	X61D 1-5	X61D 1-6	X61D 1-7	X61D 1-8	X61D 1-9	X61D 2-3	X61D 2-4	X61D 2-5	X61D 2-6
	抗張力(kg/mm ²)					56.2	55.1	51.5	51.2	49.6	49.4	49.2	49.7		
	0.2%耐力(kg/mm ²)					42.6	41.9	39.6	39.5	36.0	35.8	36.1	36.5		
2	伸び(%)					25.9	27.0	29.8	30.2	34.0	34.3	33.9	33.6		
	破断位置					A	B	A	A	A	A	A	A		
	試験片番号	X62C 1-5	X62C 1-6	X61D 1-8	X61D 2-4	X61C 1-12	X61C 2-13	X61D 1-7	X61D 3-4	X61D 1-3	X61D 1-6	X62C 3-7	X62C 3-8	X61D 2-5	X61D 3-8
	抗張力(kg/mm ²)	67.0	67.3	66.4	66.9	61.3	61.1	56.2	55.4	52.2	52.1	49.7	49.3	49.7	49.8
4	0.2%耐力(kg/mm ²)	51.2	51.3	49.9	50.3	46.7	46.8	42.8	42.1	40.5	39.5	36.0	35.6	36.7	36.8
	伸び(%)	23.0	22.9	23.0	23.1	21.1	21.2	26.6	26.4	32.9	33.7	35.4	34.3	33.7	34.4
	破断位置	A	A	A	A	B	B	B	B	A	A	A	A	A	A
	試験片番号	X61C 1-13	X61C 2-10	X61C 1-14	X61C 2-11	X61C 2-14	X61C 3-11	X62C 2-5	X62C 2-6						
6	抗張力(kg/mm ²)	67.1	67.2	66.0	65.4	63.8	64.0	60.2	60.2						
	0.2%耐力(kg/mm ²)	50.6	50.7	49.0	48.3	47.8	48.1	44.9	45.0						
	伸び(%)	20.9	21.5	22.8	20.4	23.4	22.3	26.3	24.8						
	破断位置	A	A	A	A	A	A	A	A						
8	試験片番号	X61C 2-12	X61C 3-13	X61D 3-2	X61D 3-9	X61C 1-11	X61C 1-12								
	抗張力(kg/mm ²)	67.6	67.7	65.1	65.3	61.4	60.5								
	0.2%耐力(kg/mm ²)	50.9	51.1	48.4	48.3	46.7	45.8								
	伸び(%)	20.6	21.4	22.2	22.4	22.5	22.4								
	破断位置	A	A	A	A	B	B								
	試験片番号	X61D 1-1	X61D 3-6												
	抗張力(kg/mm ²)	64.4	66.8												
	0.2%耐力(kg/mm ²)	50.0	50.1	22.0	22.1										
	伸び(%)	A	A												
	破断位置	A	A												

表-5 Zr-1%Nb 被覆管の引張試験結果(その1)

試験温度 (°C)	試料番号	抗張力 (kg/mm ²)	0.2%耐力 (kg/mm ²)	伸び (%)	破断位置
室温	S 01 W - 1	65.4	51.1	24.1	A
	S 10 W - 1	68.2	48.5	23.6	A
	X 1 A - 1	66.2	49.0	23.2	A
100	S 01 W - 3	55.5	40.3	25.7	A
	S 10 W - 3	59.0	43.6	25.3	A
	X 1 A - 3	56.7	41.1	26.3	A
150	S 01 W - 5	51.1	37.9	27.3	B
	S 10 W - 5	54.7	40.6	22.9	B
	X 1 A - 5	53.9	39.6	23.9	B
200	S 01 W - 7	47.3	34.7	26.7	A
	S 10 W - 7	51.1	38.2	25.2	A
	X 1 A - 7	48.7	36.0	25.5	A
250	S 01 W - 9	43.2	32.2	26.9	A
	S 10 W - 9	47.7	35.9	23.5	A
	X 1 A - 9	45.1	34.6	23.8	A
300	S 01 W - 11	41.7	32.0	25.1	A
	S 10 W - 11	44.7	34.8	22.6	A
	X 1 A - 11	43.7	34.0	23.4	A
343	S 01 W - 13	41.5	33.3	24.2	A
	S 10 W - 13	44.0	34.8	22.1	A
	X 1 A - 13	43.1	34.2	22.2	A
400	S 01 W - 15	37.1	28.8	26.6	A
	S 10 W - 15	39.8	31.8	25.4	A
	X 1 A - 15	38.8	31.0	24.5	A
450	S 01 W - 17	32.5	26.1	34.6	A
	S 10 W - 17	31.6	24.7	39.7	B
	X 1 A - 17	33.7	24.8	31.8	A
500	S 01 W - 19	26.4	17.3	47.6	B
	S 10 W - 19	26.6	17.5	57.6	A
	X 1 A - 19	26.6	17.1	51.9	A

表-6 Zr-1%Nb被覆管の引張試験結果(その2)

試験温度 (°C)	試料番号	抗張力 (kg/mm ²)	0.2%耐力 (kg/mm ²)	伸び (%)	破断位置
600	S 25W - 3	9.6	6.3	84.9	B
	-11	10.0	6.5	101.6	A
	X1A - 21	9.7	6.5	115.2	A
700	S 25W - 5	5.9	3.2	108.2	A
	-13	5.8	3.2	124.0	A
	X32C - 3	5.9	3.1	105.2	B
800	S 25W - 7	3.1	1.2	131.3	A
	-15	3.3	1.3	141.5	A
	X32C - 5	3.3	1.3	115.3	A
850	S 25W - 17	1.8	0.4	111.4	C
	X1A - 22	1.8	0.4	83.1	C
	X2B - 2 - 3	1.7	0.3	204.2	B

表-7 Zr-1%Nb被覆管の内圧破裂試験結果(その1)

試験温度 (°C)	加圧媒体	試験片番号	加圧速度 (kg/min)	破裂圧 (kg/cm ²)	0.2%耐圧 (kg/cm ²)	円周伸び (%)	備 考
室温	水	S 01 W - 2	189	983	894	10.3	
		S 10 W - 2	175	1013	912	8.5	
		X 1 A - 2	195	990	888	12.3	
100	シリコンオイル	S 01 W - 4	188	848		13.5	
		S 10 W - 4	191	891		9.4	
		X 1 A - 4	183	870		16.6	
150	"	S 01 W - 6	178	765		17.3	
		S 10 W - 6	179	807		10.6	
		X 1 A - 6	176	794		22.7	
200	"	S 01 W - 8	161	708		22.5	
		S 10 W - 8	166	750		11.6	
		X 1 A - 8	160	722		24.1	
250	シリコンオイル	S 01 W - 10	189	659		19.4	
		S 10 W - 10	176	717		9.5	
		X 1 A - 10	161	686		26.2	
300	アルゴンガス	S 01 W - 12	200	621		10.7	
		S 10 W - 12	200	665		6.8	
		X 1 A - 12	200	645		10.2	
343	"	S 01 W - 14	200	600		7.2	
		S 10 W - 14	197	641		4.7	
		X 1 A - 14	200	618		8.2	
400	"	S 01 W - 16	200	557		4.1	
		S 10 W - 16	200	597		2.4	
		X 1 A - 16	200	570		3.1	
450	"	S 01 W - 18	195	488		6.2	
		S 10 W - 18	197	507		5.3	
		X 1 A - 18	198	495		6.0	
500	"	S 01 W - 20	200	395		10.6	
		S 10 W - 20	200	405		10.0	
		X 1 A - 20	200	390		12.0	

表-8 Zr-1%Nb被覆管の内圧破裂試験結果（その2）

試験温度 (°C)	加圧媒体	試験片番号	加圧速度 (kg/cm ² /min)	破裂圧力 (kg/cm ²)	0.2%耐圧 (kg/cm ²)	円周伸び (%)	備考
600	アルゴンガス	S 25W - 2	174	203		46.7	
		S 25W - 4	182	212		46.5	
		X 32C - 2	183	213		29.1	
700	"	S 25W - 6	167	122		46.3	
		S 25W - 8	169	122		47.0	
		X 32C - 4	171	123		37.2	
800	"	S 25W - 9	184	86		48.6	
		S 25W - 10	166	78		43.0	
		X 32C - 6	164	77		42.3	
900	"	S 25W - 12	164	36		29.6	
		S 25W - 14	178	32		32.1	
		X 32C - 8	170	34		31.8	
1,000	"	S 25W - 16	171	22		23.3	
		S 25W - 18	164	21		39.9	
		X 32C - 9	180	27		19.4	

表-9 Zr-1%Nb被覆管の歪取温度を変えた試料
の400°Cにおける内圧破裂試験結果

歪取条件 (°C × hr ⁻¹)	加圧媒体	試験片番号	加圧速度 (kg/cm ² /min)	破裂圧力 (kg/cm ²)	0.2%耐圧 (kg/cm ²)	円周伸び (%)	備考
500×2	アルゴンガス	X 62B - 31	175	590		2.5	
		X 62C - 2-9	175	590		2.5	
525×2	"	X 62C - 1-9	174	528		16.0	
		X 62C - 3-11	176	524		14.5	
550×2	"	X 62C - 1-7	177	398		35.5	
		2-7	176	402		37.1	
		3-9	176	402		34.0	
600×2	"	X 62C - 1-8	176	338		48.7	
		2-8	172	338		55.6	
		3-10	175	336		45.8	

表-10 Zr-1%Nb被覆管の300°C・水中における腐食試験結果

試験温度 (hr)	材質	歪取焼鈍 (°C)-(hr)	試料番号	重量増加 (mg)	全表面積 (mg/dm ²)	腐食增量	外観
100	Zr-1%Nb	480-4	X 62C-2-3	2.6	0.497	5.24	特異点なし
			X 62C-2-4	3.0	0.496	6.05	
		575-2	S 01W-1-1	2.6	0.496	5.25	"
			S 01W-2-1	2.9	0.496	5.85	
	Zry-2	480	S 660-1	4.0	0.496	8.06	"
			S 660-2	4.1	0.496	8.26	
500	Zr-1%Nb	480-4	X 62C-3-1	7.0	0.497	14.09	特異点なし
			X 62C-3-2	7.7	0.497	15.50	
		575-2	S 01W-1-2	7.9	0.497	15.89	"
			S 01W-2-2	7.5	0.497	15.08	
	Zry-2	480	S 660-3	6.8	0.498	13.66	"
			S 660-4	6.8	0.498	13.65	
2,000	Zr-1%Nb	480-4	X 62C-3-3	8.0	0.495	16.16	特異点なし
			X 62C-3-4	7.8	0.495	15.76	
		575-2	S 01W-1-3	8.0	0.495	16.15	"
			S 01W-2-3	8.1	0.495	16.35	
	Zry-2	480	S 660-5	7.1	0.496	14.31	"
			S 660-6	7.1	0.496	14.31	

表-11 Zr-1%Nb被覆管の400°C・水蒸気中における腐食試験結果

試験時間 (hr)	材質	歪取焼鈍 (°C) - (hr)	試料番号	重量増加 (mg)	全表面積 (dm ²)	腐食増量 (mg/dm ²)	外観
24	Zr-1%Nb	480-4	X61D-1-9	6.5	0.495	13.14	特異点なし
			X61D-2-9	6.9	0.495	13.95	
		575-2	S14W-1-1	7.3	0.494	14.77	"
			S14W-1-2	7.3	0.494	14.77	
	Zry-2	480-4	S660-7	6.5	0.495	13.14	"
			S660-8	7.2	0.494	14.57	
72	Zr-1%Nb	480-4	X61C-2-15	15.7	0.497	31.58	特異点なし
			X61C-3-17	16.1	0.497	32.41	
		575-2	S14W-1-3	18.8	0.495	37.96	"
			S14W-1-4	18.3	0.496	36.93	
	Zry-2	480-4	S660-9	9.3	0.497	18.71	"
			S660-10	9.3	0.496	18.73	
168	Zr-1%Nb	480-4	X62C-1-1	13.8	0.496	27.83	特異点なし
			X62C-1-2	13.4	0.494	27.14	
		575-2	S14W-1-5	15.7	0.495	31.75	"
			S14W-4-1	15.2	0.495	30.74	
	Zry-2	480-4	S660-11	10.6	0.494	21.44	"
			S660-12	10.4	0.494	21.04	
336	Zr-1%Nb	480-4	X62C-1-3	13.9	0.495	28.08	特異点なし
			X62C-1-4	13.8	0.495	27.87	
		575-2	S14W-3-1	16.7	0.494	33.79	"
			S14W-3-2	16.5	0.494	33.41	
	Zry-2	480-4	S660-13	11.8	0.494	23.87	"
			S660-14	12.7	0.494	25.69	
720	Zr-1%Nb	480-4	X62C-2-1	28.6	0.495	57.77	特異点なし
			X62C-2-2	28.7	0.495	57.98	
		575-2	S14W-3-3	30.8	0.496	62.16	"
			S14W-3-4	30.1	0.496	60.75	
	Zry-2	480-4	S660-15	22.8	0.496	45.97	
			S660-16	22.3	0.496	44.93	

表-15 Zr-1%Nb被覆管の急速加熱試験結果
〔高周波加熱-窒素雰囲気〕

封入圧力 (kg/cm ²)	加熱速度 (°C/S)	フープ応力 (kg/mm ²)	最高圧力 (kg/cm ²)	破裂圧力 (kg/cm ²)	破裂温度 (°C)	円周伸び (%)	軸方向伸び (mm)
5	50	0.45	6.5	5.7	1,325	56.4	-0.48
5	"	0.45	6.7	6.0	1,330	40.3	+0.04
10	"	0.89	12.5	11.0	1,040	37.6	-0.18
10	"	0.89	12.2	10.7	1,055	46.1	-0.18
15	"	1.35	17.8	15.5	980	55.4	-0.92
15	"	1.35	17.3	15.0	905	48.6	-0.66
30	"	2.69	35.0	32.5	815	26.7	-0.10
30	"	2.69	35.0	32.5	865	19.8	-0.26
50	"	4.49	57.5	52.0	810	26.5	-1.28
50	"	4.49	57.5	51.5	815	25.6	-1.12
70 ⁽¹⁾	"	6.29	74.0	72.0	720	32.9	-0.10
70	50	6.29	79.5	68.0	775	26.0	-1.60

(1) 740 °Cまで加熱したものを、常温より再加熱して破裂させた。

表-16 Zr-1%Nb被覆管の急速加熱試験結果
〔直接通電-水蒸気雰囲気〕

封入圧力 (kg/cm ²)	加熱速度 ⁽³⁾ (°C/sec)	フープ応力 (kg/cm ²)	最高圧力 (kg/cm ²)	破裂圧力 (kg/cm ²)	破裂温度 (°C)	円周伸び (%)	軸方向伸び (mm)
5 ⁽¹⁾	50	0.45	—	—	—	—	—
7	56.4	0.67	8.0	5.0	1,500	57.0	-1.16
10	53.9	0.89	10.5	6.0	1,085	35.7	-0.04
10 ⁽²⁾	50	0.89	11.0	10.0	1,050	30.2	-0.02
15	51.7	1.35	15.0	10.0	1,070	25.6	-0.10
15	54.4	1.35	15.5	11.5	1,135	31.4	0
30	44.2	2.69	30.5	26.0	860	17.4	-0.04
30	44.2	2.69	30.0	27.0	860	14.9	-0.06
50	50.8	4.49	50.5	38.0	800	21.9	+0.2
50	47.7	4.49	50.5	42.0	860	15.1	-0.06
70	51.2	6.29	71.0	56.0	880	16.7	-0.06
70	49.6	6.29	71.0	52.0	860	20.7	-0.02

(1) 1,500 °Cまで加熱したが破裂しなかった。

(2) 1,040 °Cで熱電対がはずれたので、付けなおして再加熱した。

(3) 記録チャートから計算で求めた値を示す。

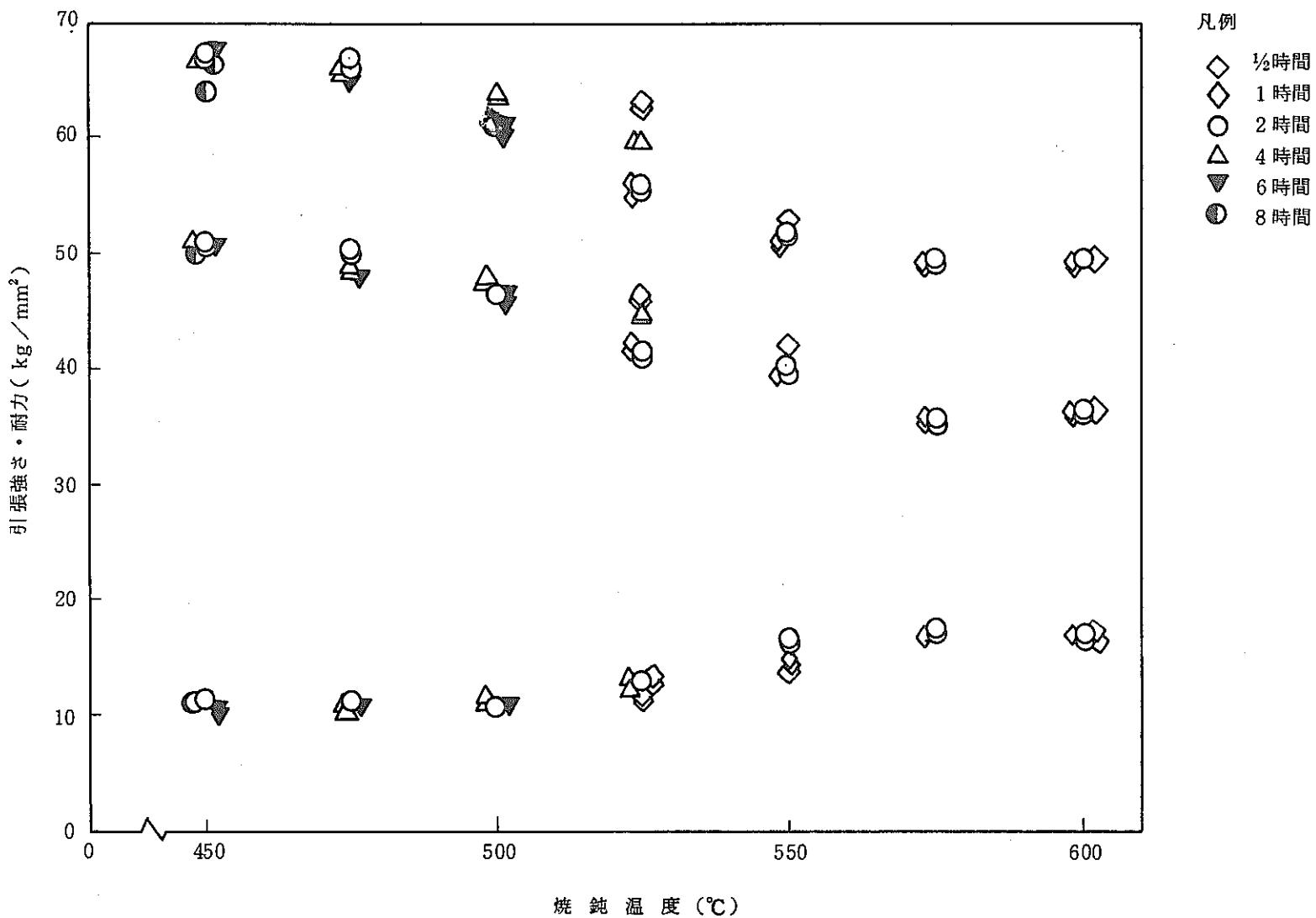


図-1 Zr-1%Nb被覆管の焼鈍温度と機械的性質の関係

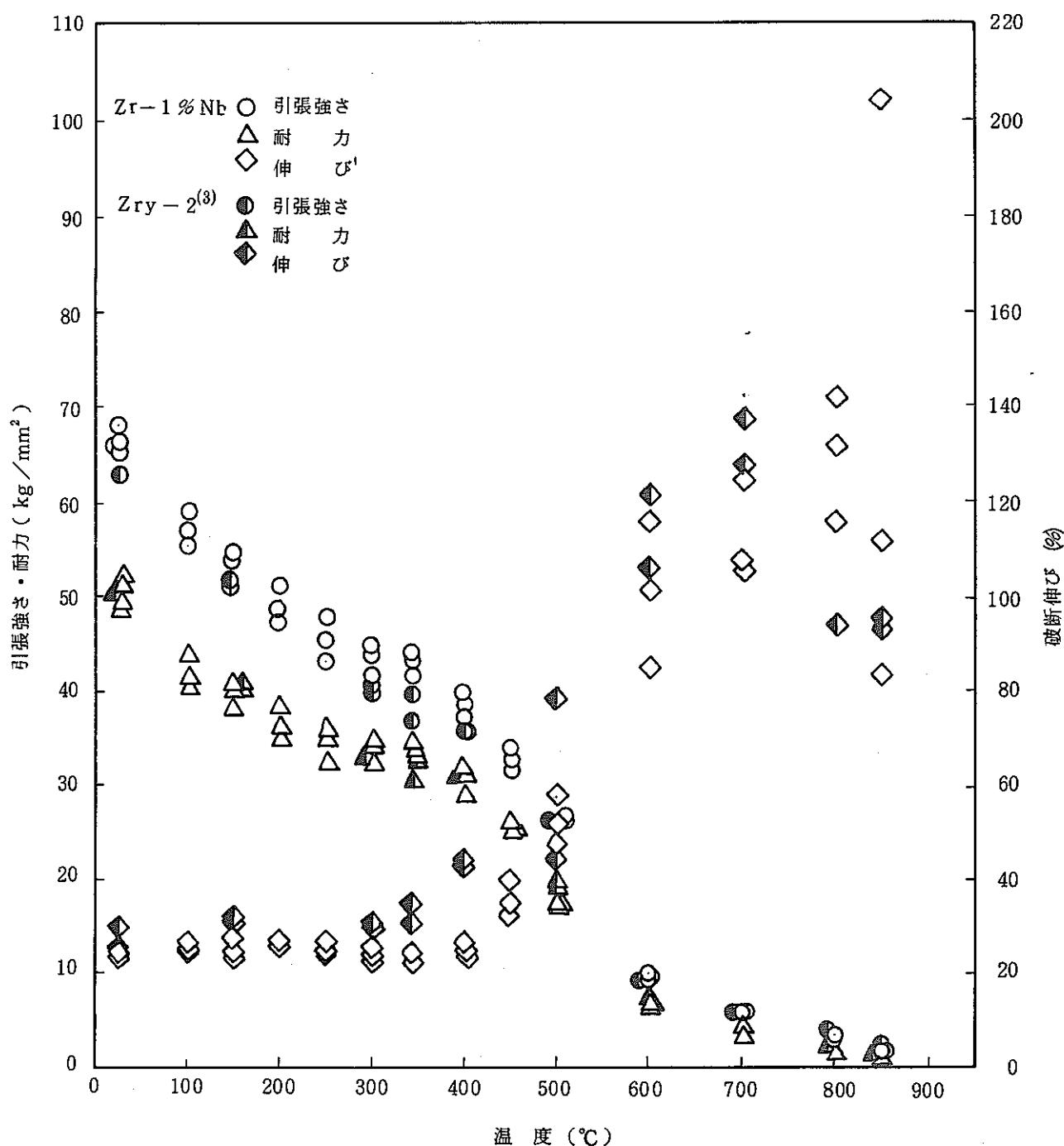


図-2 Zr-1%Nb 被覆管の試験温度と機械的性質の関係

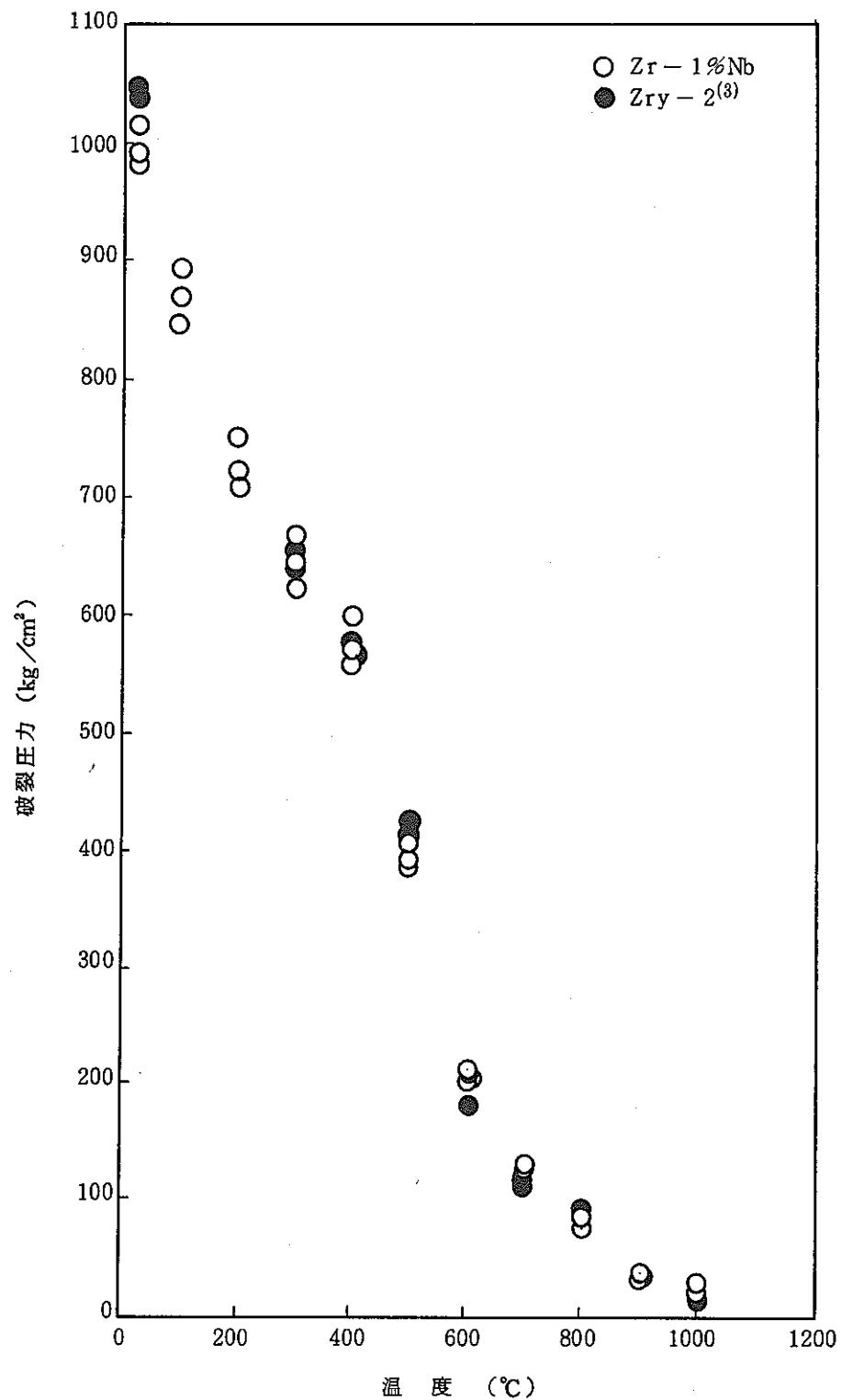


図-3 Zr-1%Nb 被覆管の温度と破裂圧力の関係

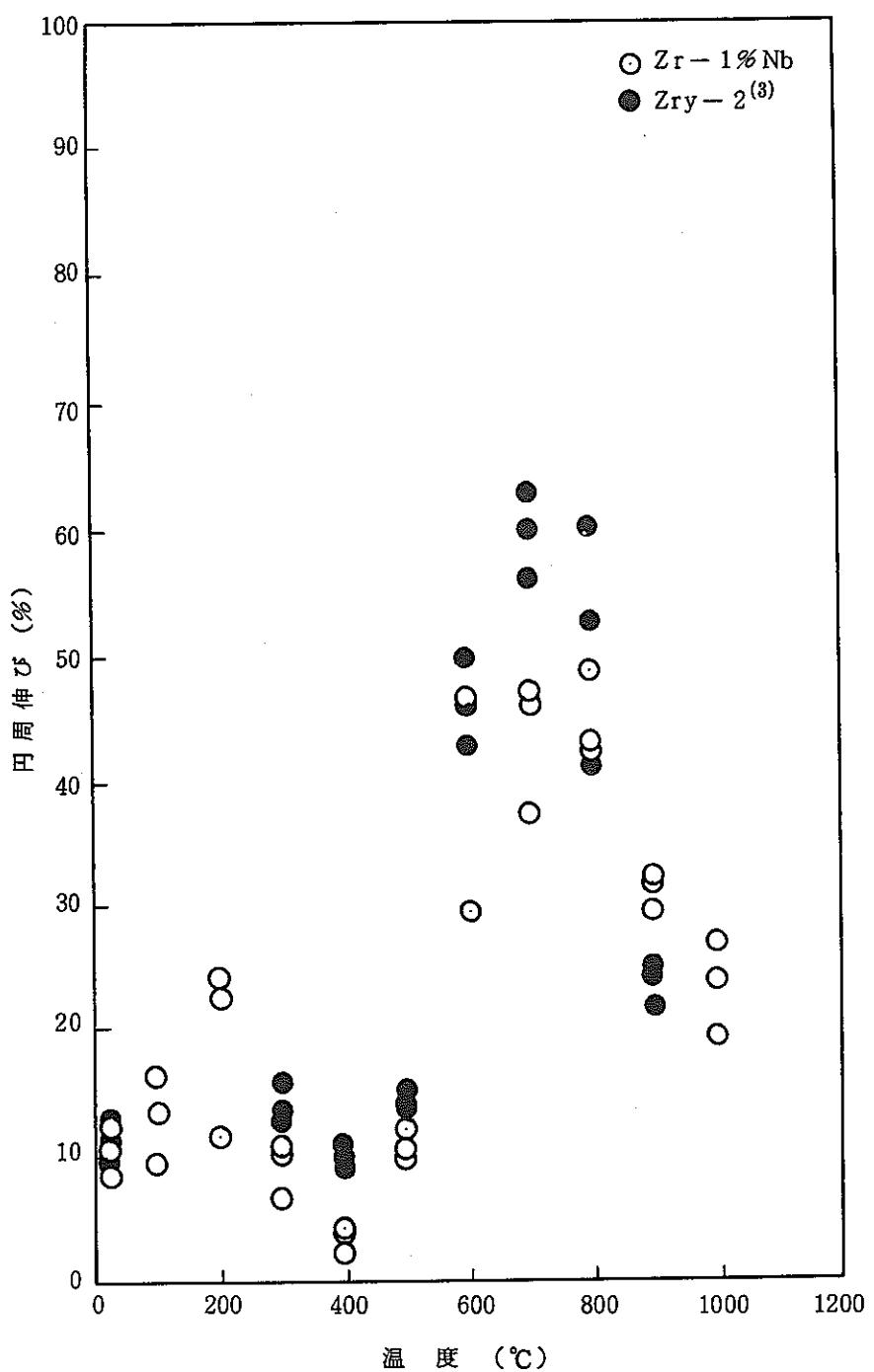


図-4 Zr-1%Nb 被覆管の温度と円周伸びの関係

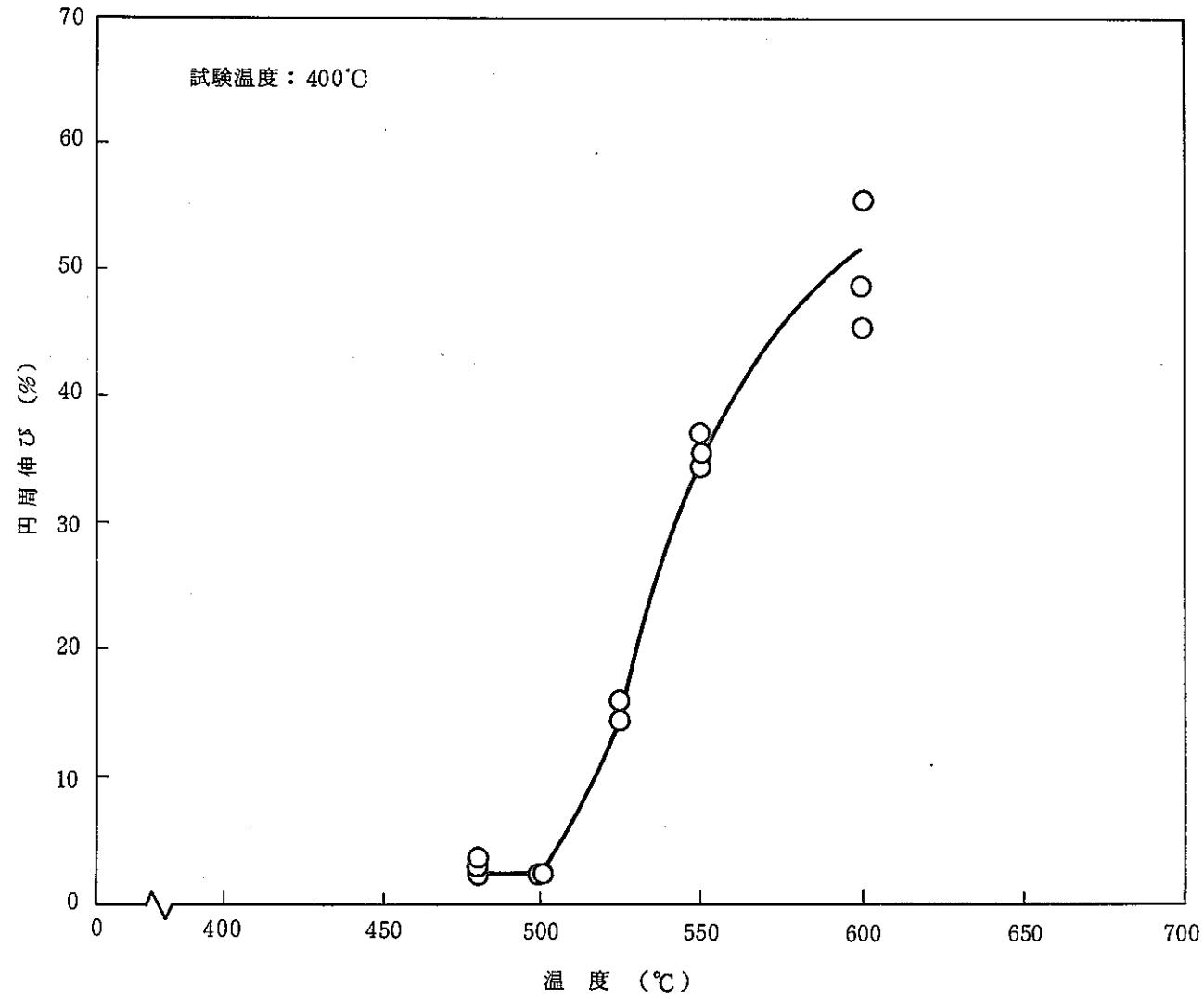


図-5 Zr-1%Nb 被覆管の歪取温度と円周伸びの関係

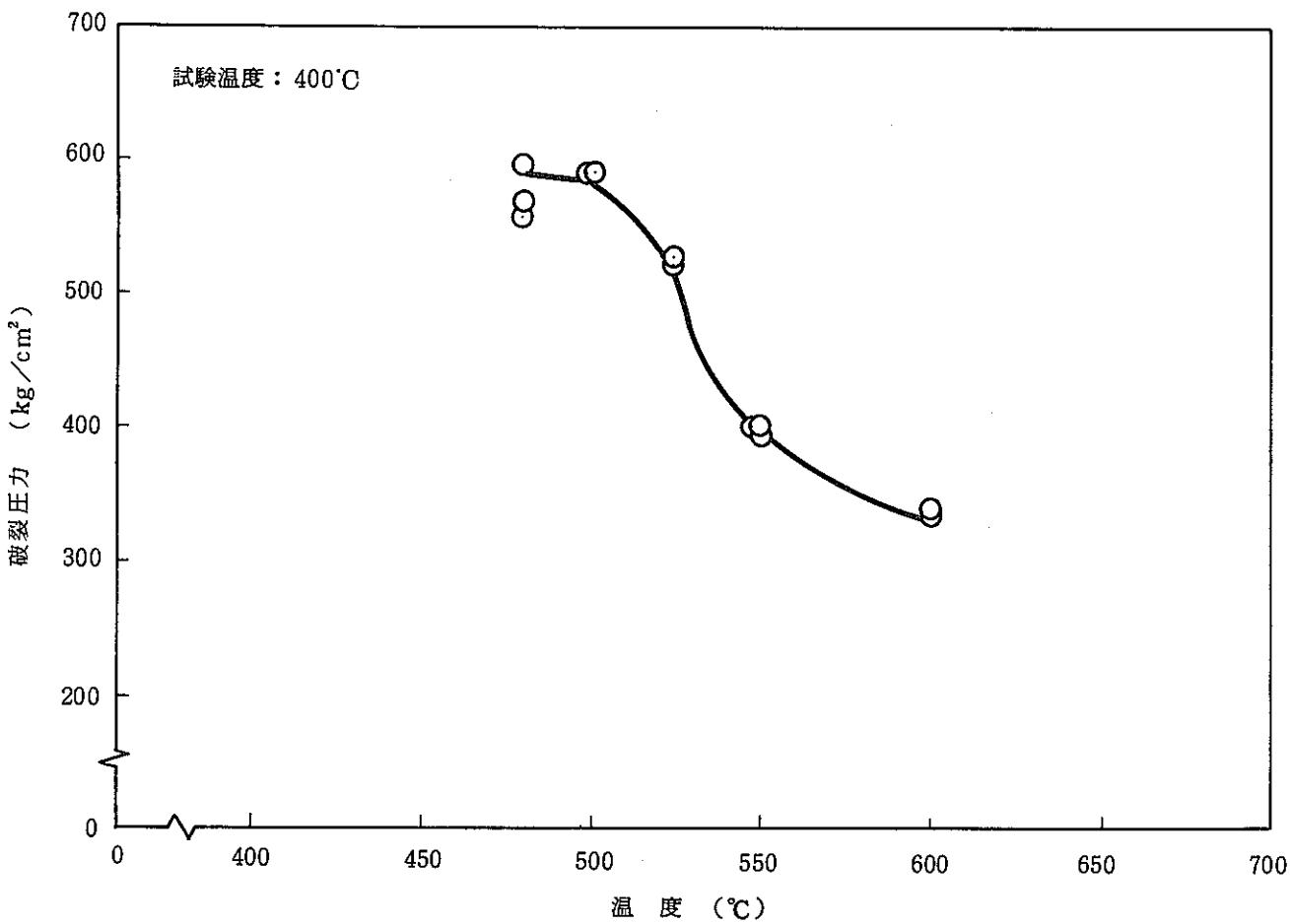


図-6 Zr-1%Nb 被覆管の歪取温度と破裂圧力の関係

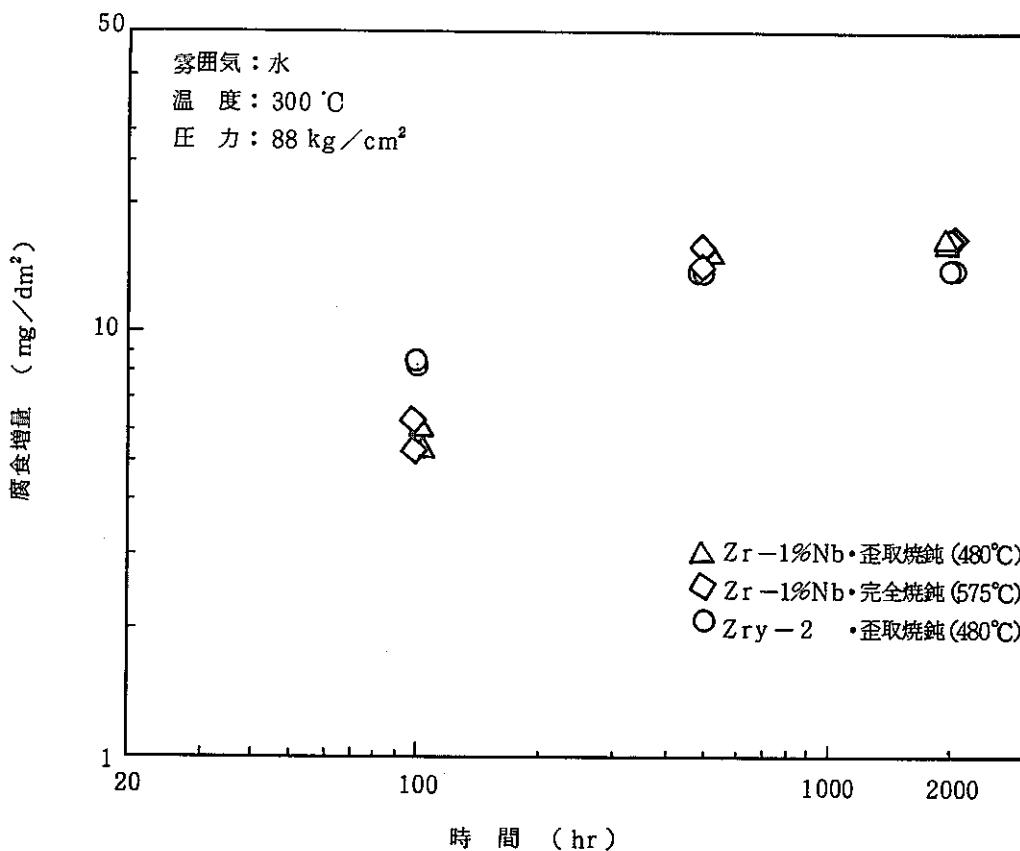


図-7 Zr-1%Nb 被覆管の腐食時間と腐食増量の関係〔水中〕

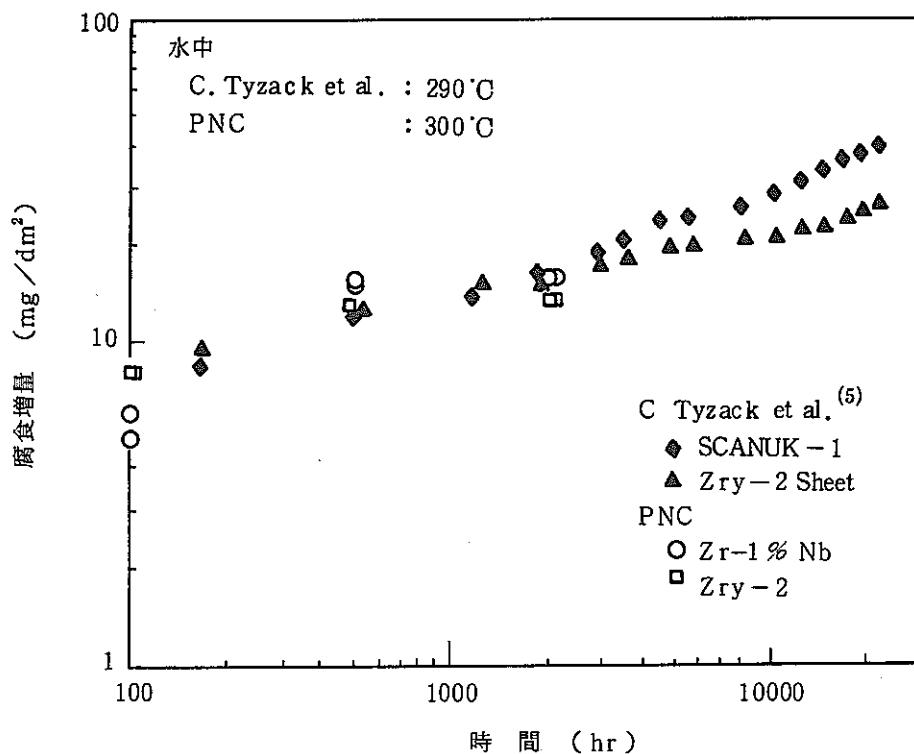


図-8 腐食時間と腐食増量の関係〔水中〕

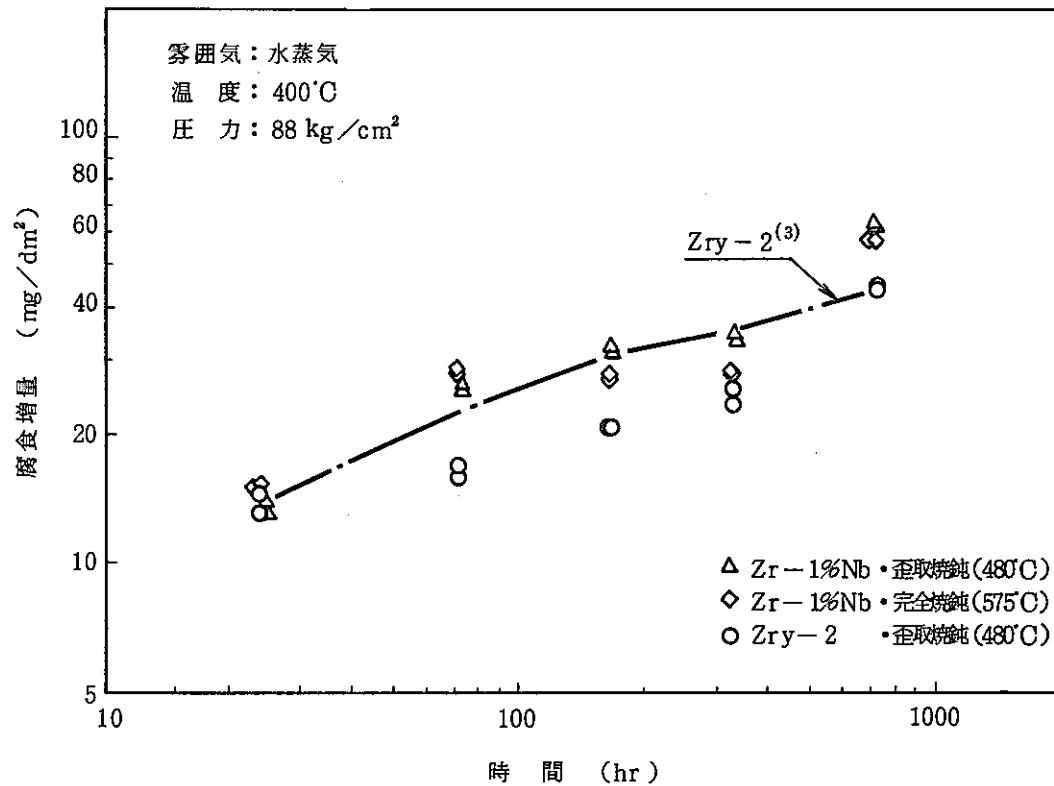


図-9 Zr-1%Nb被覆管の腐食時間と腐食増量の関係〔水蒸気中〕

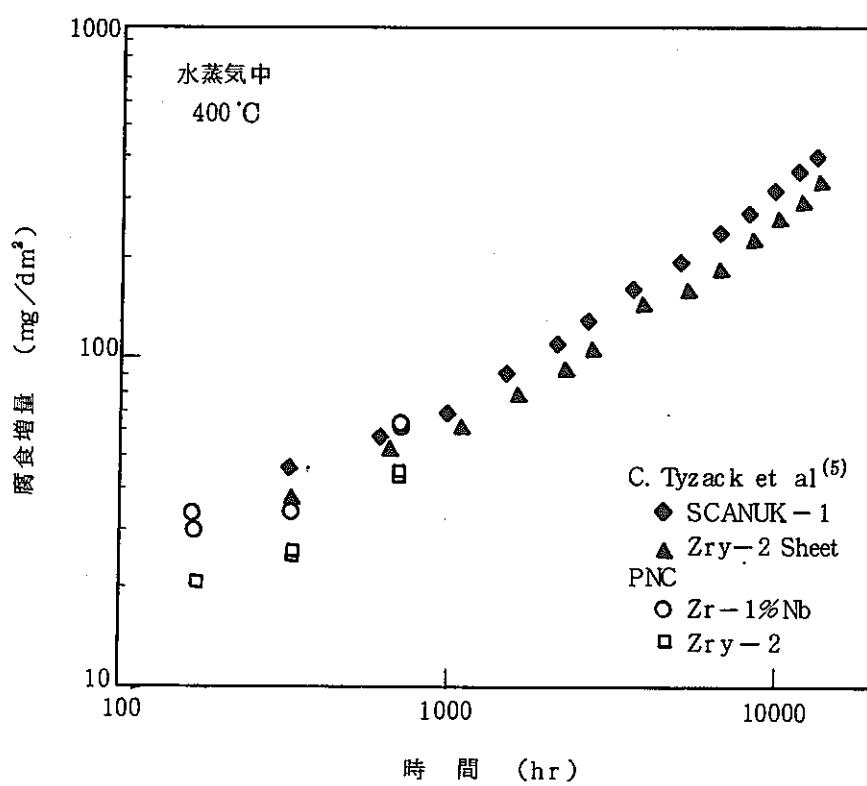


図-10 腐食時間と腐食増量の関係〔水蒸気中〕

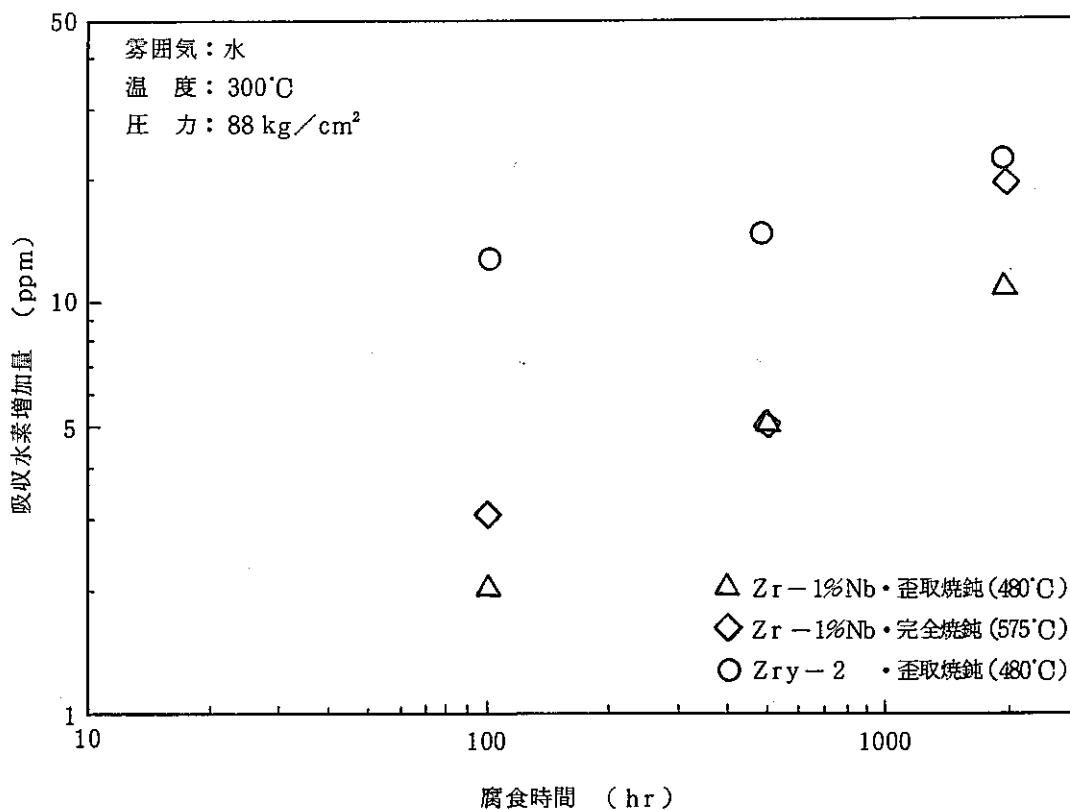


図-11 Zr-1%Nb 被覆管の腐食時間と吸収水素量の関係

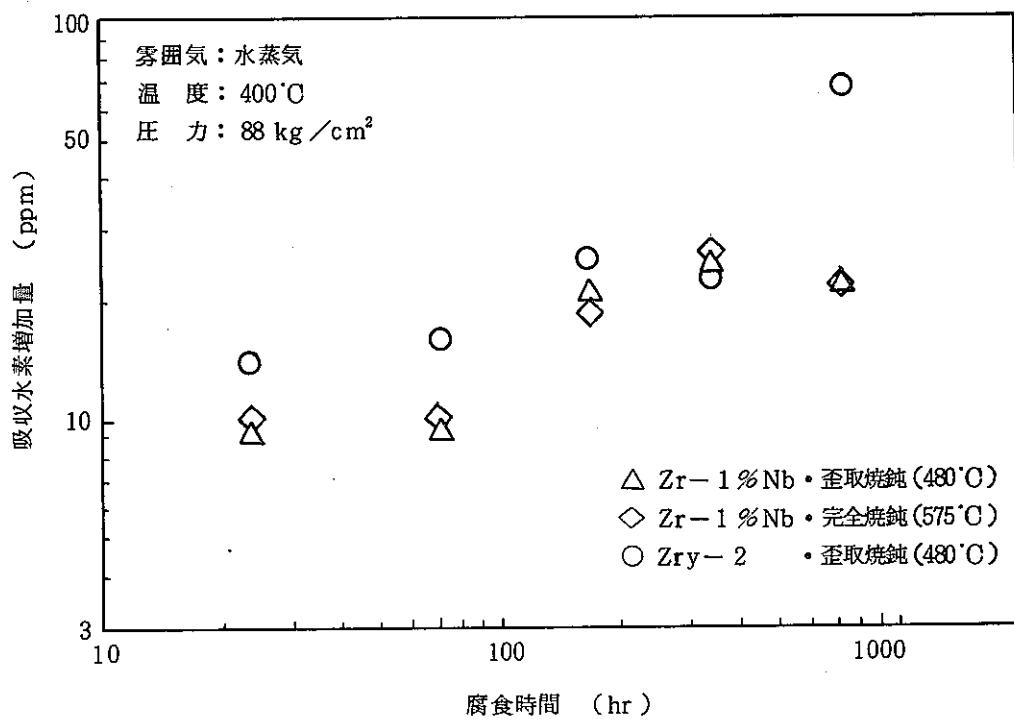


図-12 Zr-1%Nb 被覆管の腐食時間と吸収水素量の関係

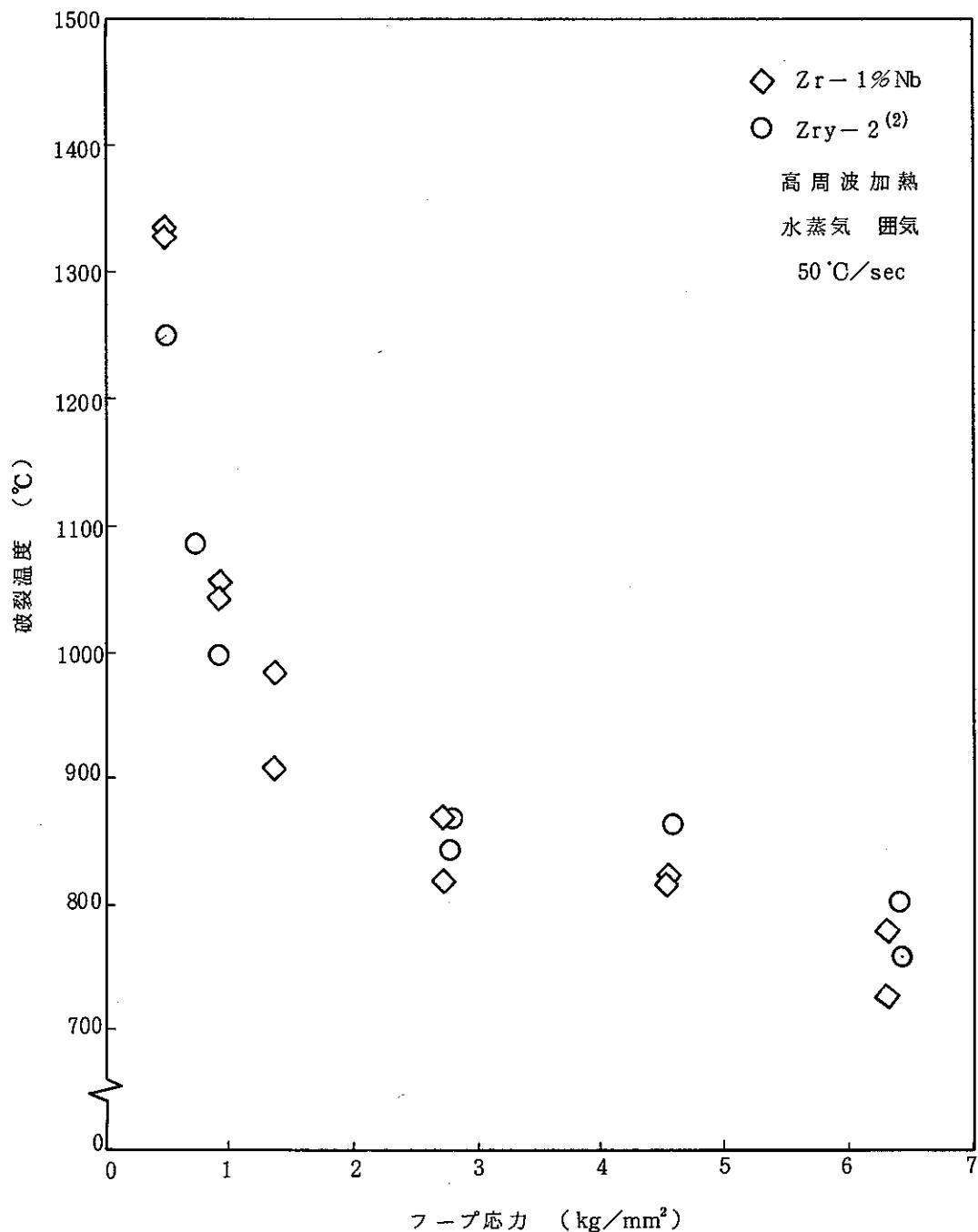


図-13 Zr-1%Nb 被覆管のフープ応力と破裂温度の関係 (1)

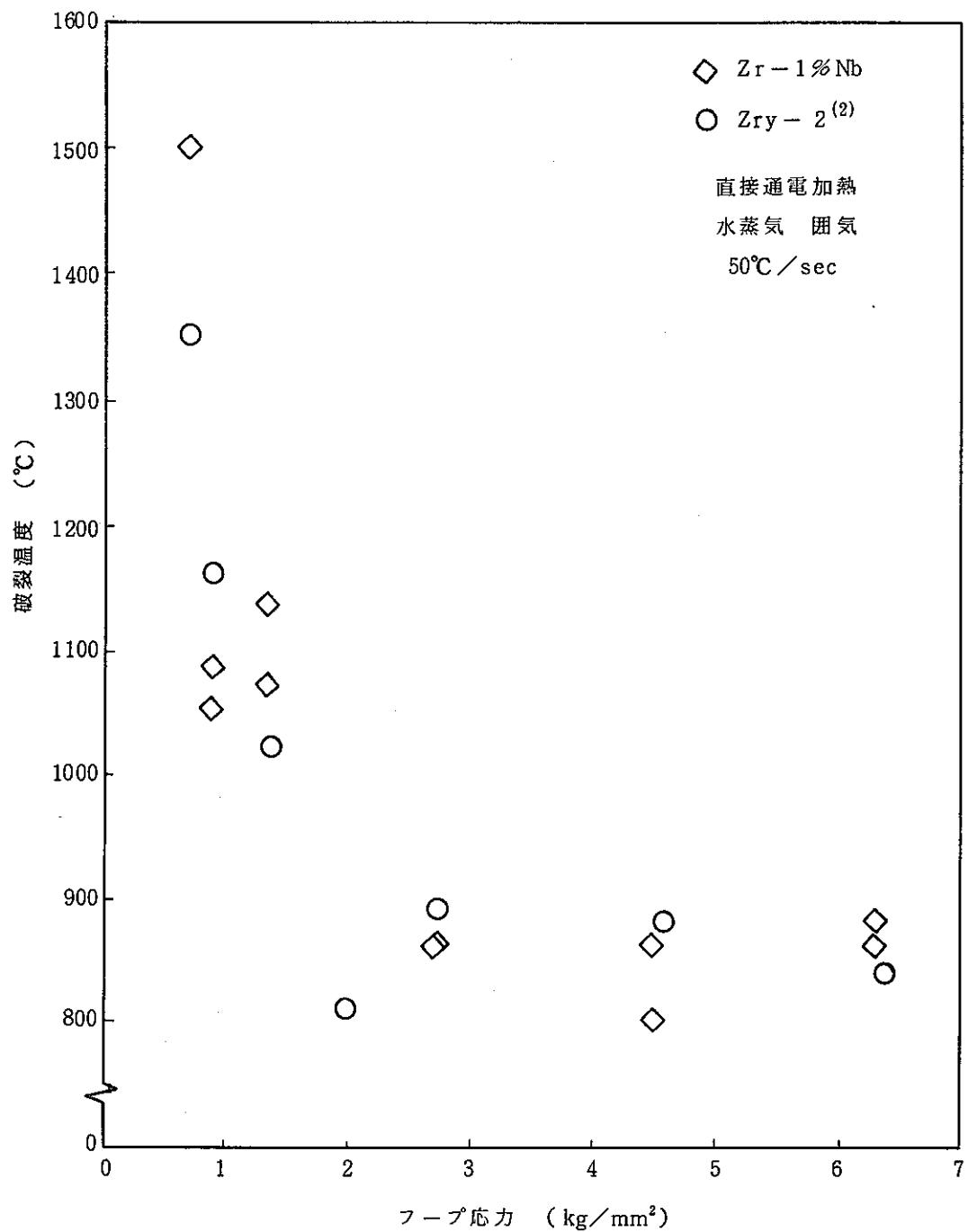


図-14 Zr-1%Nb 被覆管のフープ応力と破裂温度の関係 (2)

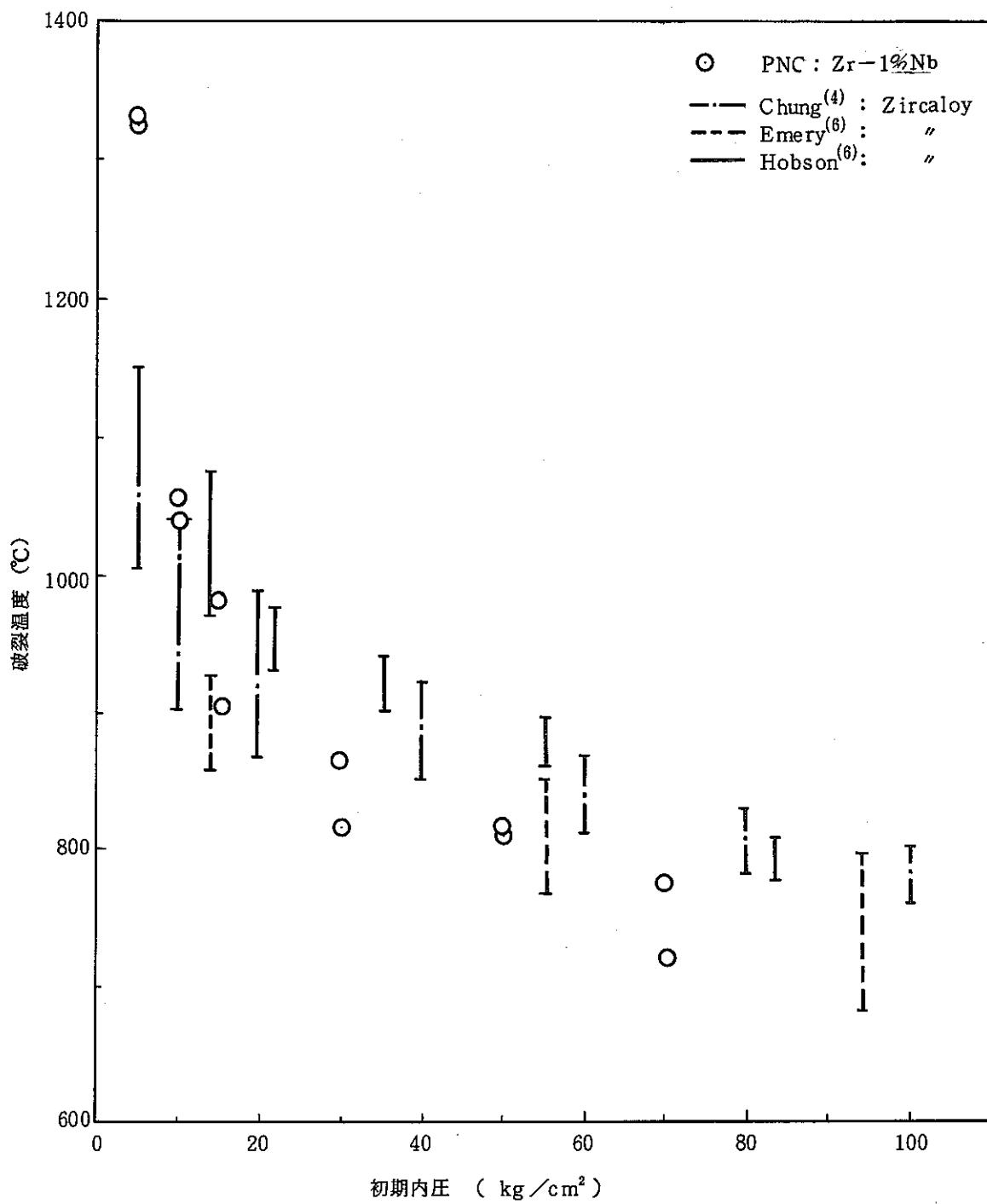


図-15 Zr-1%Nb 被覆管の初期内圧と破裂温度の関係

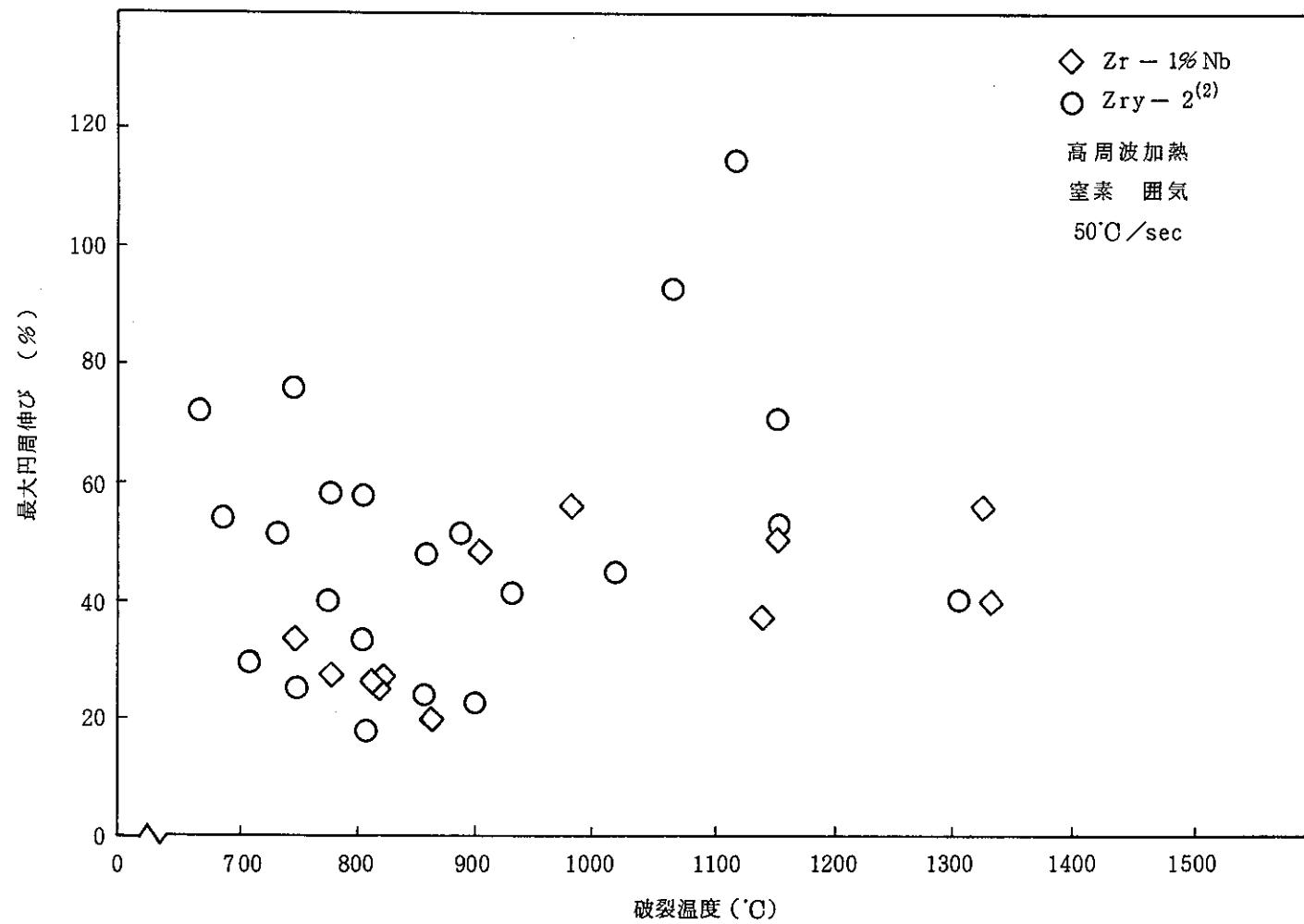


図-16 Zr-1%Nb 被覆管の破裂温度と最大円周伸びの関係 (1)

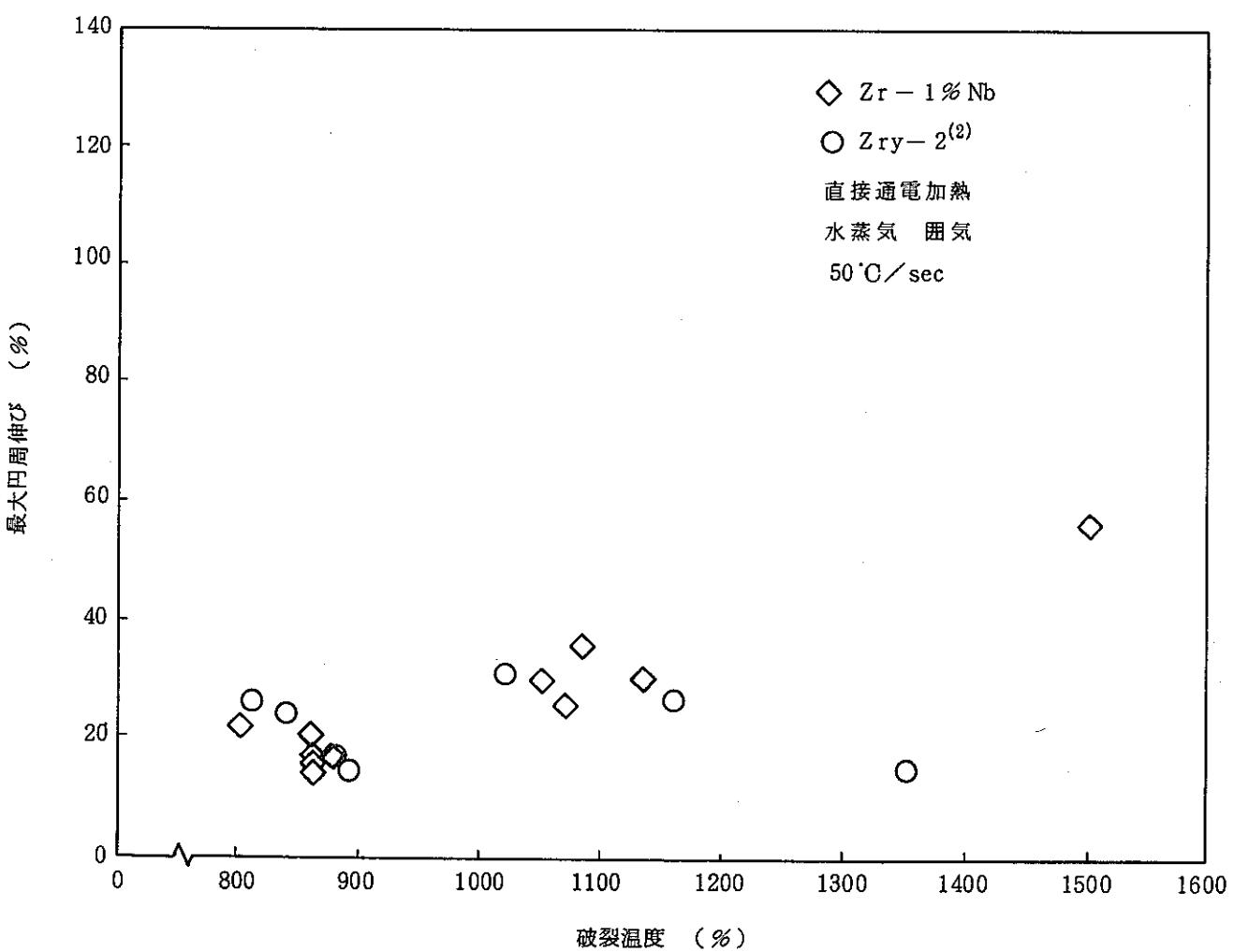


図-17 Zr - 1%Nb 被覆管の破裂温度と最大円周伸びの関係 (2)

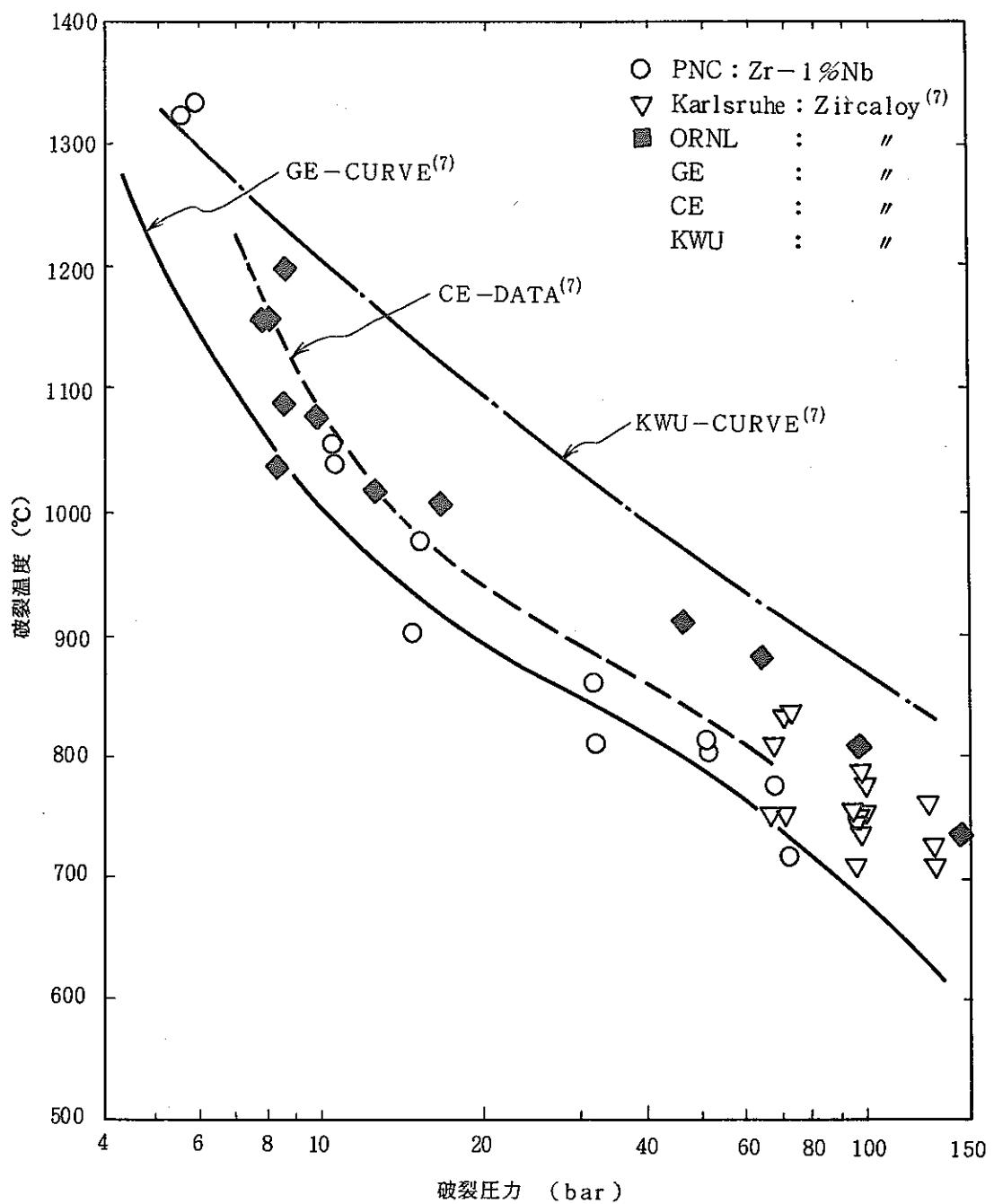


図-18 Zr-1%Nb 被覆管の破裂圧力と破裂温度の関係

Appendix-1. Zr-1%Nb合金に関する文献データについて

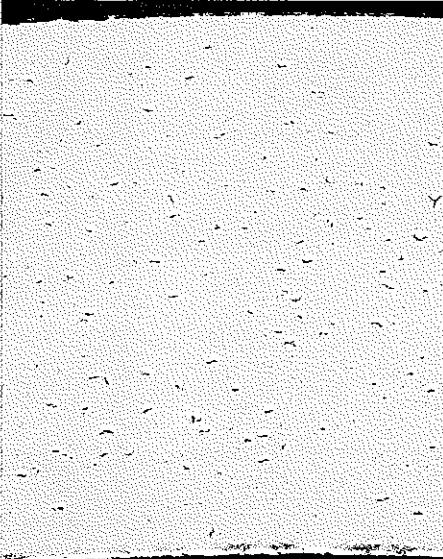
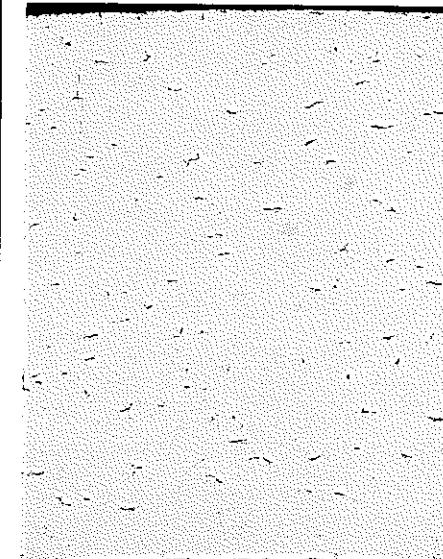
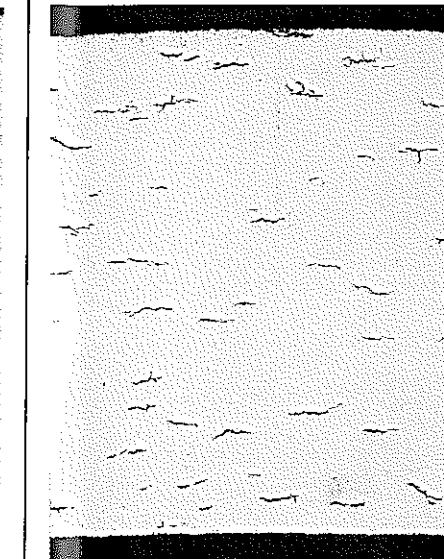
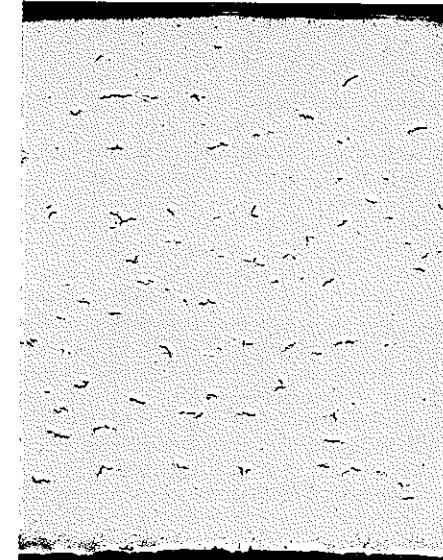
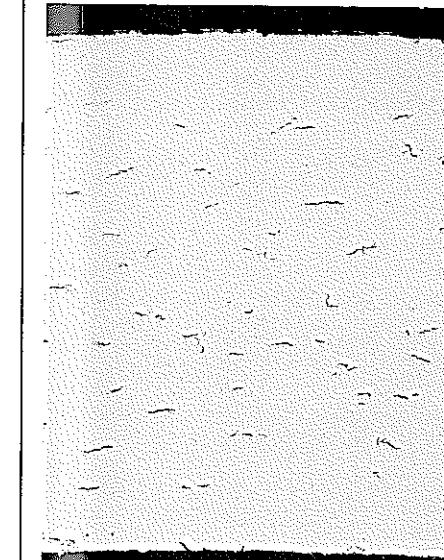
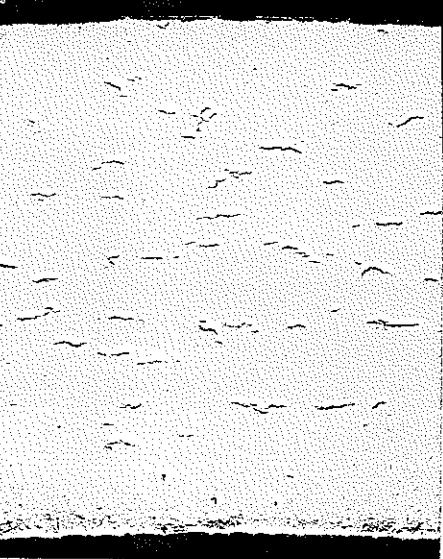
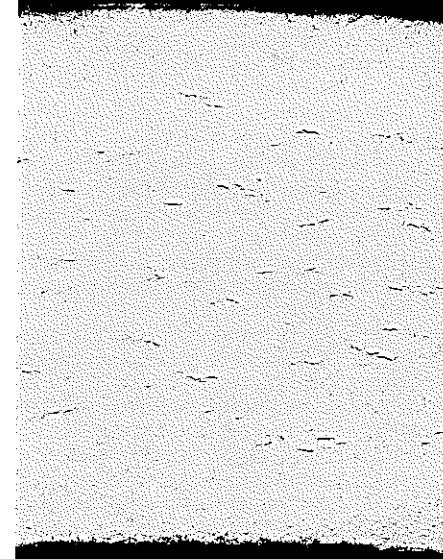
腐食時間	100 hr	500 hr	200 hr
吸水素量	10 ppm	12 ppm	27 ppm
完全 焼鈍材			
Zr-1% Nb			
吸水素量	8 ppm	11 ppm	17 ppm
歪取 焼鈍材			
Zry-2			
吸水素量	28 ppm	30 ppm	38 ppm
歪取 焼鈍材			

Photo - 1 Zr-1%Nb被覆管の300°C・水中腐食試験後の水素化物金相写真

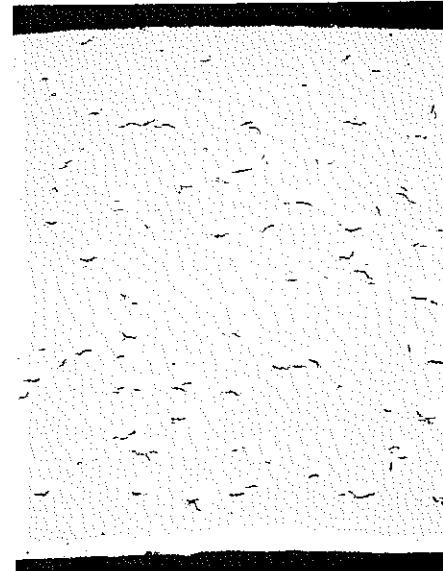
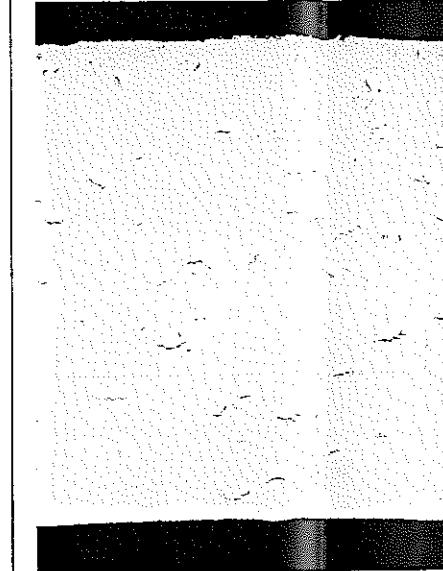
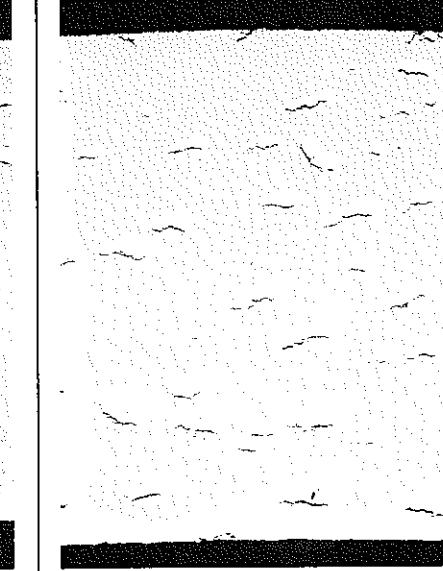
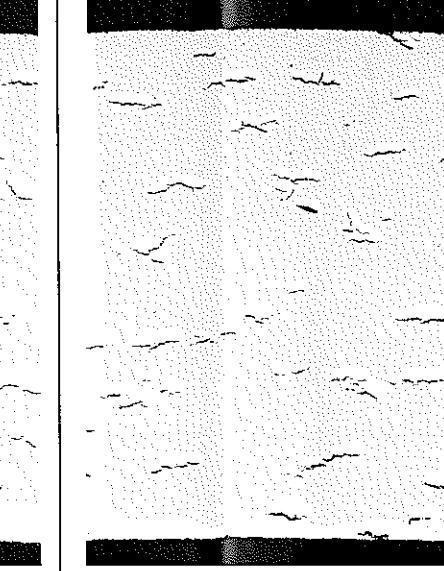
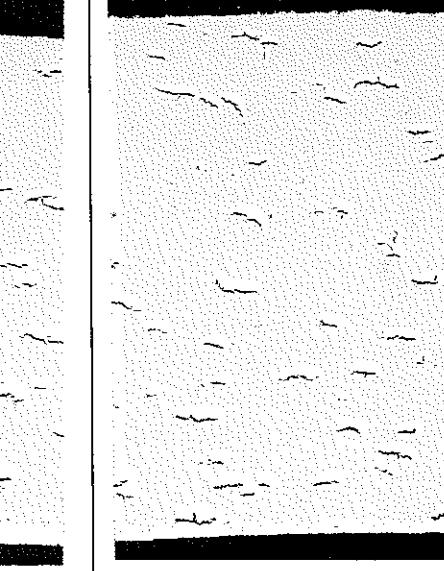
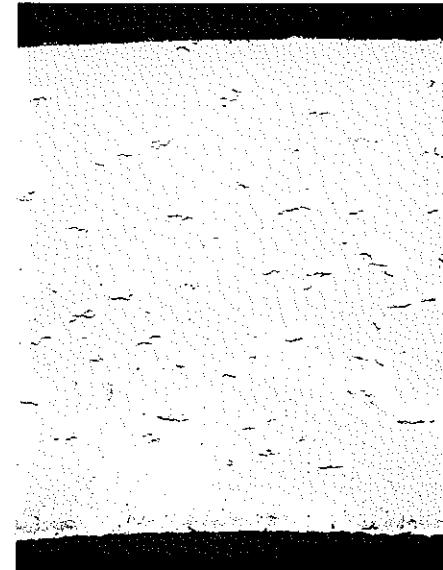
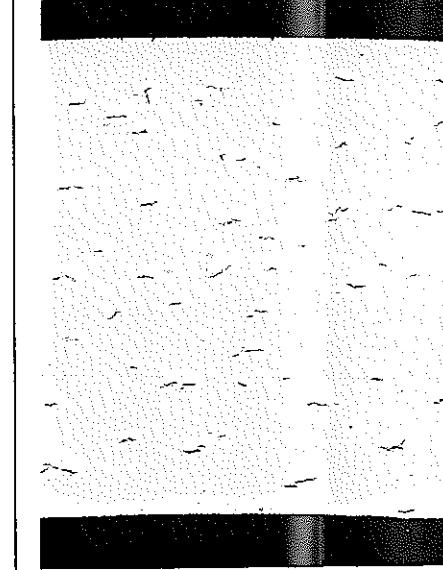
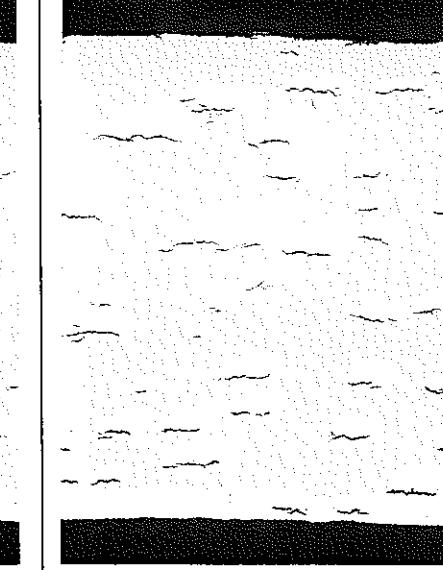
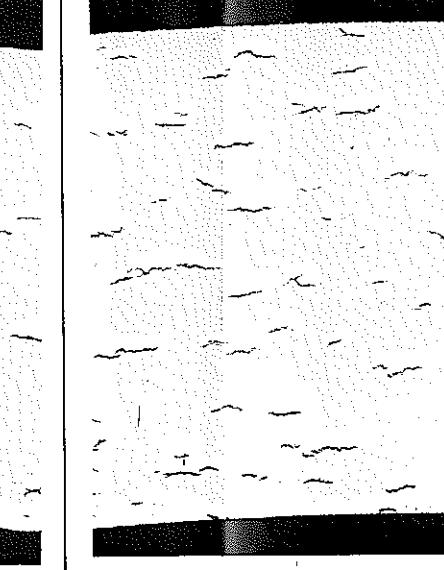
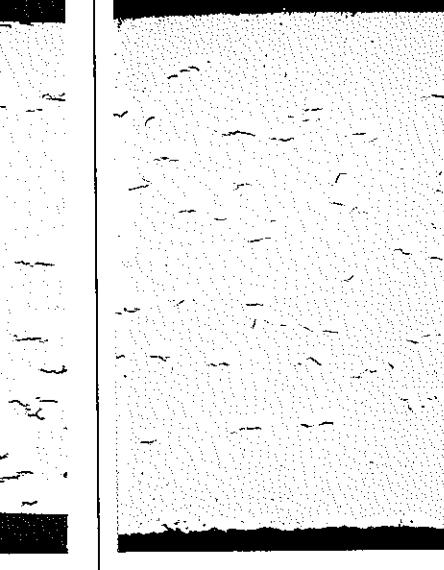
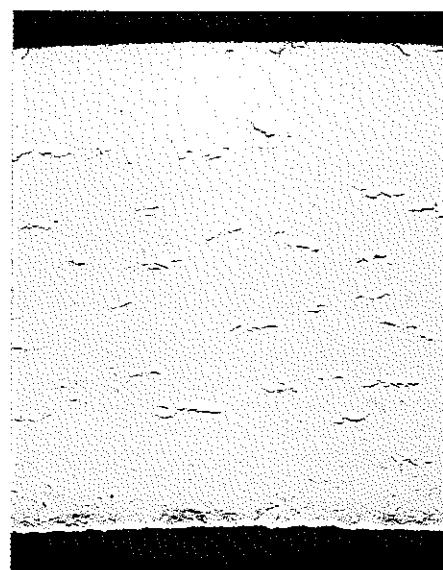
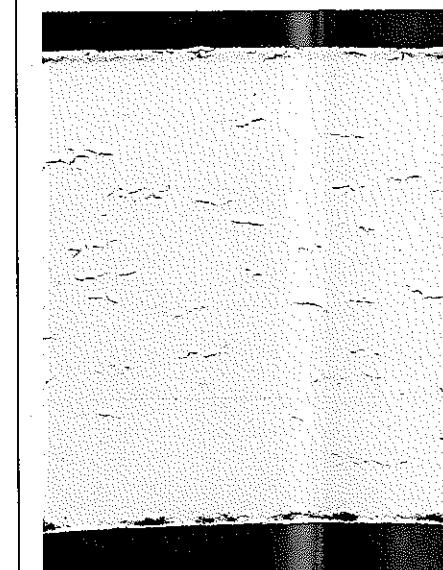
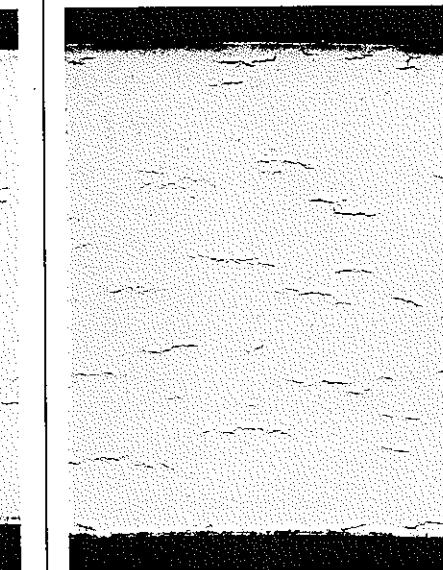
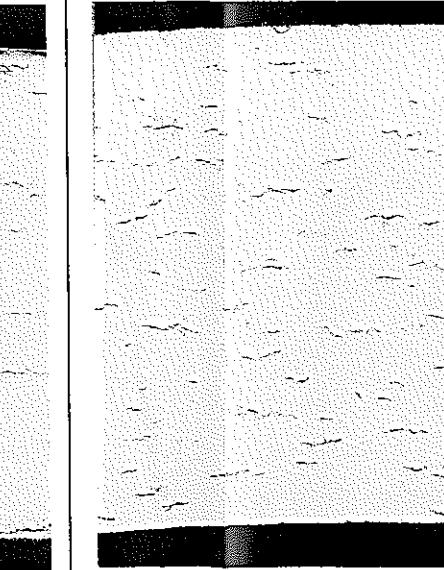
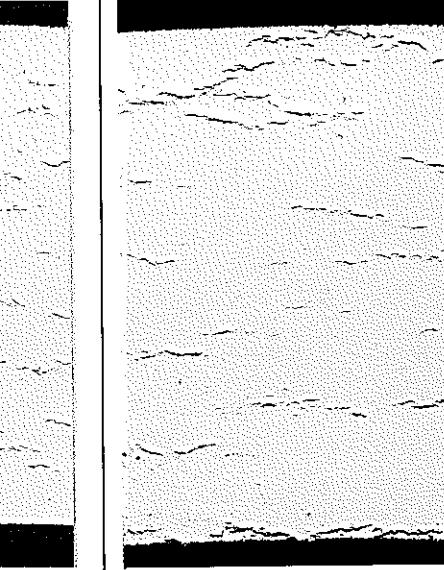
腐食時間(hr)	24	72	168	336	720	
吸 收 水 素 量	16 ppm	17 ppm	24 ppm	32 ppm	28 ppm	
完全 焼鈍材						
Zr-1% Nb	吸 收 水 素 量	13 ppm	14 ppm	26 ppm	29 ppm	27 ppm
歪 取 焼鈍材						
Zry-2	吸 收 水 素 量	29 ppm	28 ppm	40 ppm	37 ppm	78 ppm
歪 取 焼鈍材						

Photo ~ 2 Zr-1%Nb 被覆管の 400 °C・水蒸気中腐食試験後の水素化物金相写真

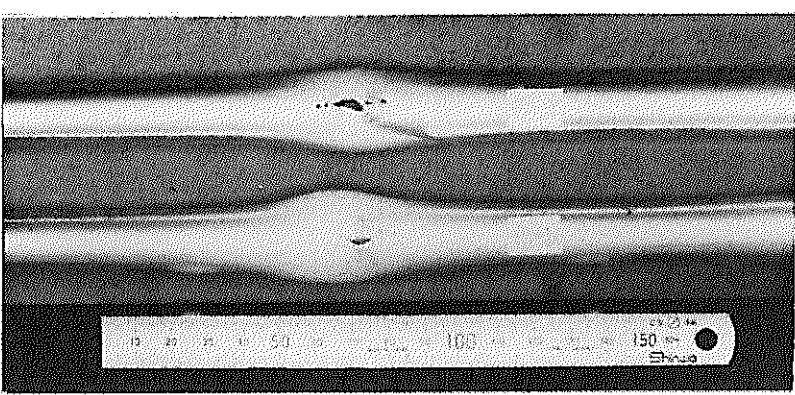
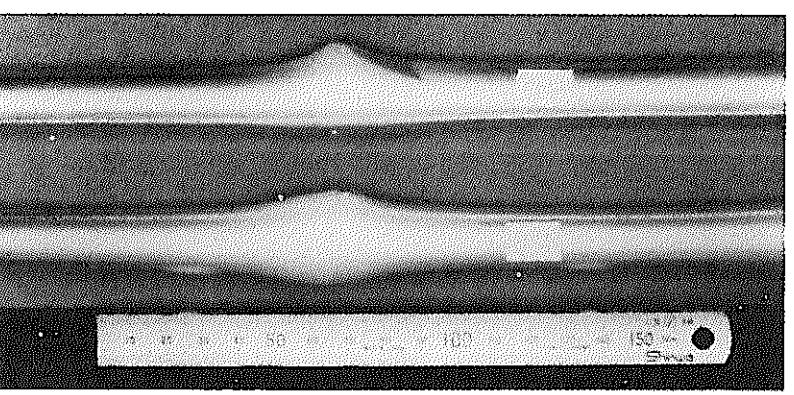
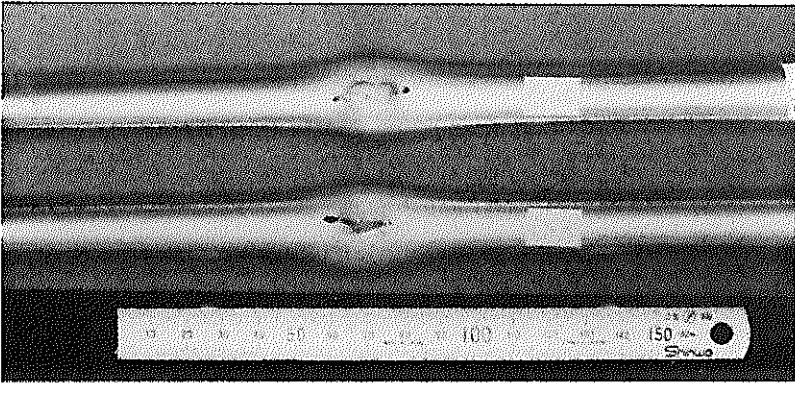
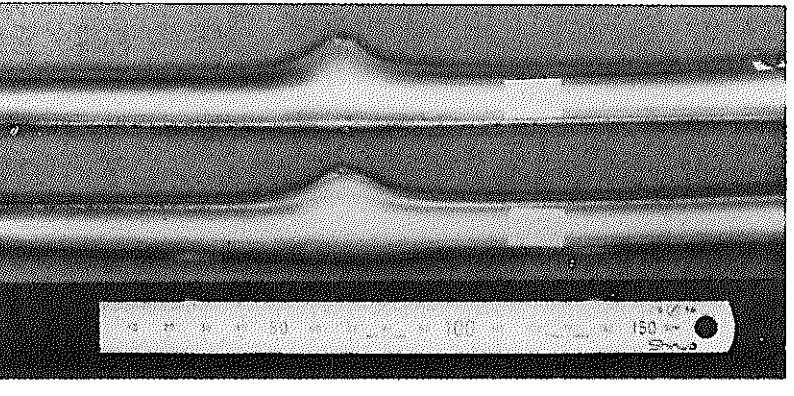
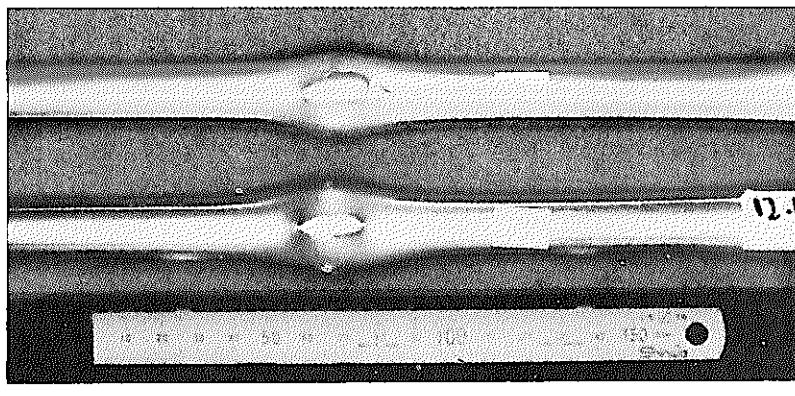
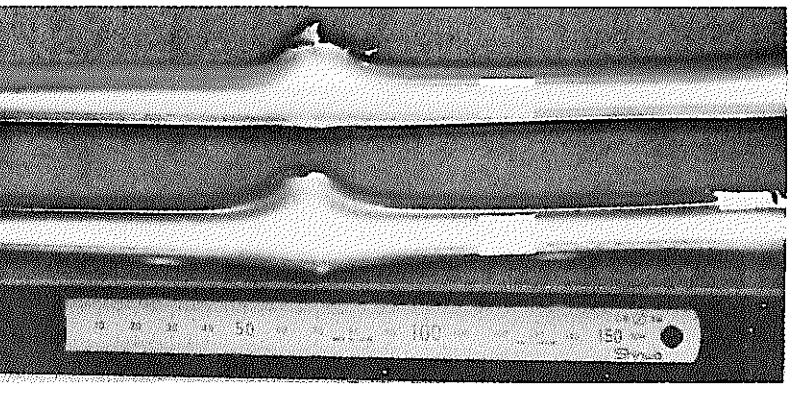
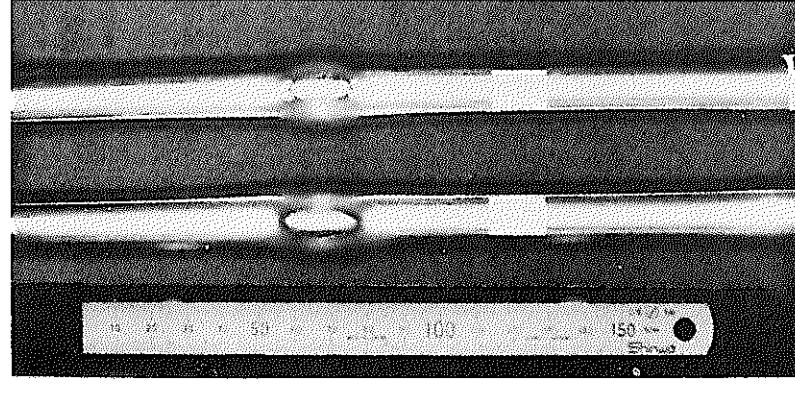
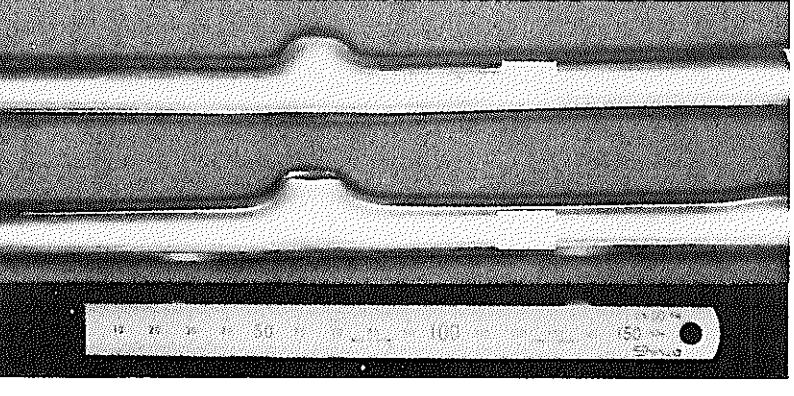
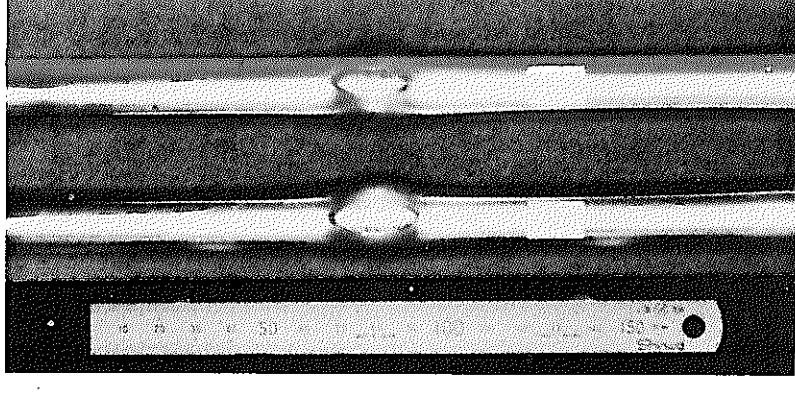
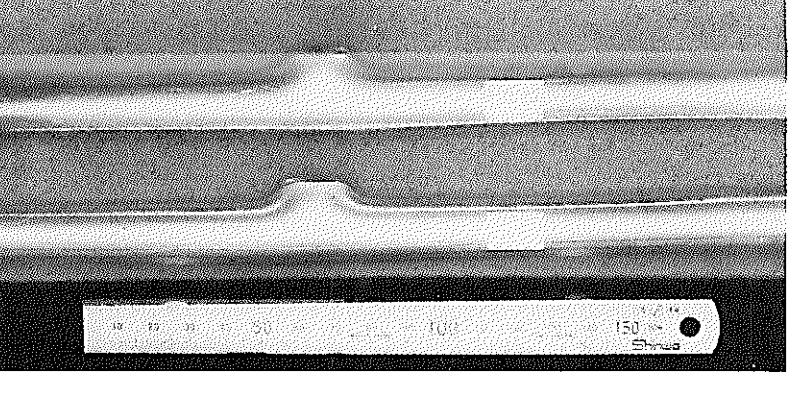
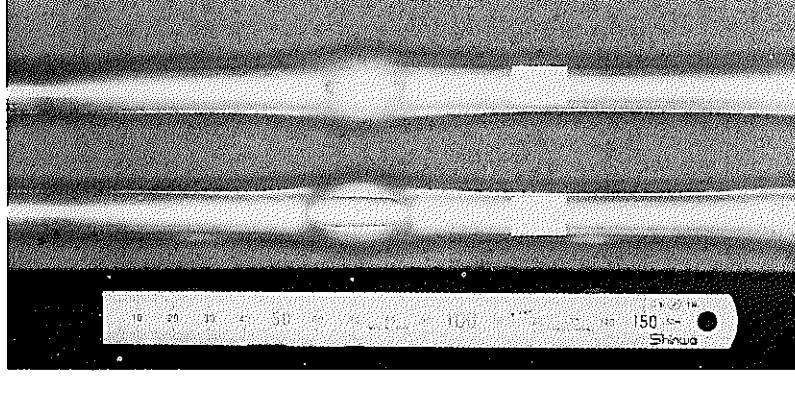
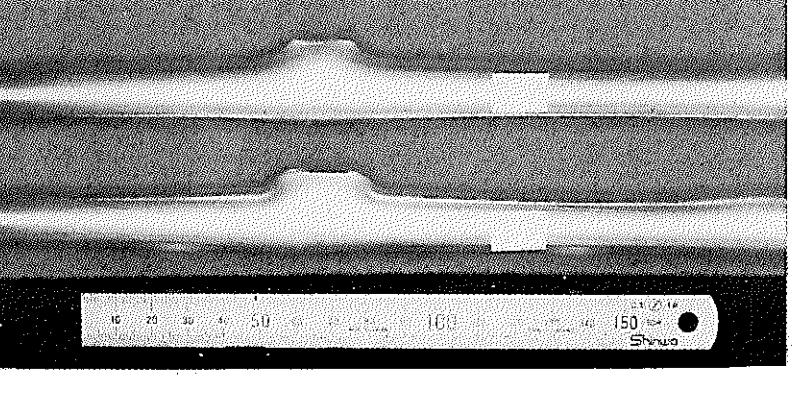
封 入 圧 力 (kg/cm ²)	破 温 (°C)	開 口 部	開 口 部 側 面
5	1330 1325		
10	1040 1055		
15	905 980		
30	815 865		
50	810 815		
70	720 775		

Photo - 3 Zr-1%Nb被覆管の急速加熱試験後外観写真（高周波加熱・窒素雰囲気）

封入圧力 (kg/cm ²)	破裂度 (°C)	開口部	開口部側面
5	1500	破裂せず	
7.5	1085		
10	1135 1050		
15	1070 1135		
30	860 860		
50	860 800		
70	860 880		

Photo-4 Zr-1%Nb被覆管の急速加熱試験後外観写真（直接通電・水蒸気雰囲気）

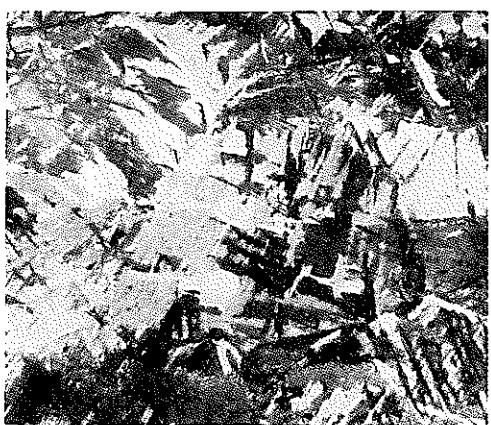
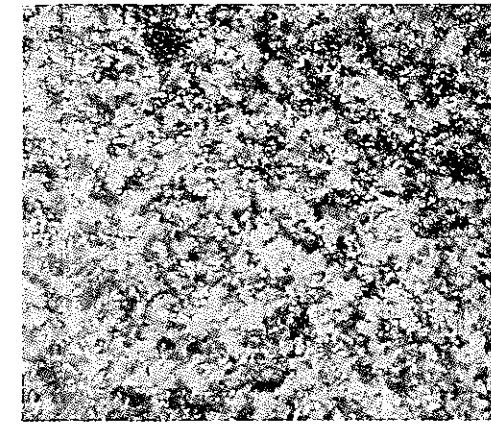
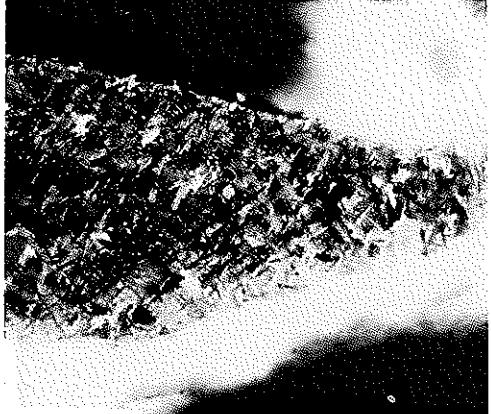
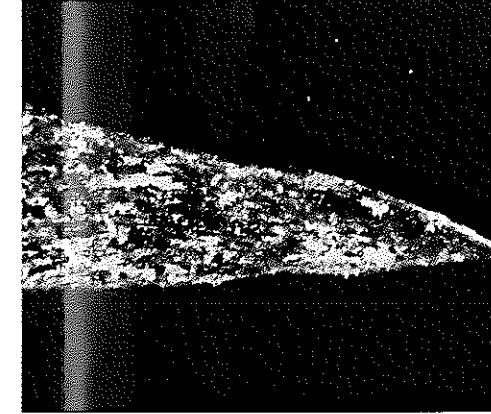
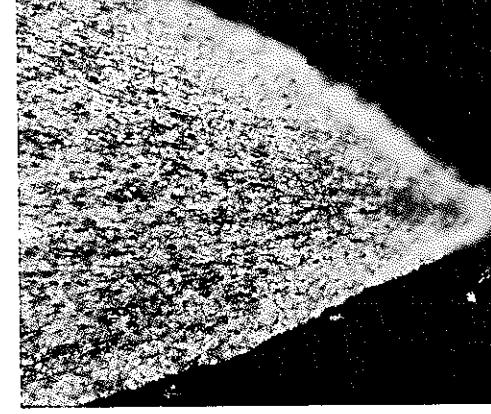
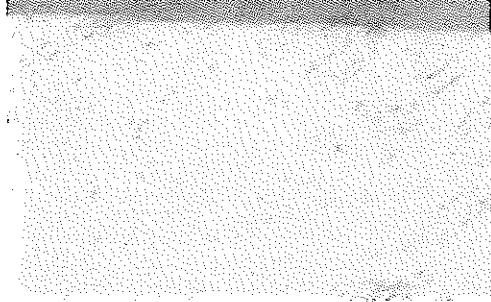
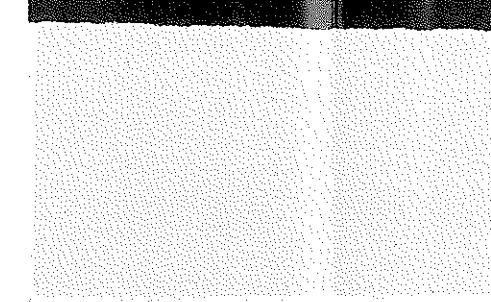
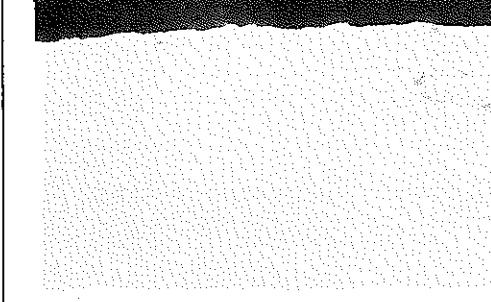
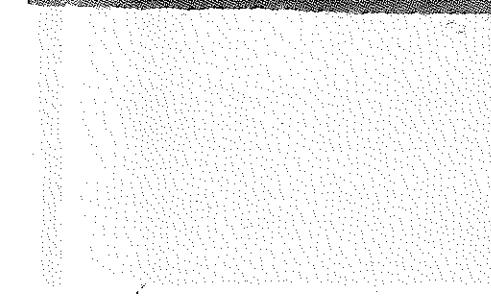
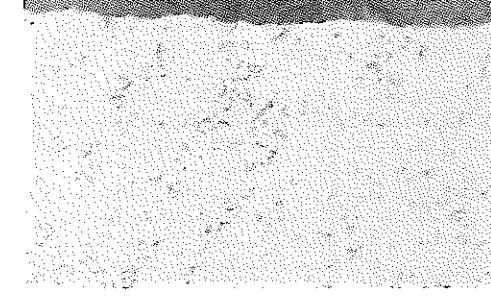
破裂 温度 (°C)	1325	1055	980	865	775
健全部					
破断部					
酸化膜 〔健全部〕					

Photo - 5 Zr-1% Nb 被覆管の急速加熱試験後の金相写真 ($\times 400$) , [高周波加熱一窒素雰囲気]

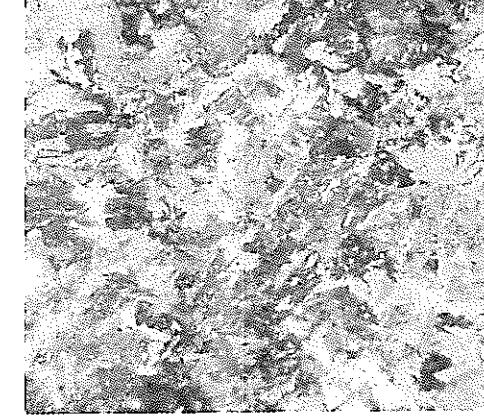
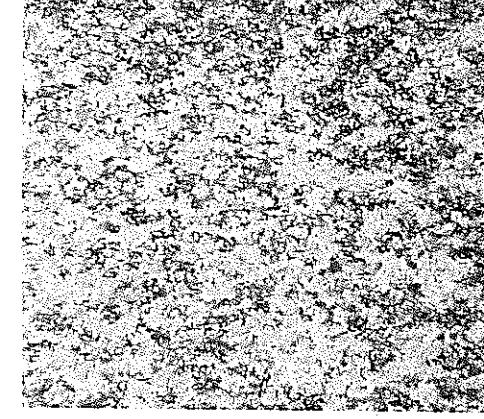
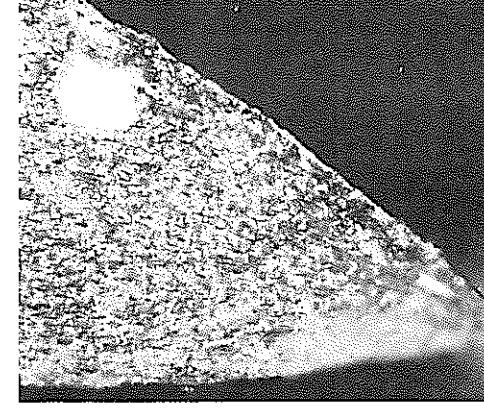
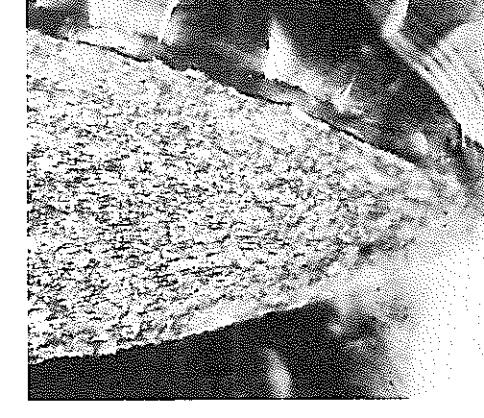
破裂 温 度 (°C)	1500	1135	1050	880	800
健全部					
破断部					
酸化膜 〔健全部〕					

Photo - 6 Zr - 1% Nb 被覆管の急速加熱試験後の金相写真 ($\times 400$) . (直接通電加熱 - 水蒸気中)

1. はじめに

Zr-1%Nb合金に関する文献は、原子力平和利用のための第2回国連国際会議(1958)にソ連から提出されたものが最初といわれる。この後、欧米諸国では、西ドイツ、アメリカで一部研究された程度であった。しかし、最近、イギリス・デンマーク・スエーデン・フィンランド・ノルウェーの五カ国が国際プロジェクトを組んで進めているScanuk合金開発で取り上げられ、オーストリアがZr-1%Nb合金の機械的性質およびクリープ特性に関して報告している。また、カナダのジルコニウム合金の弾性特性研究の中に含まれている。

ここでは、これらの文献で報告されているデータから主なものを抜粋して整理した。

2. 物理的性質

2.1 热膨張試験

C.Tyzackら¹⁾は再結晶処理(600°C・4hr)した試料をアルゴン雰囲気中において2°C/minで加熱および冷却し、Fig. 1に示すような熱膨張曲線を報告した。それによると、記号A-Fは熱膨張の温度係数の変化を示す屈曲点である。

A点は β -Nb析出物の分解開始点である。

A-B間で膨張が相対的に減少しているのは、体心立方格子の β -Nbは α -Zrよりもゆるやかに結合しているためである。C点は光学顕微鏡および透過電子顕微鏡により、($\alpha+\beta$)相への通過点であることが示された。最大点Dの出現は、相平衡からだけでは説明できない。D-Eの範囲で減少するのはいわゆる“超塑性”挙動にあると推定している。

2.2 热膨張係数

H.E.Rosingerら²⁾は、スラブ材から、圧延方向・横断方向(板幅方向)・法線方向(板厚方向)に試料を採取し、温度と熱膨張係数を測定した。その結果はFig. 2に示すように方向依存性があり、圧延方向の試料が最も小さい値であった。また、同じ試料について再測定すると測定値は初めの値より変化する。すなわち、熱処理によって変化する。

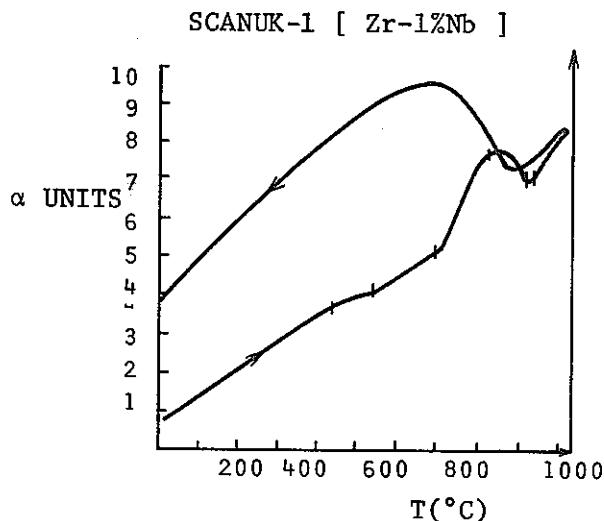


Fig.1 Dilatometer curves for Scanuk-1 alloy at a heating and cooling rate of 2°C/min.

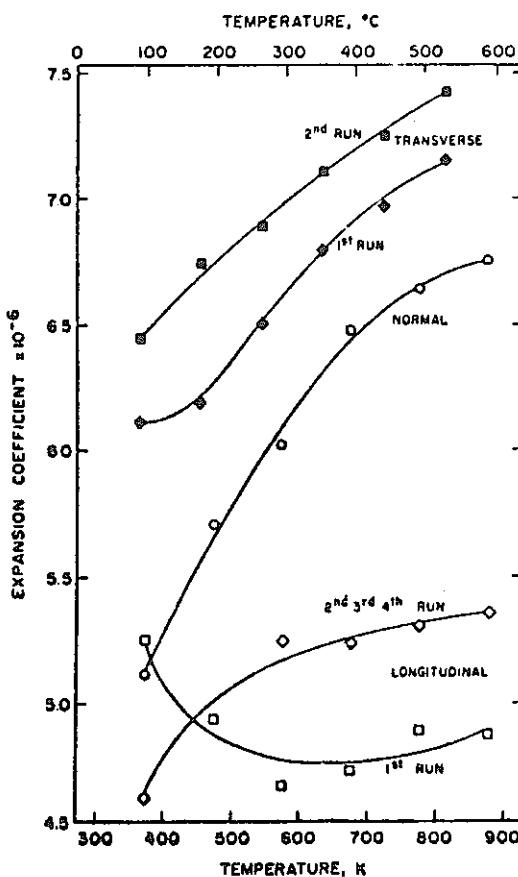


Fig. 2 Experimentally determined values of the thermal expansion coefficient in the three principal directions of Zr-1 wt% Nb slab at temperatures up to 875K.

2.3 弾性率

H. E. Rosinger らは、室温および775 Kまでの温度範囲で弾性率を測定し、測定値と計算値を比較した。それらの結果を Table 1, 2 および Fig. 3, 4 に示す。Table 1 は3つの主方向から採取した試料について、室温で測定した結果で、圧延方向の試料が最も小さい。なお、この表の中で、

E_1 ：基本的なたわみの共鳴振動数^{a)}から計算した値

E_2 ：一次の不協和上音^{b)}から計算した値

E_3 ：二次の不協和上音^{c)}から計算した値

G_2 ：基本的なねじりの共鳴振動数^{d)}から計算した値

Table 2 は室温における平均弾性率を示す。Zr-1%Nb 以外の材料は、

①横断方向（板幅方向）が圧延方向よりやや大きい

②焼鈍材は受入たままの材料より大きい

という傾向がある。

a) Fundamental Flexural Resonant Frequency

b) First Anharmonic Overtones

c) Second Anharmonic Overtones

d) Fundamental Torsional Resonant Frequency

Fig. 3 は室温から 775Kまでの温度範囲で実験的に求めたヤング率で、圧延方向のヤング率が最も低く、温度に伴なう低下の傾きが大きい。

Table 3 と Table 4 は、それぞれ室温と 775Kにおける計算値と測定値の比較し、Fig. 4 は室温から 775 Kまでの温度範囲で計算値と測定値を比較したもので、両者の一致性は良好である。

Table 1 Room temperature elastic moduli of Zr-1.0 wt% Nb

Position of specimens relative to the following direction	Speci- men No.	Test direction	Moduli			
			E ₁	E ₂	E ₃	G ₁
Longitudinal	B ₂	flatwise	92.61	92.76	92.93	34.52
		edgewise	91.91	92.02	92.24	
	B ₃	flatwise	92.00	92.31	92.72	33.96
		edgewise	91.92	92.04	92.43	
	B ₄	flatwise	92.19	92.35	92.74	33.94
		edgewise	92.74	92.73	92.96	
Transverse	A ₅	flatwise	96.16	94.13	94.81	34.33
		edgewise	96.42			
	A ₆	flatwise	95.51			36.26
		edgewise	95.47			
	A ₇	flatwise	95.43			35.68
		edgewise	95.31			
Normal	C ₈	flatwise	99.20			35.39
		edgewise	97.70			
	C ₉	flatwise	97.38			35.18
		edgewise	95.51			
	C ₁₀	flatwise	97.09			36.71
		edgewise	96.76			
	C ₁₂	flatwise	98.88			36.95
		edgewise	97.58			

Table 2 Mean values of room temperature elastic moduli

		Young's modulus(GPa)				
		Zr-1.0Nb	Zr-2.5Nb	Zircaloy-4	Zircaloy-2	Zr
As received	longitudinal	92.25	93.32	94.62	95.00	95.18
	transverse	95.72	94.42	94.60		
	normal	97.51				
Annealed	longitudinal	-	94.71	96.64	96.29	96.58
	transverse	-	93.97	96.92		
		Shear modulus(GPa)				
		Zr-1.0Nb	Zr-2.5Nb	Zircaloy-4	Zircaloy-2	Zr
As received	longitudinal	34.25	32.74	34.04	36.38	33.57
	transverse	35.42	33.05	34.14		
	normal	36.05				
Annealed	longitudinal		33.32	35.09	36.76	33.82
	transverse		33.33	35.25		

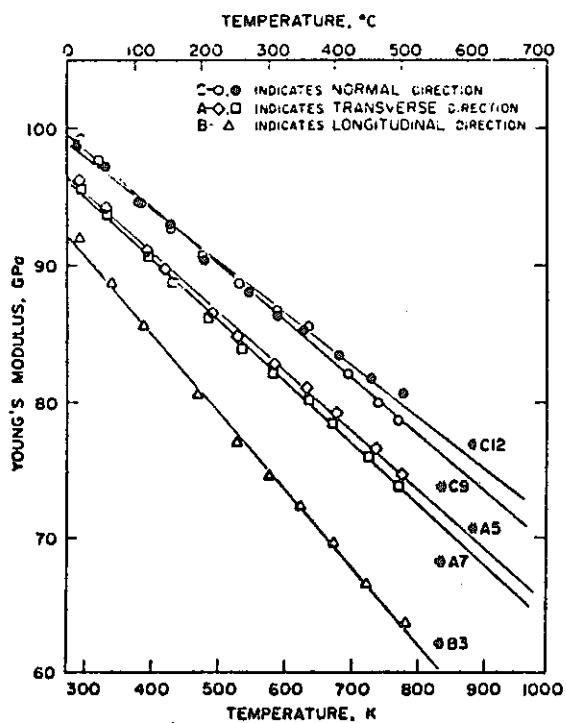


Fig.3 Experimentally determined values of Young's modulus in the three principal directions of Zr-1 wt% Nb slab at temperatures up to 775K.

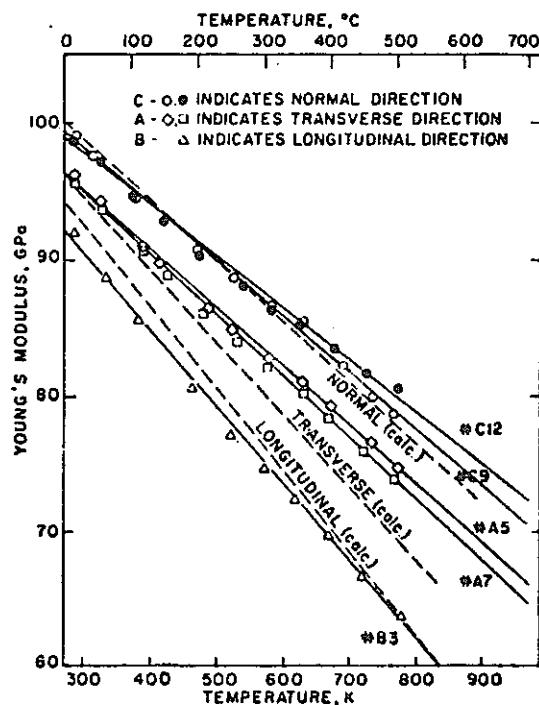


Fig.4 Comparison between measured and calculated (from texture) values for Young's modulus of Zr-1 wt% Nb slab in the three principal directions.

Table 3 Room temperature modulus of Zr-1.0 wt% Nb

Young's modulus (GPa)		
Direction	Calculated	Measured
Longitudinal	93.4	91.91-92.96
Transverse	95.2	95.31-96.42
Normal	99.1	95.5 -99.2

Table 4 Young's modulus of Zr-1.0 wt% Nb at 773K

Young's modulus at 773K (GPa)		
Direction	Calculated	Measured
Longitudinal	64	63.6
Transverse	68	73.5 -74.7
Normal	77	78.7 -79.8

3. 機械的性質

3.1 公称応力一伸び曲線

W.R.Thorpeら³⁾は、真空中において863K, 20 hr 完全再結晶処理し、厚さ1mmの板状試料を用いてFig. 5に示すような公称応力一伸び曲線を得た。Fig. 6に試料の形状を示す。彼らによれば、不連続的降伏(discontinuous yielding)は673K以下の全ての温度において、明らかな上昇伏点および下降伏点を示した。573Kで~1.5%の最大リューダーズ伸びが発生し、295Kでのリューダーズ伸びはわずか0.5%程度であった。

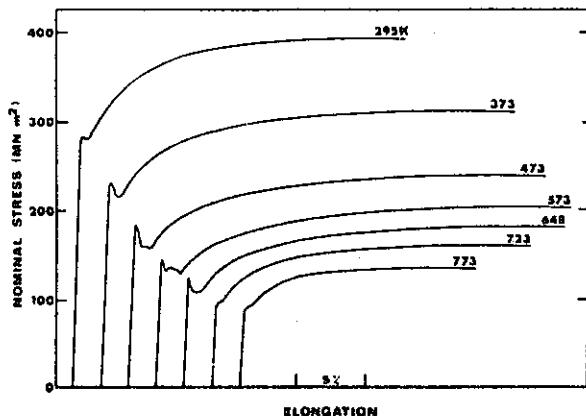


Fig.5 Nominal stress vs. elongation curves of Zr-1 Nb alloy at a nominal strain rate of $3.5 \times 10^{-4}/\text{s}$ for various temperatures.

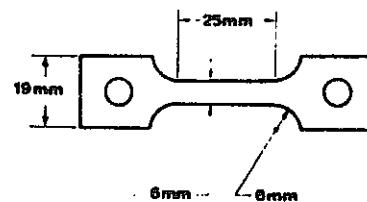


Fig.6 Tensile specimen geometry.

3.2 温度依存性

Fig. 7はR.S.Ambartsumyanら⁴⁾によるもので、700°Cで焼鈍した厚さ1.8~2mmの板状試験片を用いて室温から450°Cまでの温度範囲で試験した結果である。

Fig. 8はI.A.El-Shanshouryら⁵⁾によるもので、700°Cで30分真空焼鈍した厚さ0.5mmの板状試験片について、引張速度をパラメータとし、室温から600°Cまでの温度範囲で試験した結果である。Fig. 9に試験片の形状を示す。引張速度が早くなると強度は大きくなるが伸びの低下する温度が約100°C高温側に移動する。

Fig. 10はC.Tyzackらによるもので、600°C・4hr 真空焼鈍した試験片を室温から400°Cまでの温度範囲で試験した結果である。比較のためZrycaloy-2の試験結果を示す。Zr-1%NbはZircaloyと同程度の機械的性質を有することがわかる。

Fig. 11とFig. 12はC.Tyzackらが750°Cから900°Cまでの温度範囲で機械的性質を調べた結果であ

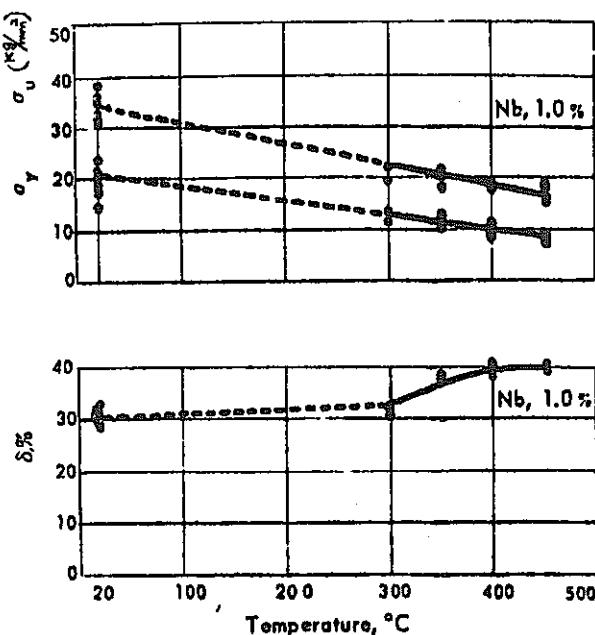


Fig.7 Effect of temperature on the mechanical properties of Zr-1% Nb alloys cold-rolled to sheet 1.8-2 mm thick and annealed at 700°C. Yield and tensile strengths in kg/mm².

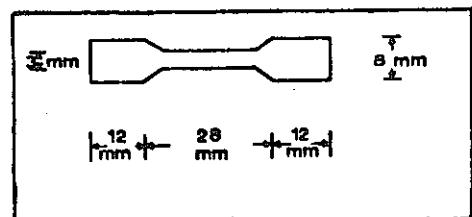
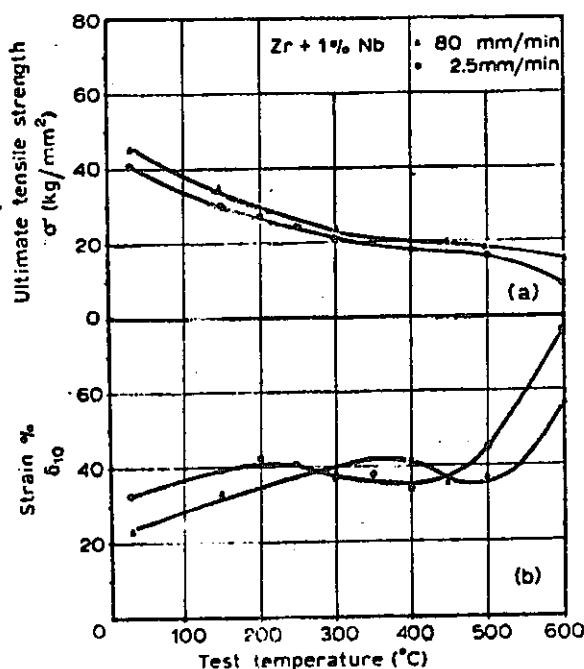


Fig.9 Dimensions of a test specimen.

Fig.8 Effect of temperature on the mechanical properties of Zr-1% Nb for extension rates of 2.5 and 80 mm/min.

る。Zr-1%Nb合金の引張強度はZry-2と同程度である。これに対し伸びは、850 °Cと900 °Cに最大値があり、C.Tyzackらによればこれはいわゆる超塑性により生ずる現象である。

Fig.13はW.R.Thorpeらが、2%流動応力(flow stress)の温度依存性をひずみ速度を変えて試験した結果である。一般にひずみ速度が大きいほどproof応力は大きい。580から680Kまでの温度範囲では逆ひずみ感受性現象が存在し、動ひずみ時効が働いていることを支持する。

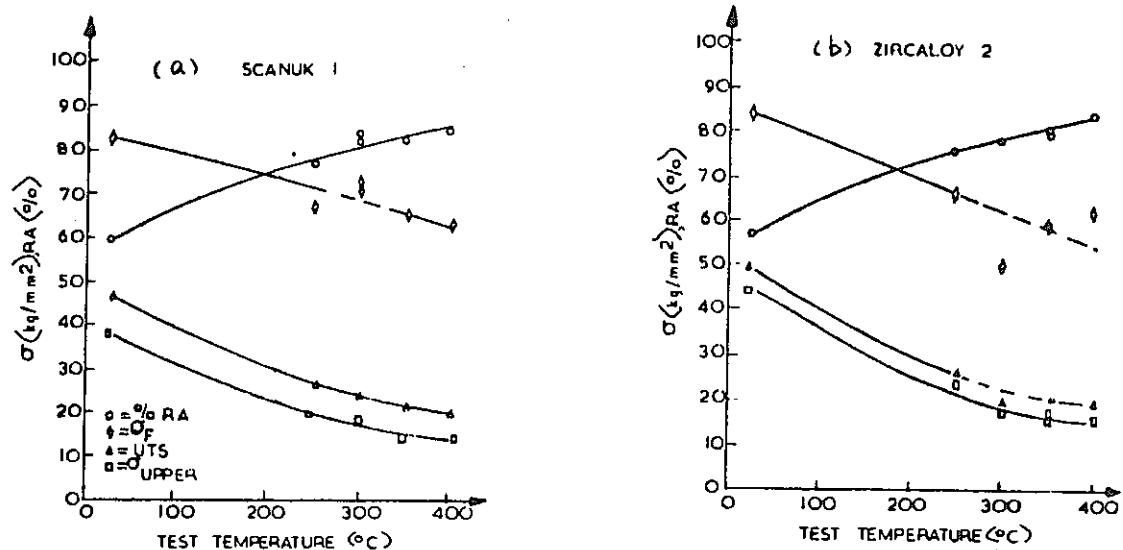


Fig.10 High temperature mechanical properties of Scanuk-1 and zircaloy-2 in the recrystallised condition
($\dot{\varepsilon} = 1.1 \times 10^{-3}$ per sec).

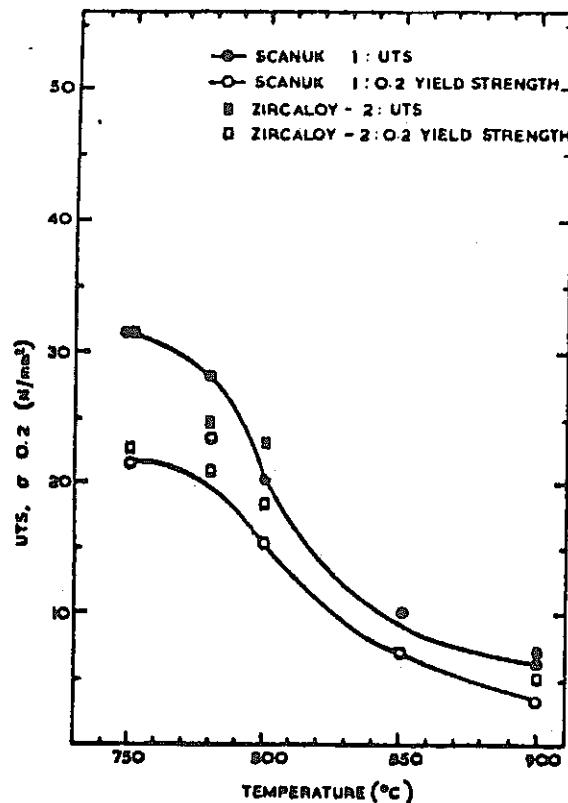


Fig.11 Ultimate tensile strength and 0.2% yield strength of Scanuk-1 and Zircaloy-2 as a function of temperature.

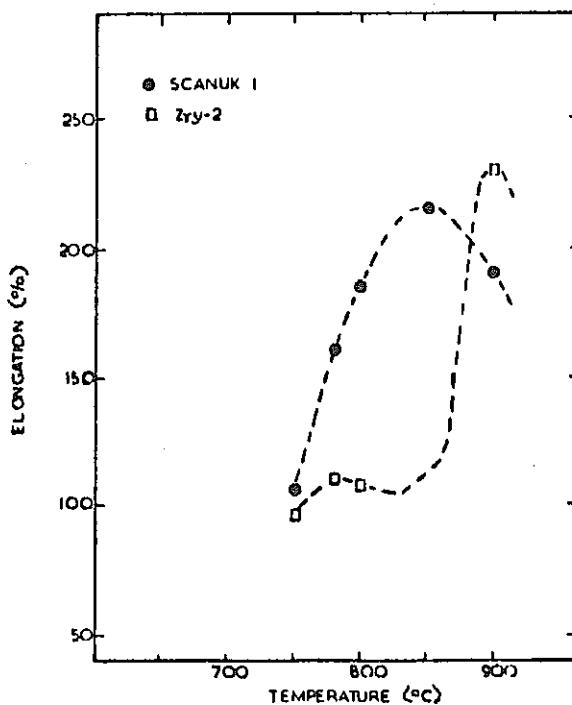


Fig.12 Dependence of elongation upon temperature in tensile tests.

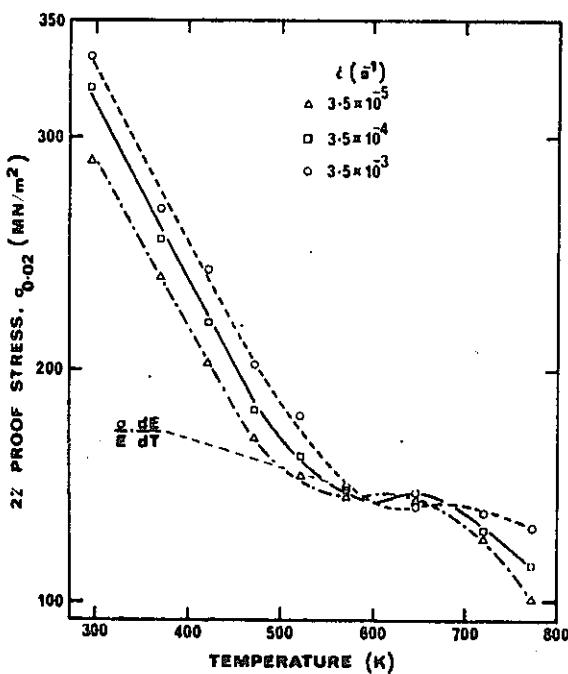


Fig.13 Temperature dependence of 2% flow stress of Zr-1 Nb alloy for various strain rates.

3.3 ひずみ時効

Table 5に、C.Tyzackらが各種の合金について求めたものからScanuk-1 [Zr-1%Nb] とZry-2を抜粋した数値を示す。合金のひずみ硬化能力は、1%から5%までのひずみ増加により生ずる応力増加で証明される。Scanuk-1はZry-2と同等に挙動する。

Fig.14は、W.R.Thorpeらがひずみ硬化指数の温度依存性を試験した結果である。295Kから573Kまでは温度が高くなるにつれてひずみ硬化指数も増加するが、573Kを越えると急激に低下する。ひずみ速度が増加するとピークに対応する温度は高温側に移動し、ピークの値は小さくなる。

Fig.15は、W.R.Thorpeらが同図の中で定義したひずみ時効パラメータ($\triangle \sigma$)の温度依存性を調査した結果を示す。これはFig. 13の流動応力の逆ひずみ感受性開始に相当する。動的ひずみ時効は静的ひずみ時効より高温で起こるので、このことは関連した温度範囲においてZr-1%Nb合金に動的ひずみ時効が起こることを支持する。

3.4 水素の影響

Fig. 16にA.A. Kiselevら⁶⁾が板状試験片について試験した結果を示す。水素量が増すとともに引張強度は増加するが、伸び、絞りは低下する。

Fig.17は、I.A.El-Shanshouryらが、室温から600°Cまでの温度範囲で、水素量をパラメータにして引張試験を実施した結果である。水素量の増加とともに引張強度が増加し、延性は減少する。また、400°Cにおける伸びの減少量が大きくなる。

Table 5 Strain-hardening characteristics of Zircaloy-2 and Zr-1% Nb

	Test temp. (°C)	Alloy	
		Zr-1% Nb (Scanuk 1)	Zircaloy-2
Strain-hardening exponent in range 2-10% strain	25	*	0.122
	250	*	0.153
	300	*	0.171
	350	0.178	0.180
	400	*	0.180
True stress at a strain of 5% (MN/m ²)	25	446.4	489.5
	250	252.1	245.3
	300	225.6	180.5
	350	204.0	190.3
	400	192.3	178.5
True stress increase from 1% to 5% strain (MN/m ²)	25	58.9	64.7
	250	41.2	40.2
	300	39.2	35.3
	350	43.2	37.3
	400	36.3	36.3

The table shows the effect of test temperature on

- 1) the strain hardening exponent 'n' defined as log true stress/log true plastic strain in the range 2-10% strain;
- 2) the true stress at a true plastic strain of 5%;
- 3) the stress increase arising from a strain increase from 1% to 5% as a measure of the strain-hardening rate.

* log/log plot not obtained.

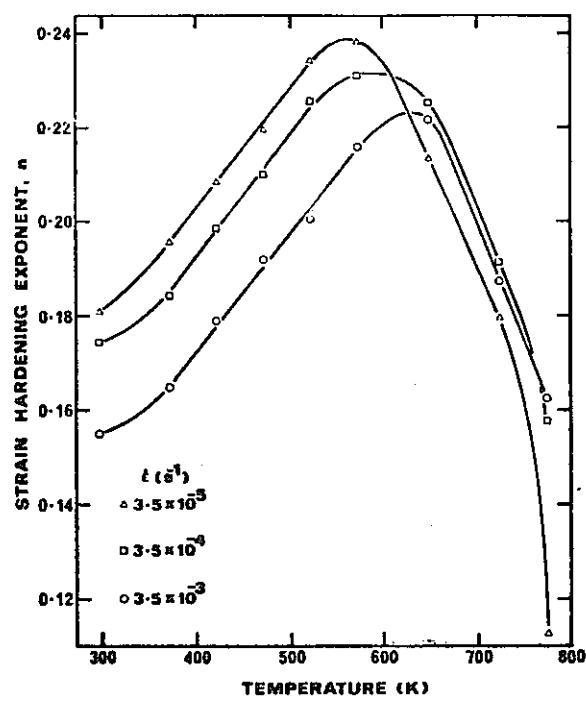


Fig.14 Temperature dependence of the strain hardening exponent of Zr-1 Nb alloy for various strain rates.

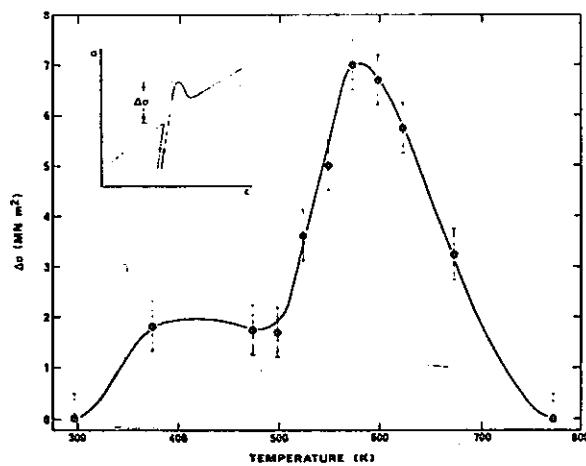


Fig.15 Temperature dependence of the strain ageing parameter, $\Delta\sigma$, for Zr-1 Nb alloy. Ageing time = 1000 s, ageing stress = 0.5 UTS, strain rate = 3.5×10^{-4} /s.

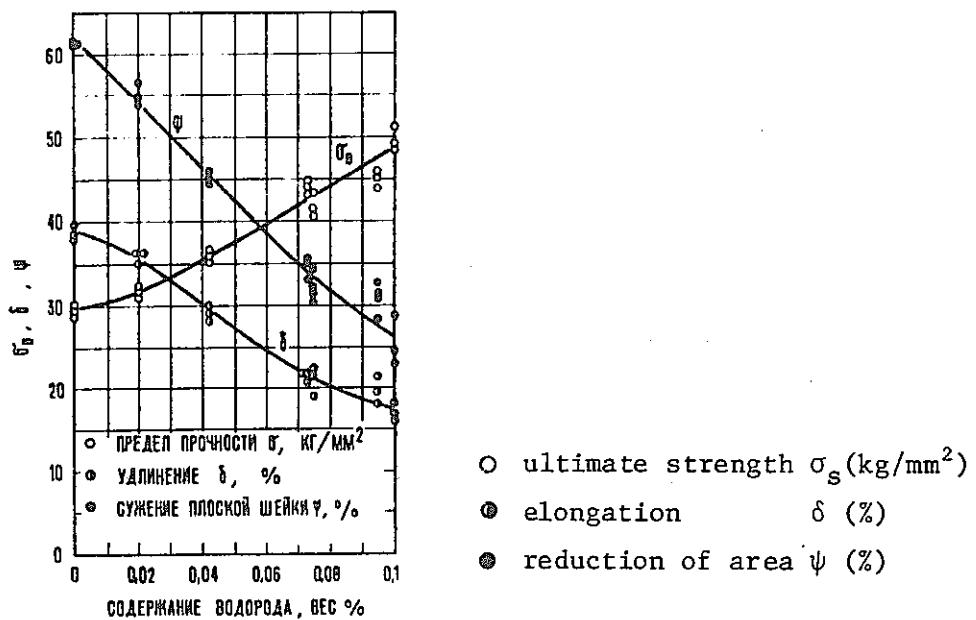


Fig.16 Effect of hydrogen on mechanical properties of Zr-1% Nb alloy.

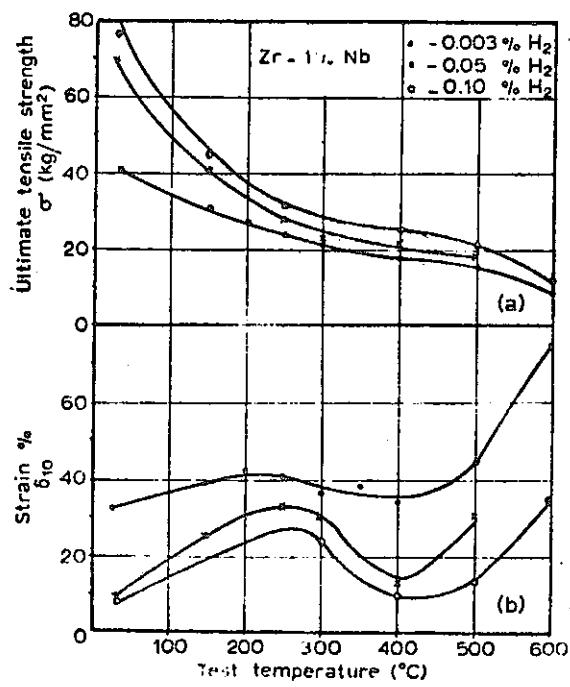


Fig.17 Effect of hydrogen on the mechanical properties of Zr-1% Nb over the temperature range 30-600°C for an extension rate of 2.5 mm/min.

3.5 腐食の影響

Fig. 18 は、A. A. Kiselev らが、腐食試験後の機械的性質を調査した結果で、水蒸気中 450 °C で 18,000hr 腐食した試験片は試験前とくらべて引張強度は約 30 % 増加したが、伸びは約 1/2 に減少した。Fig. 19 に試験片の形状を示す。

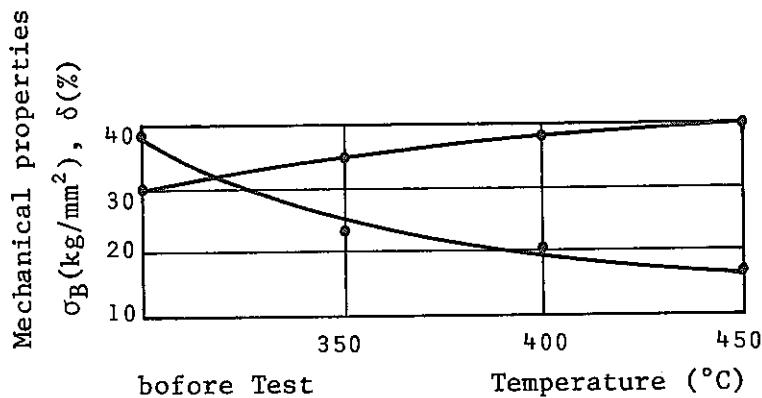


Fig.18 Mechanical properties of Zr-1% Nb alloy after corrosion test.

Test condition

350°C ----- 168 atm, Water 18,000 Hr
 400°C } --- 300 atm, Steam 18,000 Hr
 450°C

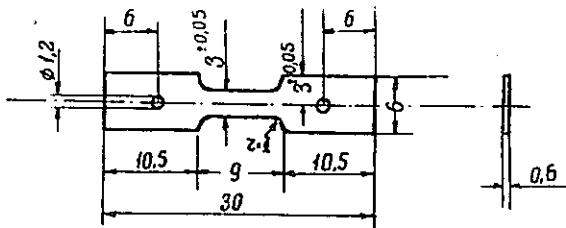


Fig.19 Dimentions of a test specimen.

4. 腐 食 拳 動

4.1 酸素中および空気中

Fig. 20, 21 および 22 は R. S. Ambartsumyan らが酸素中および空気中における腐食時間と重量増加の関係を調査した結果を示す。いずれも Nb 量が増加するとともに重量増加が大きくなる。

4.2 炭酸ガス中

Fig. 23 は同じく R. S. Ambartsumyan らが炭酸ガス中で腐食試験を実施した結果を示す。炭酸ガス中の重量増加は酸素中のそれより少ない。

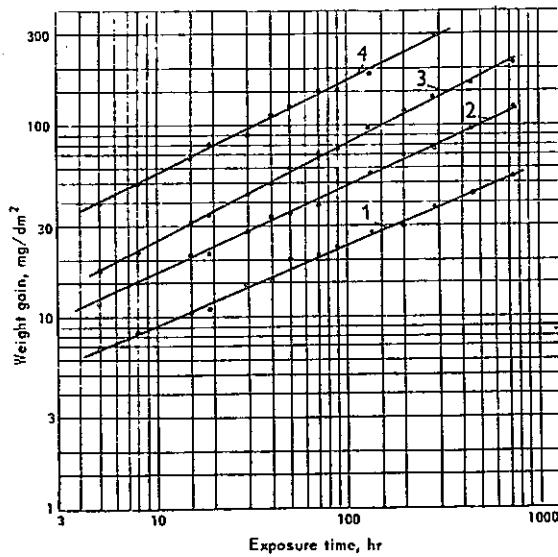


Fig. 20 Oxidation of Zr-Nb alloys in oxygen at 450°C and 160 mmHg:
1, iodide zirconium; 2,
Zr-1% Nb; 3, Zr-2.5% Nb; 4,
Zr-5.0% Nb.

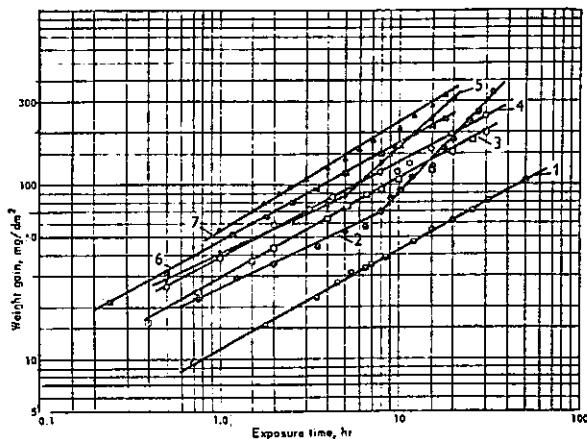


Fig. 21 Oxidation of zirconium and its alloys in oxygen at 600°C and 160 mm Hg: 1, iodide zirconium; 2, Zr-1.0% Sn-0.2% Fe-0.3% Ni; 3, Zr-0.5% Ta; 4, Zr-1.0% Nb; 5, Zr-2.5% Nb-0.5% Sn; 6, Zr-2.5% Nb; 7, Zr-5.0% Nb.

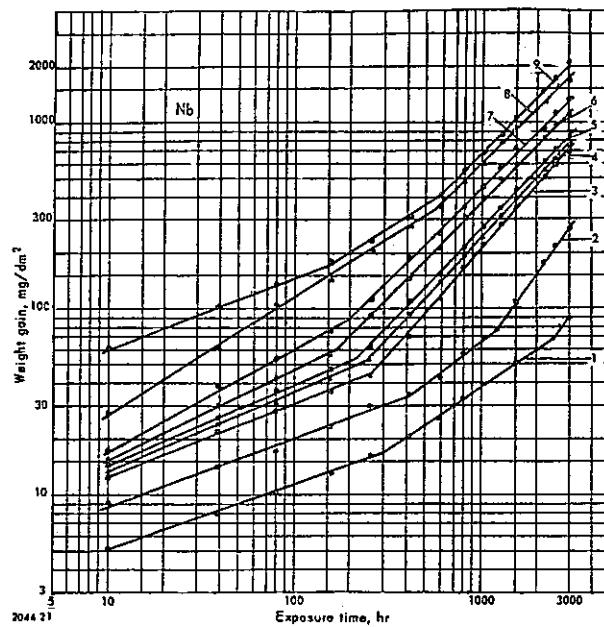


Fig. 22 Oxidation of Zr-Nb in air at 450°C
Niobium content; 1.0; 2,0.25%; 3,0.5%;
4,0.75%; 5,1.0%; 6,1.25%; 7,1.5%;
8,2.5%; 9,5.0%.

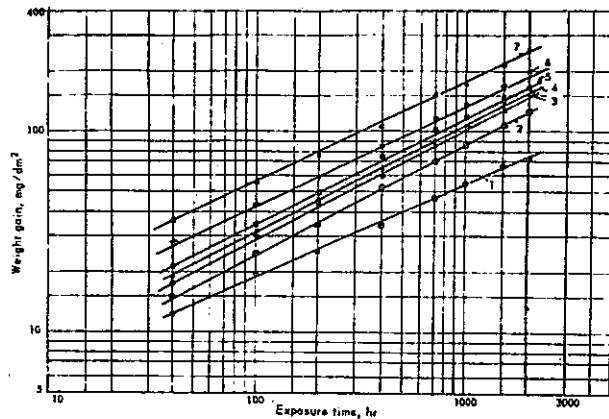


Fig. 23 Corrosion of Zr and its alloys in CO₂
at 450°C and 760 mm Hg.
1. iodide zirconium; 2. Zr-1.5% Ni;
3. "Ozhennite-0.5"; 4. Zr-1.0% Nb;
5. Zr-1.5% Sn; 6. Zr-1.5% Nb;
7. Zr-1.5% Fe.

4.3 各種ガス中

Fig. 24, 25 は K. J. Richter⁷⁾ が各種ガス中における腐食による重量増加をまとめたものである。

4.4 水および水蒸気中

Fig. 26 に A. A. Kiselev らが 22,000 時間もの長時間腐食試験を実施した結果を示す。Fig. 27 は、このデータから求めたカイネティック理論曲線である。

Fig. 28 に、C. Tyzack らが脱ガスした水中で試験した結果を示す。Zr-1%Nb 重量の増加は、3000 時間付近から Zry-2 より大きくなる。

Fig. 29 は水中に酸素が存在する場合の重量増加を示し、Zr-1%Nb は Zry-2 よりも重量増加速度が大きい。

Fig. 30 は C. Tyzack らが 400 °C, 6.85 MN/m² の水蒸気中で試験した結果を示す。1000 時間付近に遷移点がある。Zr-1%Nb は Zry-2 よりやや腐食增量が多いが、速度定数は Zry-2 と同等である。

Fig. 31 は E. Hillner¹²⁾ ジルコニウム基合金の腐食に関する文献レビューの中で示したものである。400 °C, 水蒸気中では 500 日を越えると Zry-2 より Zr-1%Nb の方が重量増加が少なくなる。この図に示されている Zr-1%Nb のデータの出典は A. A. Kiselev の報告である。したがって、400 °C における試験圧力は 300 atm (= 30.4 MN/m²) であり、C. Tyzack らの試験圧力 6.85 MN/m² よりはるかに高い圧力である。しかし、圧力が高くなると腐食による重量増加が少くなるというデータがあるので、¹³⁾ 両者の違いは圧力以外の要因があると考えられるが、詳細は明らかではない。

Fig. 32 は GEAP 4089 で報告された (Vol. 1-pp. 77) データを示す。500 °C, 1 atm の水蒸気中において、最終加工度 50% 板厚 0.7 mm の板状試験片について腐食試験した結果である。再結晶処理した Zr-1%Nb と Zry-2 を比較すると、約 600 時間を越えると Zr-1%Nb の方が重量増加が少くなる。

Table 6 は R. S. Ambartsumyan らが 450 °C, 酸素 - 水蒸気雰囲気中で実験した結果である。混合気体中では水蒸気中よりはるかに重量増加が大きい。

Fig. 33 は、L. Lunde ら¹⁴⁾ が、500 °C, 水素 - 水蒸気混合気体中で試験した結果である。これによると、Zry-2 が最も重量増加が大きい。一方 Nb を含む合金はその変化は少ない。

Fig. 34 は、K. Videm¹⁵⁾ がまとめたもので、彼によれば、350 °C 以下では Zry-2, 4 が最も低い、オーゼナイトは低温では Zry-2, 4 とほぼ同じ腐食速度を示し、高温ではそれより良好になっている。

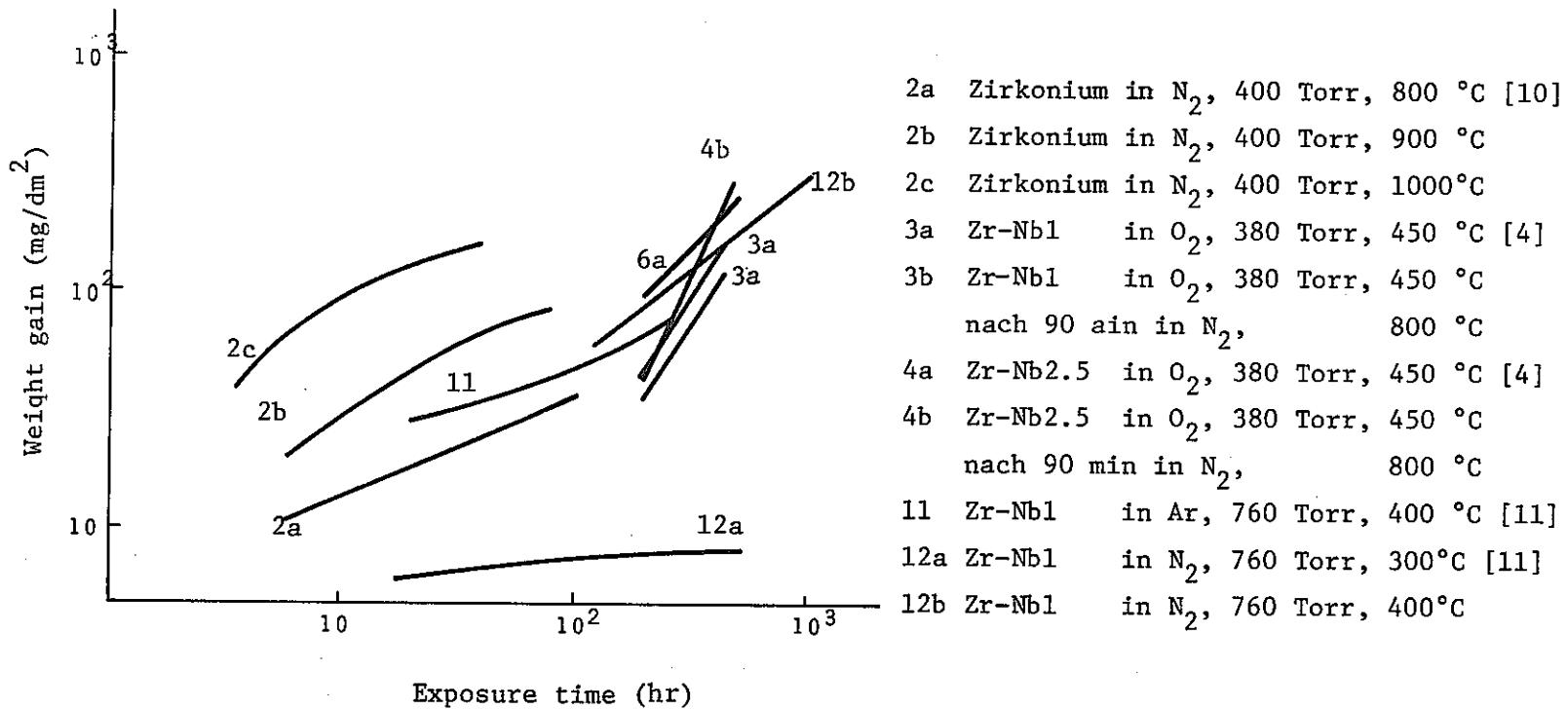


Fig. 24 Corrosion of Zr-Nb alloy in various gases

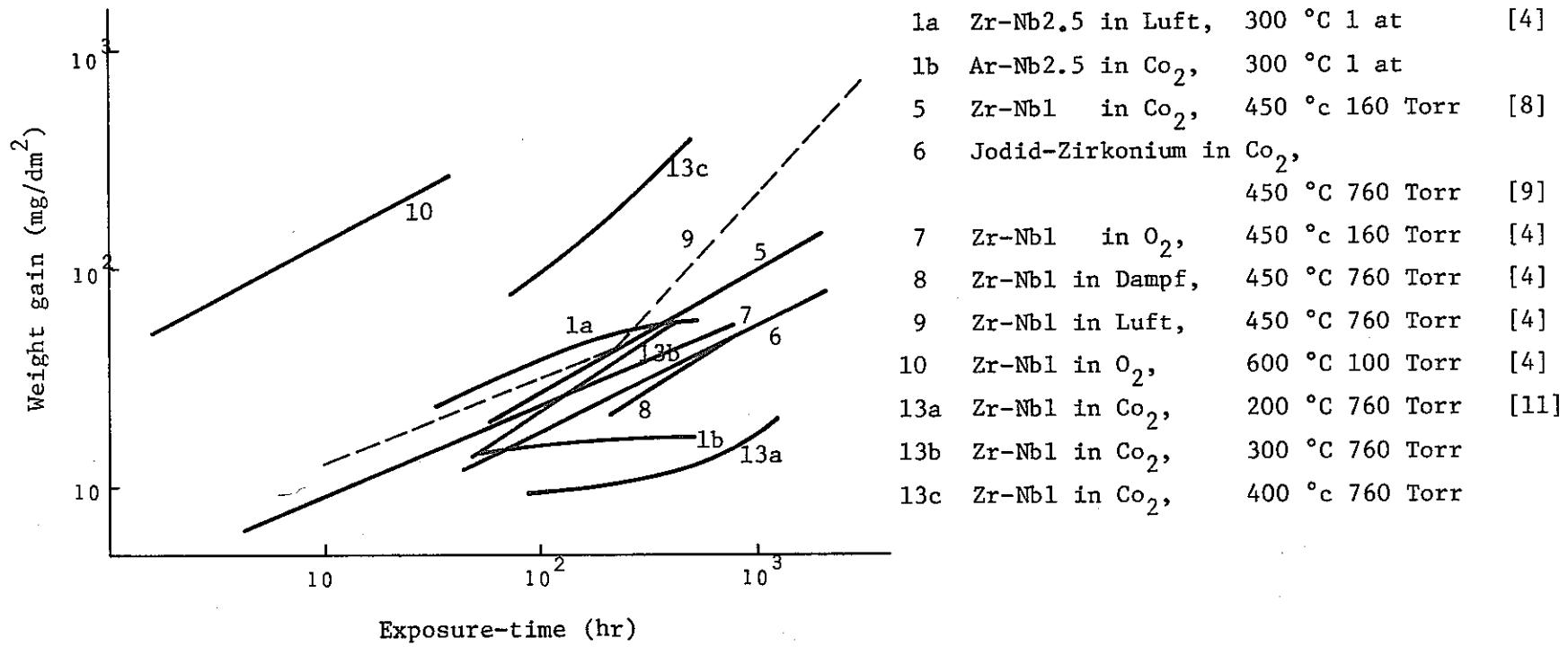


Fig. 25 Corrosion of Zr-Nb alloy in various gases

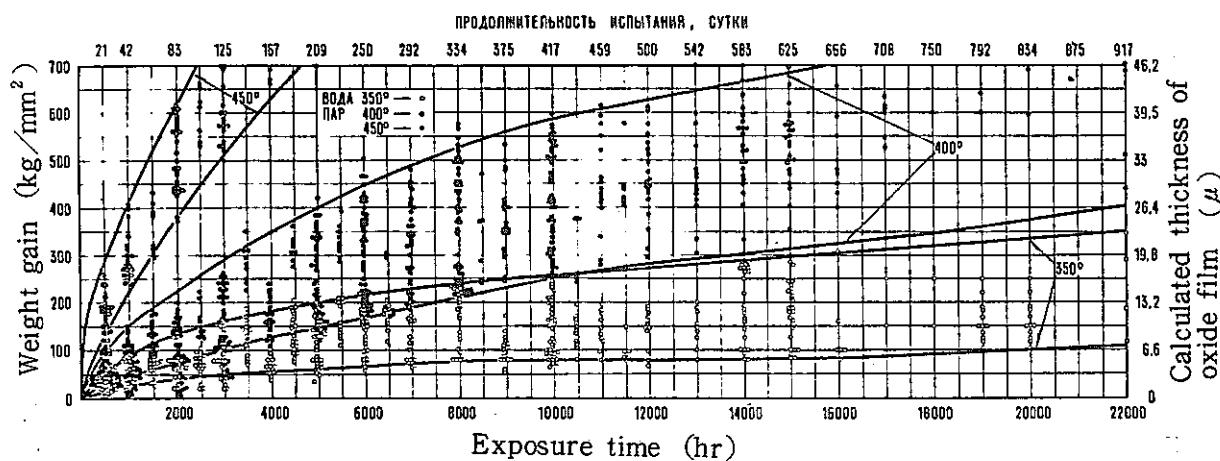


Fig.26 Corrosion of Zr-1% Nb alloy in water at 350°C-168 atm and in steam at 400° and 450°C-300 atm.

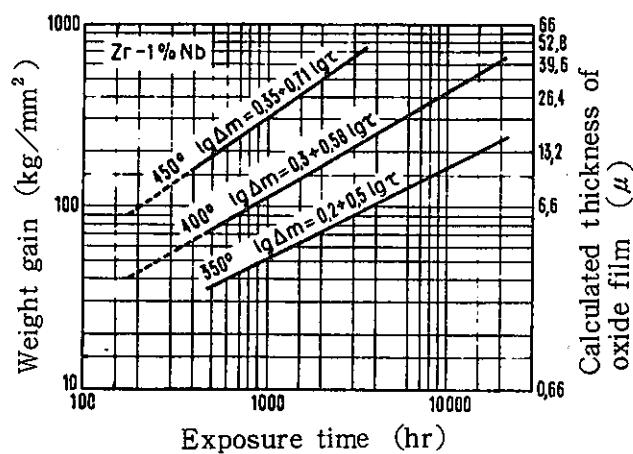


Fig.27 Corrosion of Zr-1%Nb alloy in water in 350°-168 atm
Kinetic theory Curve obtained from experimental,
(data showed in Fig.26).

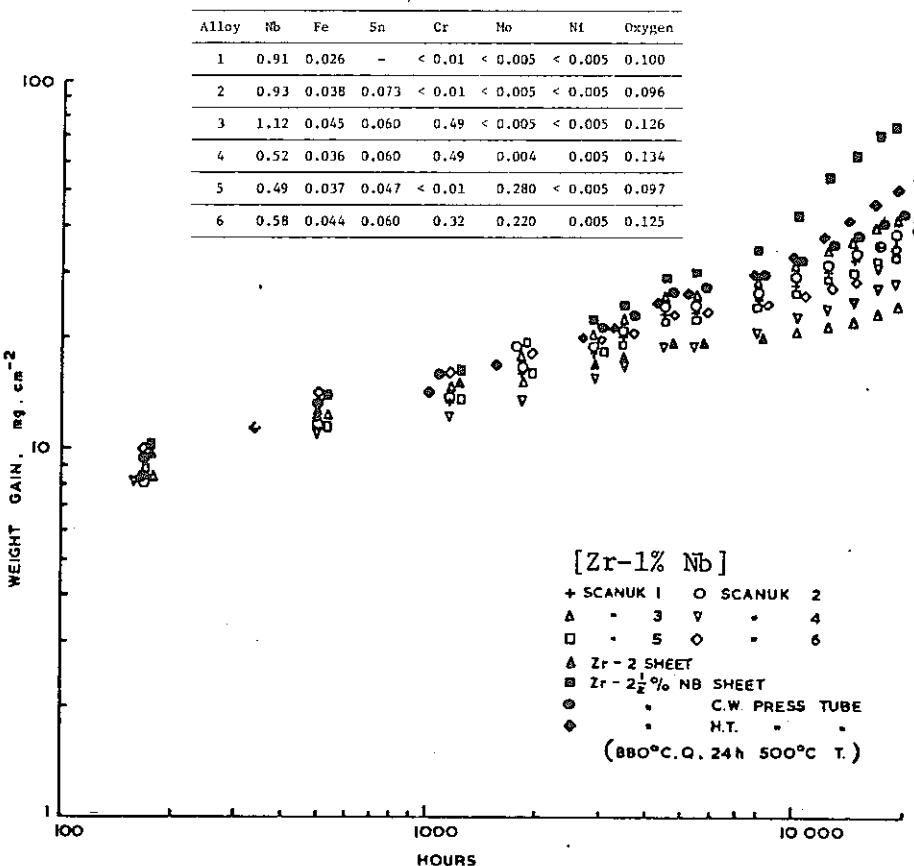


Fig.28 Corrosion data at 290°C (7.39 MN/m²) in degassed water.

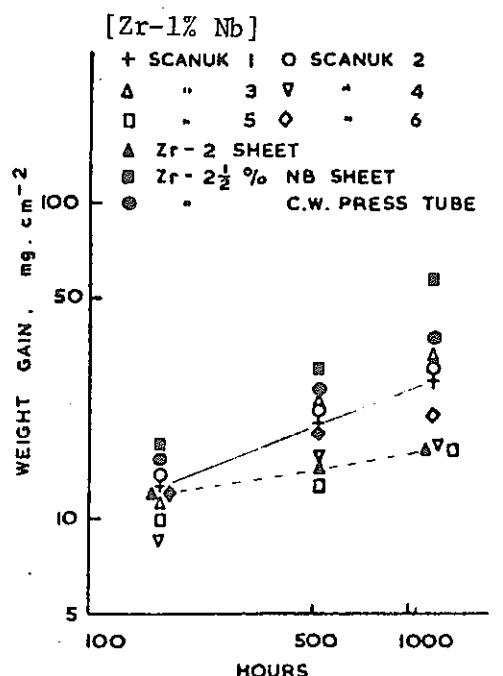


Fig.29 Corrosion data at 290°C (8.90 MN/m²) in water containing 7ppm oxygen.

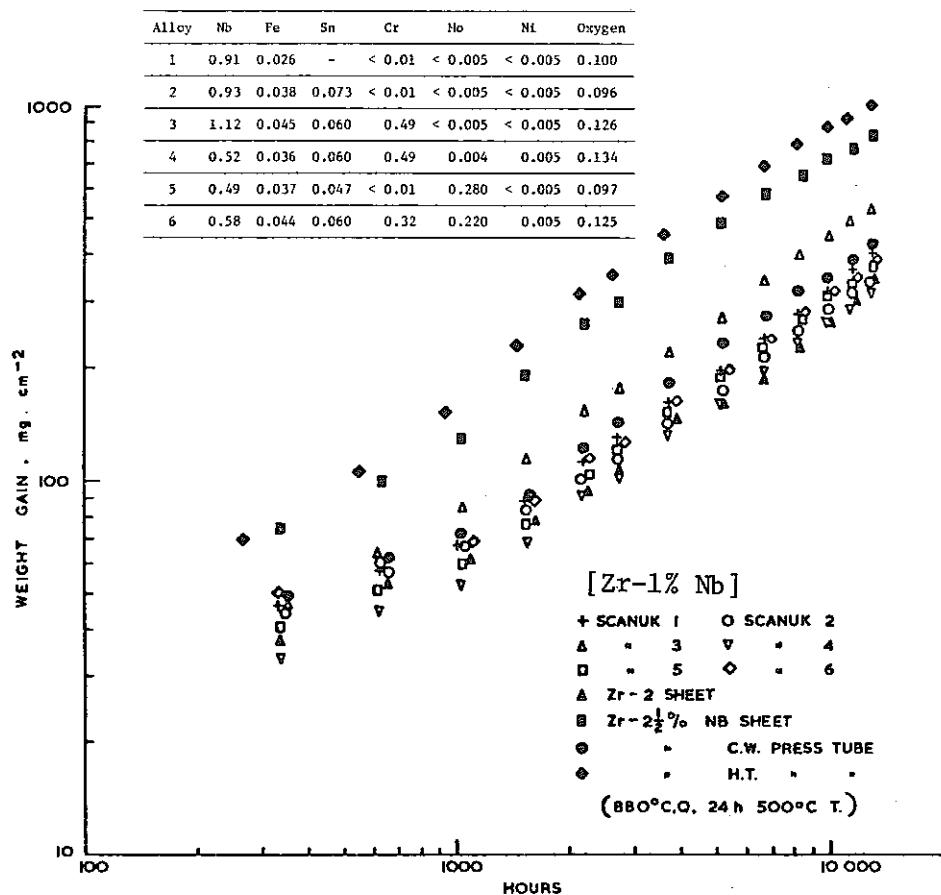
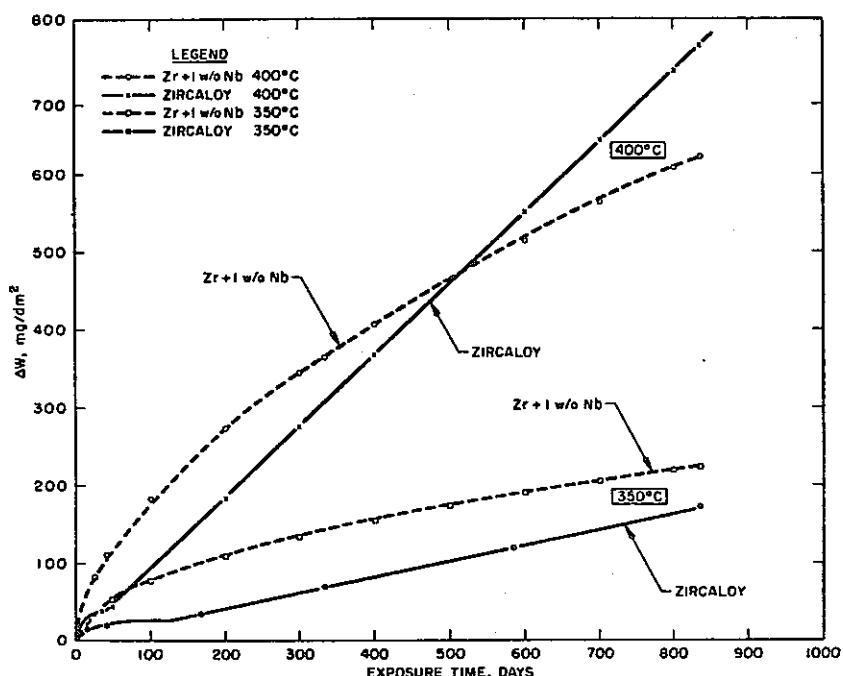
Fig.30 Corrosion data at 400°C (6.85 MN/m²) in steam.

Fig.31 Ex-reactor corrosion of Zr-1 Nb and Zircaloy in 350°C water and 400°C steam. Zr-1 Nb data from Ref.54.(6)

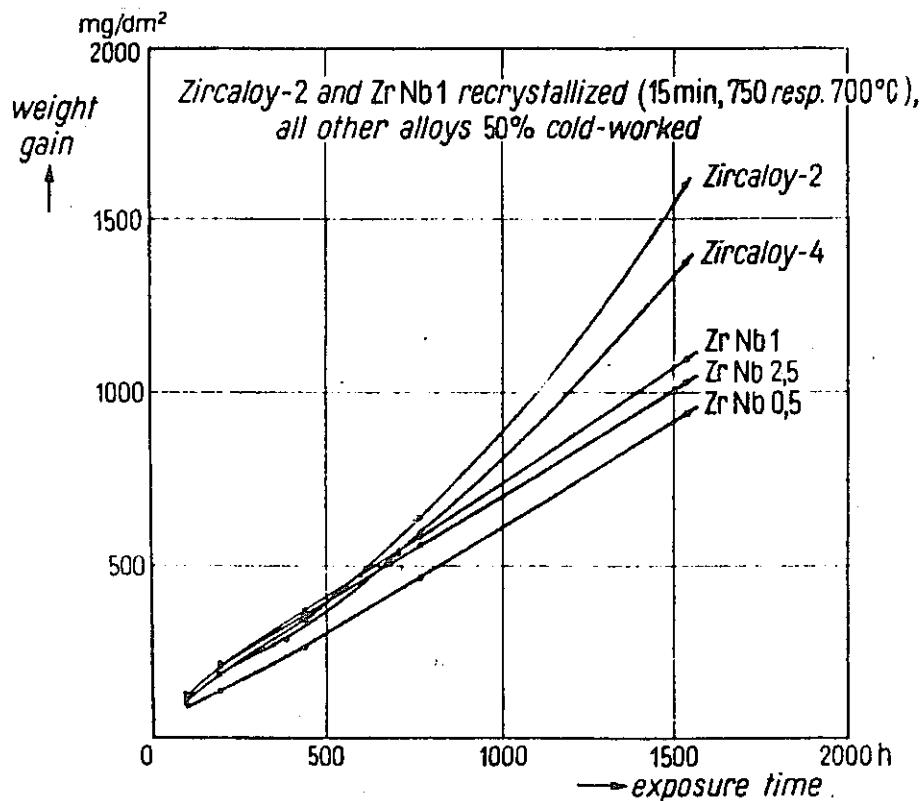


Fig. 32 Corrosion of Zr alloys in steam at 500°C, 1 atm.

Table 6 Oxidation of Zr Alloys in Oxygen-Steam Mixtures at 450°C.

Material	Weight gain, in mg/dm ² , during stated periods					
	210 hr		500 hr		810 hr	
	Mixture ^a	Steam ^b	Mixture ^a	Steam ^b	Mixture ^a	Steam ^b
Zr	27-31	21-22	28-32	28-32	30-36	32-33
Zr-1% Nb. :	93-113	21-23	168-179	35-40	224-226	40-56
Zr-2.5% Nb. :	180-250	32-66	254-336	68-95	302-396	79-113
"Ozhennite-0.5"	40-42	20-22	62-64	25-27	30-36	28-32

^a Oxygen pressure 380 mm, total pressure 760 mm Hg.^b Steam pressure 760 mm Hg.

Alloy	Alloy additions %						
	Nb	Sn	Fe	Ni	Cr	M	O
1 Scanuk 1 [Zr-1%Nb]	0.92		0.026				0.100
2 Scanuk 2	0.93	0.073	0.038				0.097
6 Scanuk 6	0.58	0.06	0.044	0.005	0.32	0.22	0.125
7 Zr - 2.5Nb	2.5		0.05				0.121
8 Ozhenite 0.5	0.14	0.24	0.10	0.09			0.120
9 Valoy			0.08		1.00		0.086

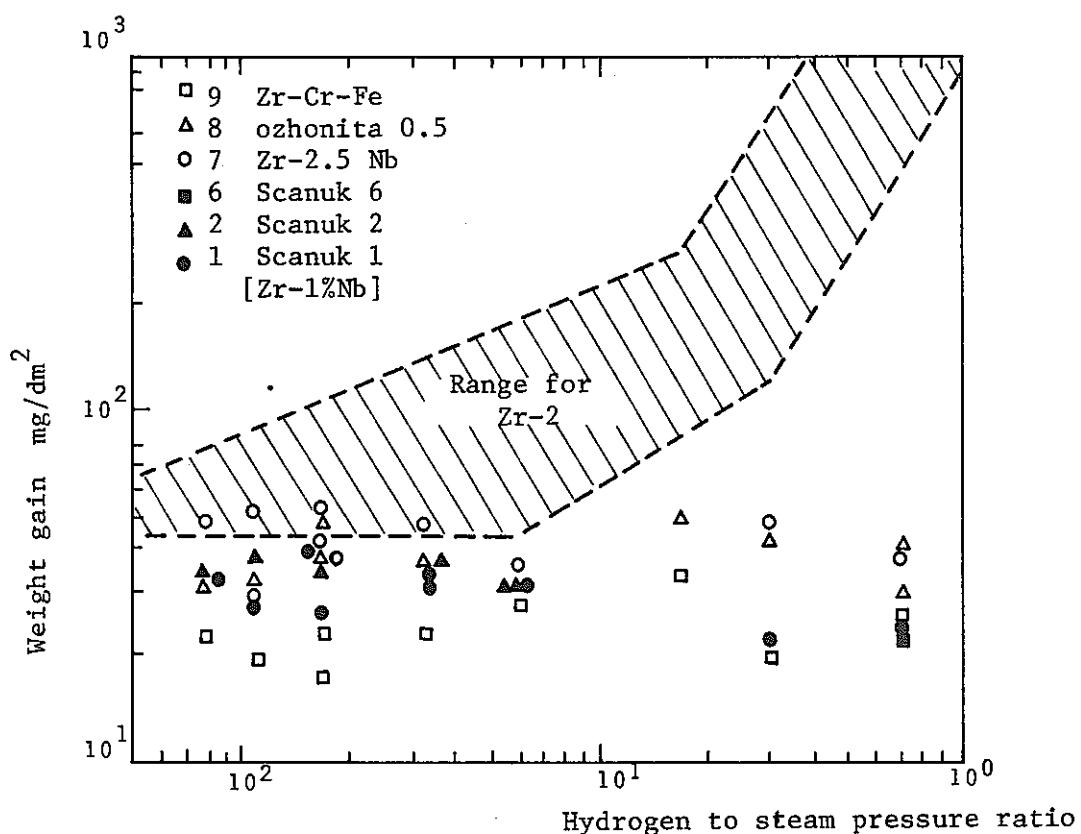


Fig. 33 Weight gain of different recrystallized Zirconium alloys after 16 hours in different hydrogen steam mixtures at 500°C

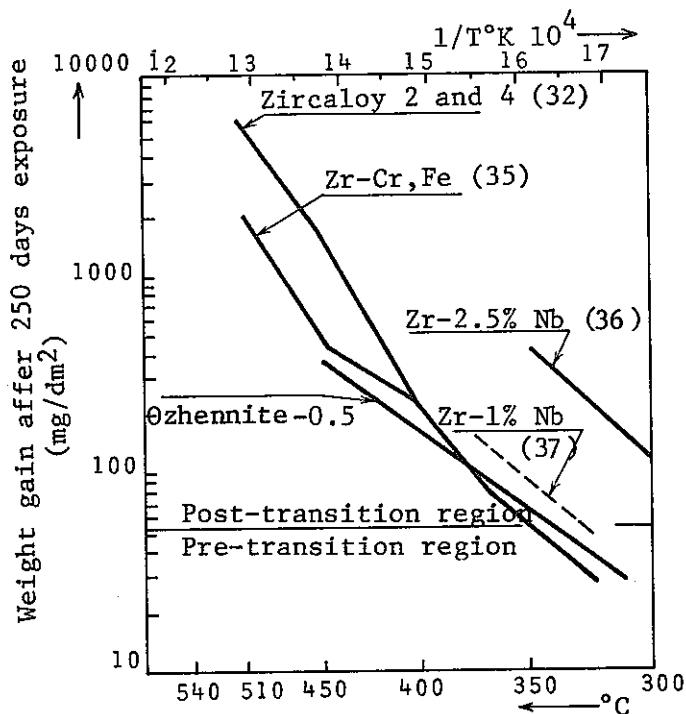


Fig. 34 Temperature dependence of out-of-pile corrosion for some zirconium alloys - weight gain after 250 days. Compiled from different workers [32, 33, 34]

4.5 熱処理の影響

Fig. 35 およびTable 7 はH. H. Klepfer¹⁶⁾が報告した実験結果である。Nb量が増すと重量増加が大きくなる。また、 α -焼純した試料が最も重量増加が少なく、Nb量の影響も少ない。

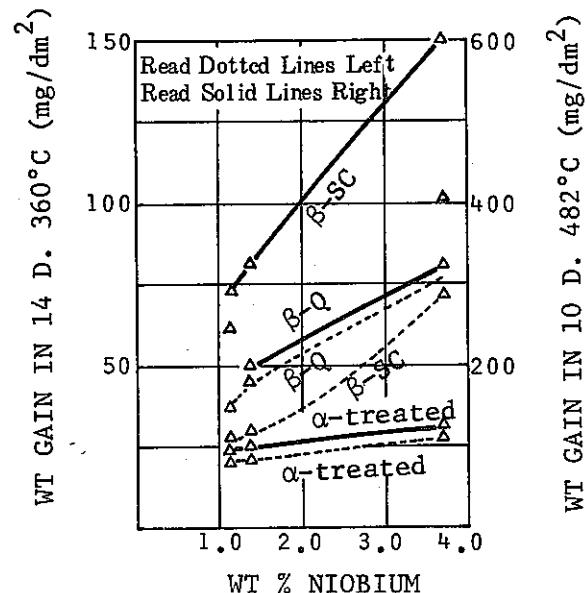


Fig. 35 The effect of composition and heat treatment on the weight gains of Zr - Nb alloys for the exposures indicated.

Table 7 Hydrogen take-up by heat treated Zr-Nb alloys.

	Composition	Condition	Total $\Delta W'$ (mg/dm ²)	H_{final} (ppm)	H_{start} (ppm)	ΔW_H (mg/dm ²)	ΔW_O (mg/dm ²)	$\Delta W_H/\Delta W_O$ **	% Theoretical Hydrogen
<i>A. 360° C - 2700 psi water 336 h - static autoclave</i>	1.2 wt % Nb . .	α	23.4	26	20	0.10	23.2	0.0086	6.8
		β -SC	30.3	519	44	14.3	16.0	0.89	710
		β -Q	37.8	58	52	0.18	37.6	0.0047	3.7
	1.4 wt % Nb . .	α	22.0	34	20	0.40	21.6	0.019	15
		β -SC	26.4	504	45	12.5	13.9	0.90	710
		β -Q	27.2	42	41	0.026	27.2	0.00096	0.8
	3.7 wt % Nb . .	α	27.2	29	20	0.28	26.9	0.010	7.9
		β -SC	94.4	97	58	1.1	93.2	0.013	10
		β -Q	65.0	49	44	0.14	64.9	0.0021	1.7
<i>B. 482° C - 1000 psi steam 240 h - static autoclave</i>	1.2 wt % Nb . .	α	118.5	131	20	3.5	115.0	0.030	24
		β -SC	248.6	332	44	9.4	239.2	0.039	31
		β -Q	227.0	150	52	3.0	224.0	0.013	10
	1.4 wt % Nb . .	α	136.8	170	20	4.5	132.3	0.034	27
		β -SC	261.7	528	45	14.1	247.6	0.057	45
		β -Q	105.5	96	51	1.5	104.0	0.014	11
	3.7 wt % Nb . .	α	151.7	78	20	1.8	149.9	0.012	10
		β -SC	461.5	282	58	6.7	454.8	0.015	12
		β -Q	277.7	202	44	3.7	274.0	0.013	10

** Theoretical $\Delta W_H/\Delta W_O = 0.126$.
All values are for single samples.

4.6 水素吸収

Table 8 に C.Tyzack らが板状試験片の腐食水素吸収に関するデータの中から Zr-1%Nb と Zry-2 を抜粋して比較した。水中および水蒸気中のどちらも Zr-1%Nb が水素吸収量が少ない。

Table 9 は H. H. Klepfer が水素吸収におよぼす熱処理の影響を調査した結果で、 α -焼鈍した試料が最も少ない。

4.7 ノジュラー腐食

Table 10 は L. Lunde らが 600 °C, 4 時間再結晶処理した各種 Zr 合金について、600 °C, 水素-水蒸気混合気体中で腐食試験を行ない、ノジュラー腐食の有無について調査した結果である。Zr-1%Nb は H_2/H_2O が低くても高くても均一であるが、Zry-2, 4 にはノジュラー腐食が認められた。

Table 11 は L. Lunde らが BWR 中、高圧蒸気中および水素添加した水蒸気中試験結果を比較したもので、Zr-1%Nb についてはソ連の BWR ではノジュラー腐食が検出されたが、それ以外では均一な腐食であった。

Table 8 Corrosion hydrogen absorption for sheet specimens

Exposure	Alloy	mgO ₂ /dm ²	mgH ₂ /dm ²	%H ₂	
2856 h	Scanuk 1 [Zr-1% Nb]	17.5	0.14	6.3	exposed at 290°C, 7.39 MN/m ² in degassed water
	Zircaloy-2	16.9	0.88	41.9	
	"	19.4	1.70	70.0	
8004 h	Scanuk 1 [Zr-1% Nb]	24.9	0.15	4.7	exposed at 400°C, 6.85 MN/m ² in steam
	Zircaloy-2	21.7	1.05	38.8	
	"	23.4	1.92	65.8	
12900 h	Scanuk 1 [Zr-1% Nb]	382.2	7.81- 9.79	16.3-20.5	exposed at 400°C, 6.85 MN/m ² in steam
	Zircaloy-2	367.9	27.72-28.06	60.3-61.0	
	"	539.5	36.93-42.36	54.8-62.8	

Table 9 Corrosion weight gains of heat treated Zr-Nb alloys

Treatment	Composition			Zircaloy-2 control: 16 mg/dm ²	
	1.2 wt% Nb	1.4 wt% Nb	3.7 wt% Nb		
A. 360°C - 2700 psi water 336 hr - static	Alpha annealed 8 hr 593°C slow cooled	*23.5 mg/dm ² (18ppm N ₂)	*23.4 (18ppm N ₂)	*31.3 (18ppm N ₂)	* black shiny film ** cracked grey- white film
	Beta slow cooled 2 hr 927°C air cooled	*29.9 (62ppm N ₂)	*33.7 (58ppm N ₂)	*103.5 (74ppm N ₂)	
	Beta quenched 2 hr 927°C water quenched	**38.4 (151ppm N ₂)	**45.5 (31ppm N ₂)	**72.6 (18ppm N ₂)	
B. 482°C - 1000 psi steam 240 hr - static	Alpha annealed 8 hr 593°C slow cooled	*103 mg/dm ² (18ppm N ₂)	*106 (18ppm N ₂)	*137 (26ppm N ₂)	Zircaloy-2 control: 102 mg/dm ² * black shiny film ** cracked grey- white film *** dull grey film
	Beta slow cooled 2 hr 927°C air cooled	**290 (18ppm N ₂)	**335 (18ppm N ₂)	**600 (18ppm N ₂)	
	Beta quenched 2 hr 927°C water quenched	***225 (36ppm N ₂)	***204 (68ppm N ₂)	***338 (26ppm N ₂)	

All values are the average for two samples.

Table 10 Corrosion Behaviour of Alloys Annealed for four hours at 600°C and β -Quenched Zircaloy 2

Alloy	Grain Size Microns	Weight Gain After 7d 400°C mg/dm ²	Corrosion Behaviour at 500°C	
			Low H to H ₂ O ratio	High H to H ₂ O ratio
① Scanuk 1	12	24.2	Uniform	Uniform
② Scanuk 2	15	26.5	Uniform	Uniform
⑥ Scanuk 6	12	21.7	Uniform	Uniform
⑦ Zr-2.5Nb	4	33.8	Uniform	Uniform
⑧ Ozheneite 0.5	21	2.9	Uniform	Occasionally small nodules 0.1-0.3 mm wide, up to 30 microns deep
⑨ Valoy	6	41.5	Uniform	Uniform
⑩ Zircaloy 2	9	23.2	Uniform (occasionally small nodules 0.05-0.1 mm wide)	Nodular corrosion 0.1-0.3 mm wide, up to 150 microns deep. Nodules coalescence to large patches
Zircaloy 2 β -quenched		21.5	Nodular corrosion (up to 150 microns deep)	Uniform
⑪ Zircaloy 4	6	26.1		Severe nodular corrosion. Large patches of coalescence nodules. Doubled weight gain compared to Zr-2

Alloy	Alloy additions %						
	Nb	Sn	Fe	Ni	Cr	M	O
① Scanuk 1	0.92		0.026				0.100
② Scanuk 2	0.93	0.073	0.038				0.097
⑥ Scanuk 6	0.58	0.06	0.044	0.005	0.32	0.22	0.125
⑦ Zr-2.5Nb	2.5		0.05				0.121
⑧ Ozheneite 0.5	0.14	0.24	0.10	0.09			0.120
⑨ Valoy			0.08		1.00		0.086
⑩ Zircaloy 2		1.45	0.14	0.05	0.11		0.127
Zircaloy 2 β -quenched		1.45	0.14	0.05	0.11		0.131
⑪ Zircaloy 4		1.43	0.20		0.11		0.118

Alloy 1, 2 and 6 were produced by IMI and Sandvik

Alloy 7, 8, 10 and 11 were produced by Wah Chang

Alloy 9 were produced by Sandvik

Table 11 Ranking list with respect to resistance against nodular corrosion. A comparison between results from high temperature steam tests and boiling water reactors.

	In BWR's	High pressure steam test	Hydrogenated steam test present work
Zr-2.5% Nb	Almost immune (1)	Immune* (22)	Immune
Zr-1% Nb (Russian)	Nodules in Russian reactors (24)		
Scanuk 1 (Zr-1% Nb)		Immune (22)	Immune
Scanuk 2-6	Slightly attacked (1)	Immune (22)	Immune
Ozhenite-0.5	Nodular corrosion (1)	Immune (20, 23)	Slightly attacked
Zircaloy 2	Welds immune (23)	Immune (21) or almost immune (22, 24)	Immune
Zircaloy-2 and -4 α -annealed	Nodular corr. (17, 18, 19)	Nodular (21, 22)	Nodular
Valoy	Severe nodular corrosion (1)	Nodular corrosion (22, 25) Immune (26)	Immune

* Immune ----- Table 10 中の表現から考えて "uniform" を意味すると考えられる。

5. クリープ

Fig. 36 に R.S. Ambertsumyan らによるクリープ曲線を示す。

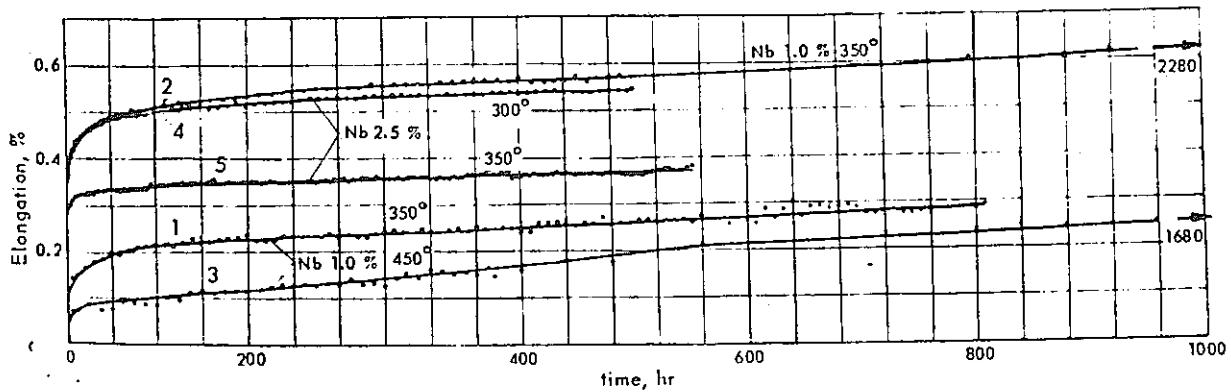


Fig. 36 Creep of iodide Zr alloys with 1 and 2.5% Nb at 300-450°C
The specimens were vacuum-annealed for 30 min at Zr-1% Nb
specimens machined from cold-rolled 1.8 mm sheet, loaded
to; 1.8 kg/mm² at 350°C (creep. 1×10^{-4} /hr); 2.10 kg/mm²
at 350°C (1×10^{-4} /hr); 3.3 kg/mm² at 450°C (0.8×10^{-4} /hr).
Zr-2.5% Nb specimens machined from hot-forged rod 10 mm in
diam. loaded to; 4.20 kg/mm² at 300°C (0.4×10^{-4} /hr);
5.15 kg/mm² at 350°C (0.6×10^{-4} /hr).

Fig. 37 に W.R. Thorpe ら²⁷⁾が、863K、20時間焼純したZr-1%Nbの試料について真空中でクリープ試験し、温度とひずみ速度の関係をプロットしたものである。530 Kにおいて最も動的ひずみ時効効果が優勢である。

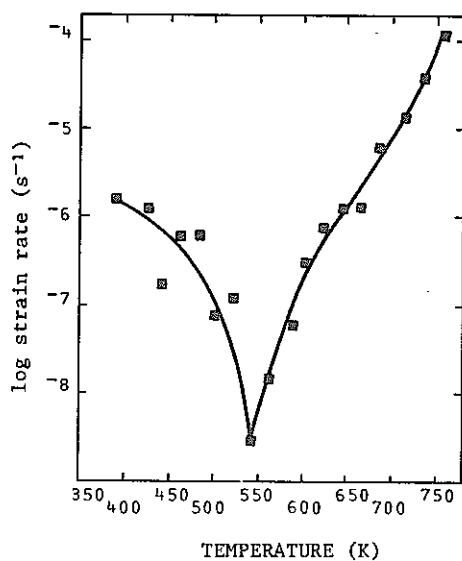


Fig. 37 Effect of temperature on creep rate
of Zr-1%Nb alloy at an applied stress
level of 180 MN/m².
[18.4 kg/mm²]

6. 照射効果

6.1 機械的性質

Fig. 38はS.N. Votinovら²⁸⁾がソボボロネジ原子力発電所1号炉(VVER-210)で使用された実機被覆管から切出した試料について、試験温度をパラメータにして、照射量と機械的性質を調査した結果である。この図から、 $3 \times 10^{21} n/cm^2$ 以上になると照射量の影響は少ない傾向が見られる。

Fig. 39はP.S. Grodienko²⁹⁾らが上記と同じ実機被覆管から切り出した試料について、焼鈍温度と機械的性質の関係を調査した結果である。照射量が増すと引張強度が増加し、伸びは減少する傾向にある。また、350°付近に伸びの凹部がある。

Table 12はC.E. Ellisによる試験結果を示す。試料は引抜き丸棒の長手方向に採取した。照射前に1073 kから炉冷して、 $6 \times 10^{23} n/m^2$ 照射した。引張強度は増加し、延性は低下している。

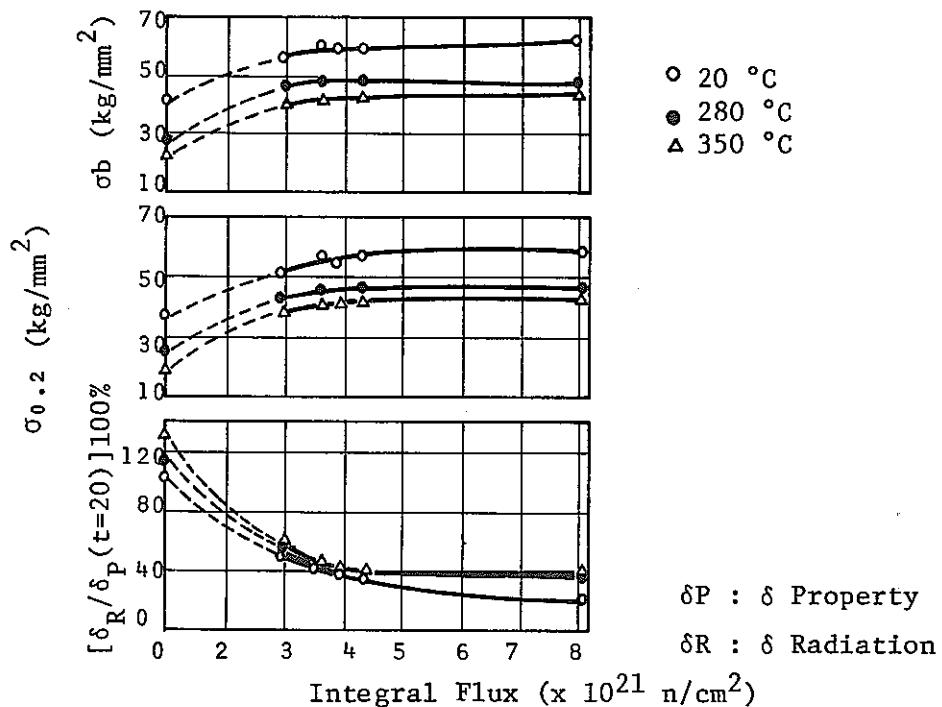
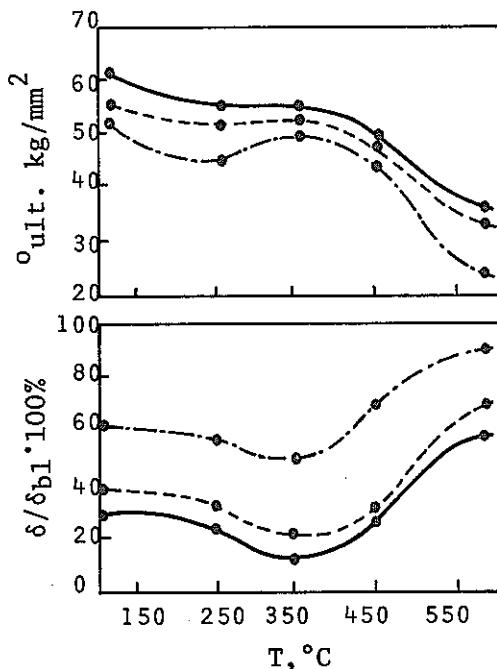


Fig.38 Influence of the degree of irradiation on the change in mechanical properties of an alloy (Zr-1%Nb) at various test temperature



1) 热处理

温 度: 250, 350, 450, 450 °C
时 间: 5 hr
雰 围 气: 真空 (10^{-5} torr)

2) 試 料

形 状: 環状
高 さ: 2.5mm

3) 未照射材の機械的性質

σ_{ult} : 40 kg/mm²
 $\sigma_{0.2}$: 35 kg/mm²
 δ : 22%

Fig. 39 Dependence of the mechanical characteristics of the irradiated alloy on the temperature of subsequent 5-h annealing for different integral fluxes (neutrons/cm²).
 ——) $8 \cdot 10^{21}$; -.-.) $2.8 \cdot 10^{21}$; - - -) $4 \cdot 10^{21}$.

Table 12 The effect of neutron irradiation on the tensile properties of the Zr - 1.0Nb alloy

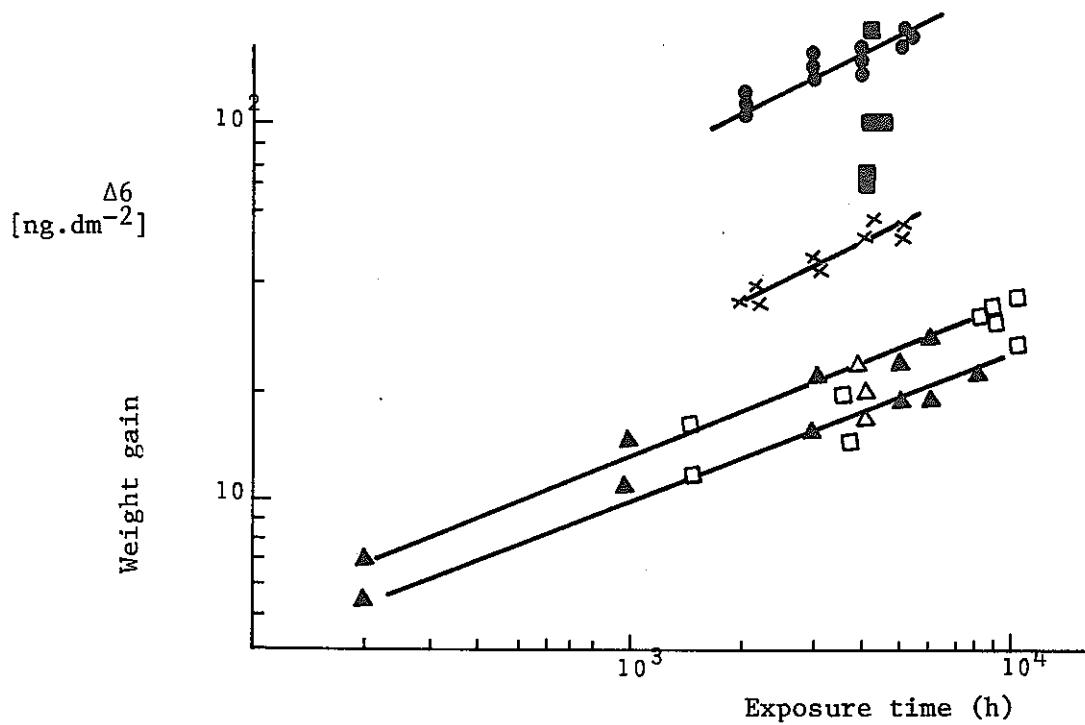
Melallurgical Condition	Test Temperature	0.2% Yield Strength Mpa	Tensile Strength Mpa	Ultimate Uniform Elongation %	Total Elongation %	Reduction In Area, %
Unirradiated	room-temperature	352	522	16	30	43
Irradiated	room-temperature	634	703	4	11	38
Unirradiated	573K	138	234	20	30	65
Irradiated	573K	414	453	3	11	68

The material was furnace cooled from 1073K, before irradiation to 6×10^{23} n/m² at about 533K. Specimens were taken in the longitudinal direction from drawn rod.

6.2 腐食挙動

Fig. 40 は K. J. Richter がまとめたデータである。照射により腐食による重量増加は大きくなる。

Fig. 41 は C. Tyzackらがハルデン炉で照射試験した結果を示す。管材と板材で重量増加に差があるが、管材は熱処理を施され、板材は冷間加工のままであるため金属学的な差によるものであると説明されている。この図の中で、Ozhennite と valloy がとびぬけて重量増加が多いことに注目される。

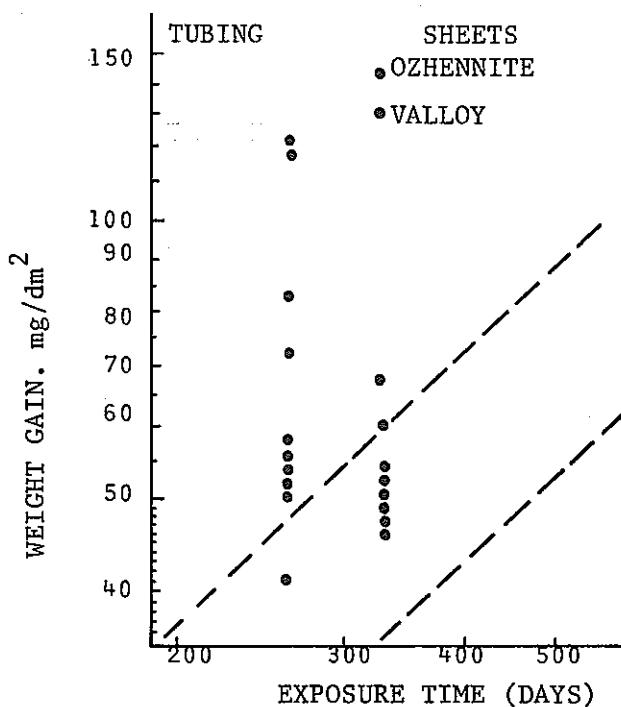


凡 例

オートクレーブ	300°C ; 88 atm
実験室環状試料*	300°C ; 100 atm
未照射 " "	300°C ; 100 atm
照射 " "	300°C ; 100 atm ; $1.5 \times 10^{20} n/cm^2$
水蒸気・水・空気の混合	350°C
水蒸気・水の混合	350°C

* 流動 ; 4~5 m/s

Fig.40 Corrosion behavior of Zr - 1%Nb [30]



[Coupon]

Halden BWR

Neutral Boiling D₂O

240 ± 2°C

Neutron Flux: 10¹²n/cm² (>1 MeV)

331 Days (3970 MWd)

[Tubbing]

HBWR

Neutral Boiling D₂O

240 ± 2°C

Neutron Flux: 5 × 10¹²/cm² (>1 MeV)

255 Days (3068 MWd)

Fig.41 Corrosion behaviour of Scanuk alloys compared to other alloys during exposure in Halden boiling water reactor.

7. その他の

Fig. 42, 43 は D.G. Hardy³¹⁾ らが内面コーティング被覆管を NRU ループを用いて最大ランプパワー [Pmax] およびリニアパワーの増加 (ΔP) とバーンアップの関係をプロットしたものである。これによると、シロキサンを内面にコーティングした被覆管はグラファイトをコーティングしたものより改善されたと説明されている。この試験に Zr-1%Nb 被覆管もわずか 2 本ではあるが使用されているので参考データとして採用した。

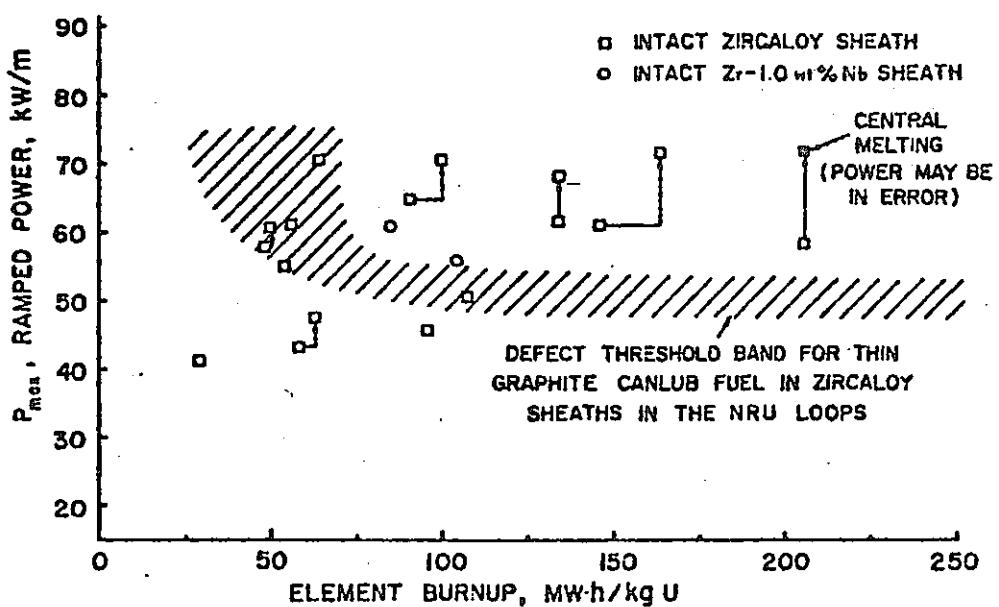


Fig.4.2 Ramped power (P_{\max}) as a function of burnup for siloxane CANLUB coated fuel ramped in the NRU loops compared to the defect threshold band for thin graphite CANLUB coated fuel.

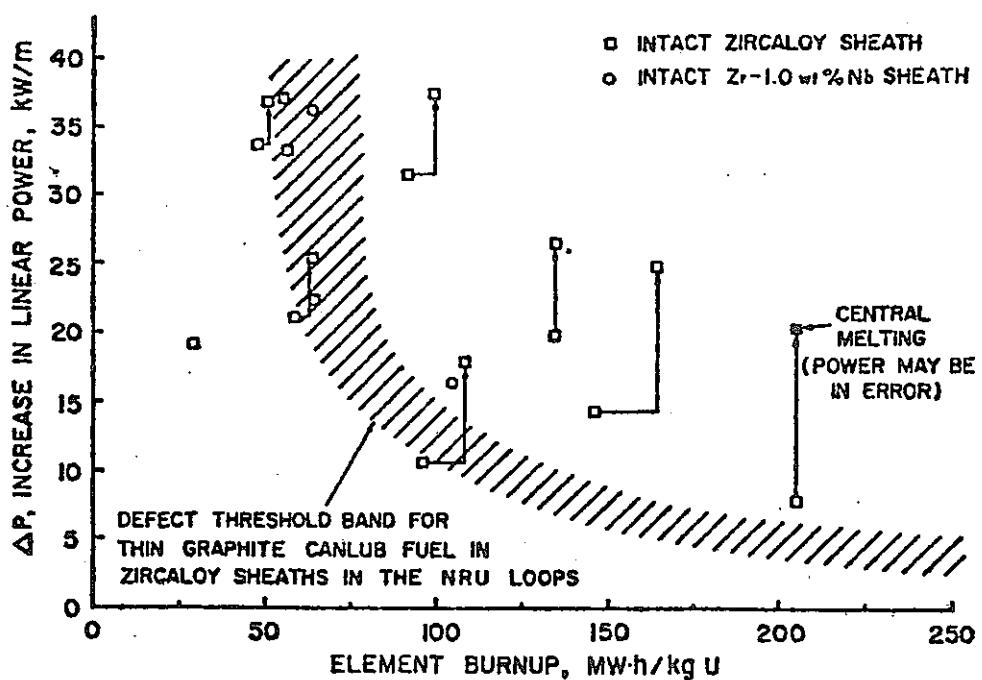


Fig.4.3 Power increase (ΔP) as a function of burnup for siloxane CANLUB coated fuel ramped in the NRU loops compared to the defect threshold band for thin graphite CANLUB coated fuel.

8. 参 考 文 献

1. C. Tyzack, et al., SCANUK : A collaborative programme to develop new zirconium cladding alloys, J. Nucl. Mater. 66 (1977) 163-186
2. H.E. Rosinger and D.O. Northwood, The elastic properties of zirconium alloy fuel cladding and pressure tubing materials, J. Nucl. Mater. 79 (1977) 170-179
3. W.R. Thorpe and I.O. Smith, Tensile properties of Zr-1 wt% Nb alloy, J. Nucl. Mater. 78 (1978) 49-57
4. R.S. Ambartsumyan, et al., P/2044, Proceedings of the Second International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958, Vol.5
5. A. El-Shanshoury, et al., The effect of hydrogen and extension rates on the mechanical properties of Zr-1% Nb alloy over the temperature range 30 to 600°C, J. Nucl. Mater. 27 (1968) 102-107
6. A.A. Kiselev, et al., Corrosion of reactor materials (conference proceedings) Vol.2 P.67-104 IAEA, Vienna 1962
7. K.J. Richter, Korrosionsverhalten von Brennelementhüllen aus Zr-NbI, Report des Staatlichen Amtes für Atomsicherheit und Strahlenschutz der DDR, SAAS-219
- 8.* C.E. Ellis, et al., P/22, Proceedings of the Third UN International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1964
- 9.* J. Boulton, The Corrosion of zirconium alloys. In : Corrosion of reactor materials. IAEA, Vienna, STI/PUB/59, Vol.II. P.133
- 10.* C.J. Rosa and W.W. Smeltzer, Elektrochem. Technol. 4 (1966) 149
- 11.* K.J. Richter, Jahresbericht 1975. Staatliches Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz, unveröffentlicht

12. E. Hillner, Corrosion of zirconium-base alloys-In over view, Zirconium in the Nuclear Industory, ASTM STP 633, 1977, PP.211-235
13. B.G. Parfenov, et al., Corrosion of Zirconium and Zirconium Alloys, AEC-tr-6978, PP.68
14. L. Lunde and K. Videm, Out of reactor testing for nodular corrosion resistance of zirconium alloys, The Enlarged Halden Programme Group Meeting on Water Reactor Fuel Performance, Leon, Norway 4th-8th June, 1978
15. K. Videm, Properties of zirconium base cladding materials Corrosion and hydrogen pickup, Nuclear Engineering and Design 21 (1972) 200-211
16. H.H. Klepfer, Zirconium-Niobium binary alloys for boiling water reactor service part 1-corrosion resistance, J. Nucle. Mater 9 (1963) 65-76
- 17.* Megerth, F.H. et al., GEAP-10371 1971
- 18.* Garzarolli. F. et al., Proceedings of British Nuclear Energy Society Conference London 1971
- 19.* Trowse, F.W. et al., Proceedings of ASTM Conference on Zircanium in the Nuclear Industry Quebec City 1976 ASTM-STP-633
- 20.* Johnson, A.B.Jr. ASTM. Special Technical Publication 458, 1969
- 21.* Johnson, A.B.Jr. ASTM-Special Technical Publication 633, 1977
- 22.* Bentley, M.J. TRG-Report 3001 (S) 1977
- 23.* Urquhart. A.W. et al., Journal of Electrochemical Society Vol.125, 1978
- 24.* Cox. B. State Committee for Utilization of Atomic Energy of the USSR. Conference on Reactor Materials Science, Alushta, 1978
- 25.* Northwood, D.O. and Baker, L.E. AECL-5019, 1975

- 26.* Trowse, F.W. TRG-Report 2889(S), 1976
27. W.R. Thorpe and I.O. Smith, Creep properties of Zr-1 wt% Nb alloy, J. Nucl. Mater. 75 (1978) 209-219
28. S.N. Votinov, et al., Review of basic results of investigation of the state of standard fuel elements of Water-Water power reactors, AEC-tr-7538
29. P.S. Gordienko, et al., Effect of annealing on the physicomechanical characteristic of irradiated Zr+1% Nb alloy, Translated from Atomnaya Energiya, Vol.38, No.3, 1975, PP.135-137
- 30.* R.S. Ambartsumyan, et al., Conference on the Use of Zirconium Alloys in Nuclear Reactors, Oct.20, 21, 1966, Marianske Lazne Csechoslovakia General Proceedings, Vol.I, P.159 [NSA 22 (1968) 21658]
31. D.G. Hardy, et al., "CANDU Fuel Performance and Development" For presentation at the 18th Annual International Conference of the Canadian Nuclear Association, Ottawa, June 14, 1978
- 32.* Pressurized Water Reactor (PWR) Project, WAPD-MRP-107 (1964)
- 33.* R.N. Duncan, GEAP-5649 (1968)
- 34.* Siemens Shuckertwerke A.G., EURAEC-955 (1966)
- 35.* A.D. Amaev, et al., Investigation on the Behaviour of Zirconium Alloys in Water and Steam Water Mixtures in the MR Reactor Loops, USSR-1739, Oct. 1968
- 36.* A.D. Amaev et al., 3rd Int. Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy, II (1969) 492

*印の文献は、図または表中に表示してある文献である。

Apéndice-2. ソ連の経済炉について

1. はじめに

ソ連が開発している動力炉には、軽水炉（PWRおよびBWR）、黒鉛炉および高速炉がある。本研究で評価試験中のZr-1%Nb合金は軽水炉用被覆管に適要されている。表1に示すように、軽水炉ではPWRの方がBWRよりも開発が進んでいて、最大1,000 MWe級の原子炉が建設中または計画されている。また、440 MWe級の原子炉はソ連の標準型PWRといわれ、表2に示すように東欧諸国およびフィンランドに輸出されている。これに対して、BWRの方は低出力の炉が1基運転されているだけである。限られた資料からではあるが、ソ連の軽水炉の諸特性についてまとめた。

2. 加圧水型軽水炉

ソ連のPWRの技術は碎氷船レーニン号について実施された技術に由来する。このことは、アメリカのPWRが原子力潜水艦用原子炉の技術に由来することとよく似ている。PWR用の燃料開発の仕事はモスクワにあるクルチャトフ研究所で行われている。

ソ連で最初のPWRはノボポロネジ原子力発電所の1号炉である。原子炉本体の構造は図・1のようになっていて、炉心の直径は3 m、高さは2.5 mあり、鋼製の圧力容器に収められている。燃料集合体の形状は、アメリカ型PWRと異なり、6角形である。

燃料棒および燃料集合体の寸法形状は図・2に示すようである。被覆管の外径は10.2 mm、肉厚0.6 mm；ペレット外径8.8 mmである。このような燃料棒を14.3 mmピッチの3角格子に配列させる。一つの集合体は91本の燃料棒から成り、平行部の間隔144 mm、肉厚2 mmの6角形をした管に収められる。そして、343体の燃料集合体および6本の安全棒(safty rod)で炉心を構成する。図・2では被覆管および管の材料はZrとなっているが、1970年のアメリカ調査団の報告によれば、被覆管はZr-1%Nb、管はZr-2.5%Nb合金となっている。この管は板状をベンディング加工により成形し、合せ目を溶接して製造されている。

原子炉のフローダイヤグラムは図・3のようで、機器の構成はアメリカ型PWRと似ている。一次冷却水は圧力100 kg/cm²、入側温度250 °C、出側温度275 °Cとなっている。冷却系は6ループあり、70 MWeのタービン3基で総電気出力210 MWeを得ている。

2号炉は、圧力容器、炉心寸法などの炉体構造は1号炉とほぼ同じであるが燃料要素、平均出力密度、バーンアップなどを大きくし、出力を増加させてある。図・4に2号炉のフローダイヤグラムを示す。

表-1 ソ連の原子力発電所¹⁾

(運転中、建設中、計画中) (1978調)

発電所名	総電気出力 1000kW	運開年	状況
軽水炉			
ノボボロネジ			
1号炉	210	1964	運転中
2号炉	365	1969	"
3号炉	440	1971	"
4号炉	440	1972	"
5号炉	1,000	1978	建設中
コラ			
1号炉	440	1973	運転中
2号炉	440	1974	"
3号炉	440	1980以前	建設中
4号炉	440	"	"
アルメニヤ			
1号炉	405*	1976	運転中
2号炉	405*	1980以前	建設中
カリーニン			
1号炉	1,000	1980以降	建設中
2号炉	1,000	"	計画中
3号炉	1,000	"	"
4号炉	1,000	"	"
南ウクライナ			
1号炉	1,000	1980以前	建設中
2号炉	1,000	1980以降	計画中
3号炉	1,000	"	"
4号炉	1,000	"	"
ロブノ			
1号炉	440	1980以前	建設中
2号炉	440	"	"
1号炉	1,000	1980以降	計画中
2号炉	1,000	"	"
3号炉	1,000	"	"
4号炉	1,000	"	"
ウリヤノフスク (VK-50型沸騰炉)	50	1965	運転中

*冷却条件からこの軽水炉-440 の出力は

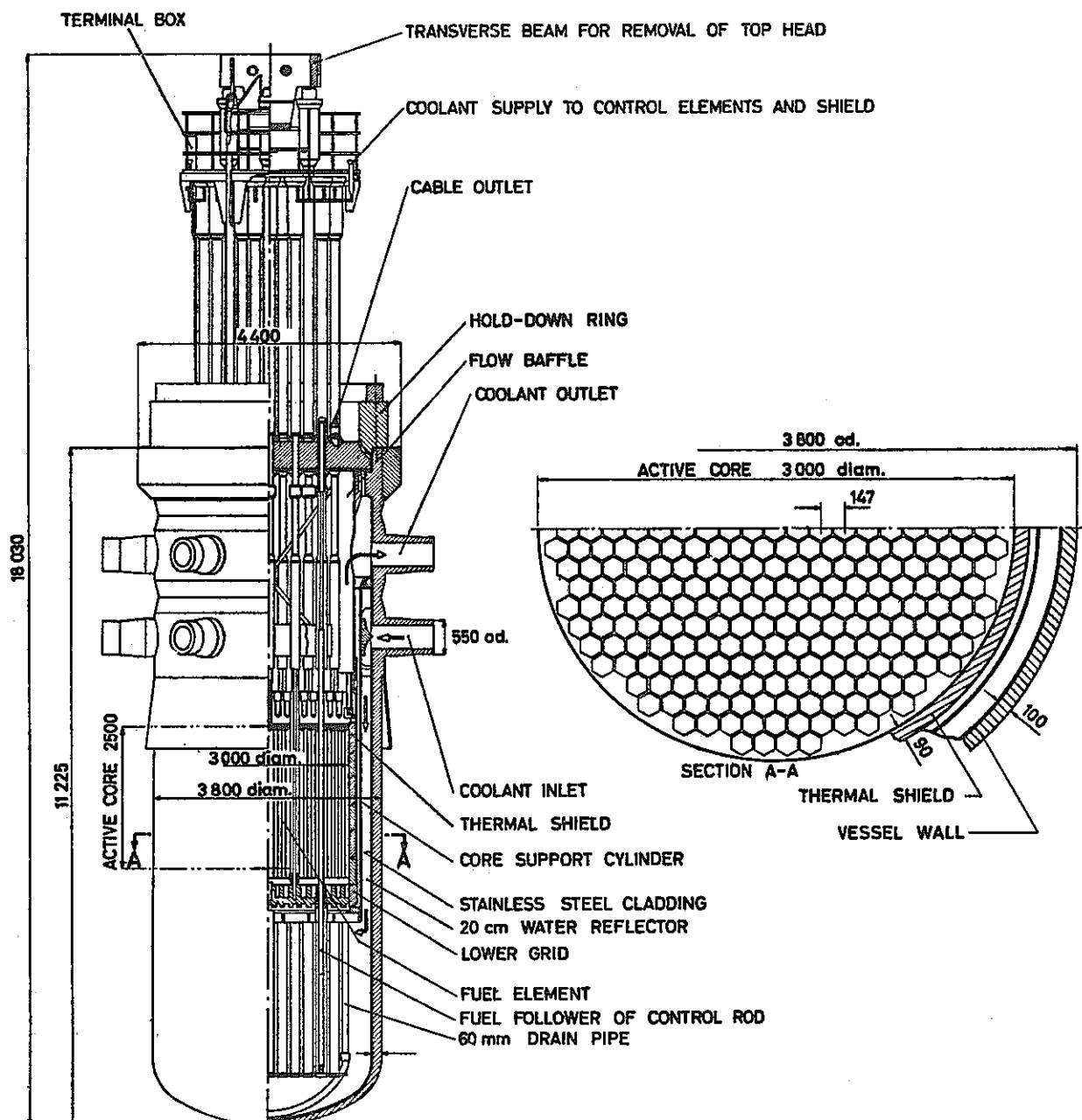
405 MW

表-2 東欧諸国の原子炉⁽²⁾

Country	Name of plant	Location	Reactor type and number	Output MW(e) gross/net	Output MW(t)	Efficiency %	Date of regular power opn.
BULGARIA	Kozloduy 1	Kozloduy	PWR 1	440/405	74
	Kozloduy 2	Kozloduy	PWR 1	440/405	75
	Kozloduy 3 & 4	Kozloduy	PWR 2	2×440/405	80
CZECHOSLOVAKIA	Bohunice VI-1	Jaslovské Bohunice	PWR 1	413/380	2 750	27.67	78
	Bohunice VI-2	Jaslovské Bohunice	PWR 1	413/380	2 750	27.67	78
	V2 Dukovany 1	Jaslovské Bohunice	PWR 1	413	1 375	27.7	79
	V2 Dukovany 2	Jaslovské Bohunice	PWR 1	413	1 375	27.7	80
FINLAND	Loviisa 1	Loviisa	PWR 1	440/420	1 375	32.2	77
GERMANY (DEMOCRATIC REPUBLIC)	Rheinsberg AKW1	Greifswald	PWR 1	70	5.66
	Nord 1-1	..	PWR 1	365	74
	Nord 1-2	..	PWR 1	365	75
	Nord 1-3 & 4	78
	Magdeburg 1 & 2	Magdeburg	PWR 2	2×440
HUNGARY	Paks-Danube 1	Paks	PWR 1	440	80
	Paks-Danube 2	Paks	PWR 1	440	80
	Paks-Danube 3, 4	Paks	PWR 2	2×440
POLAND	Poland 1	Zamowieckie	PWR 1	440	83
ROMANIA	Romania 1	Olt	PWR 1	440	80

3 & 4号炉はソ連の標準型PWRとされ、ソ連国内はもとより東欧諸国で建設中かまたは建設計画中である。この炉は2号炉より若干平均出力密度が増え(80 kw/liter→83 kw/liter)，タービンおよび発電機1基当りの容量を大きくし、基数を減らしてある(73 MWe→220 MWe；5基→2基)，原子炉本体の構造および横断図はそれぞれ図・5および図・6に示すようになっている。また、図・7に3&4号炉のフローダイアグラムを示す。

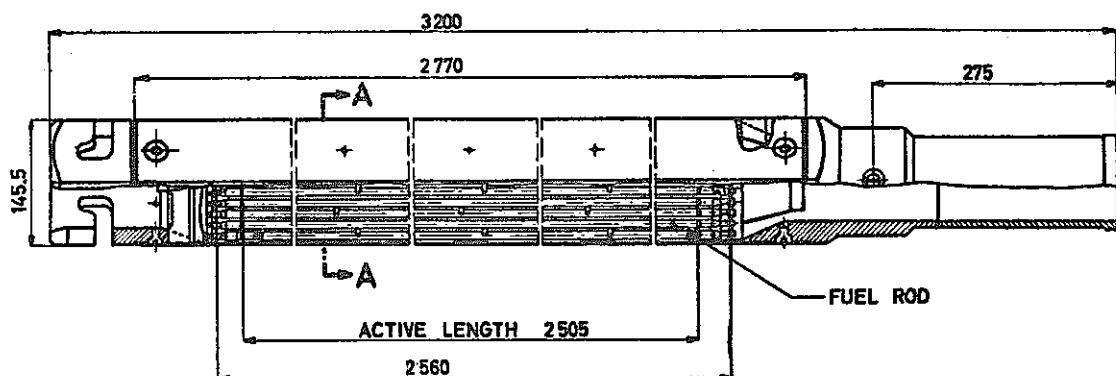
5号炉は、ソ連の大型PWRの第1号炉で現在建設中である。炉心の外径および高さが大きくなり、燃料要素の外径は3&4号炉と同じであるが、集合体当りの本数を増して平均出力密度を111 kw/literにしている。また冷却水の温度および圧力も3&4号炉より大きくなっている。図8にフローダイアグラムを示す。表-3, 4に各原子炉の要目を示す。



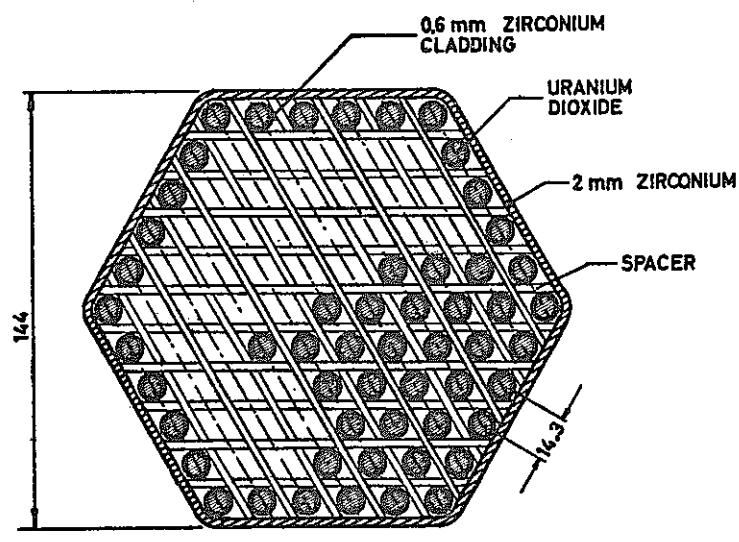
REACTOR WWER

all dimensions in mm

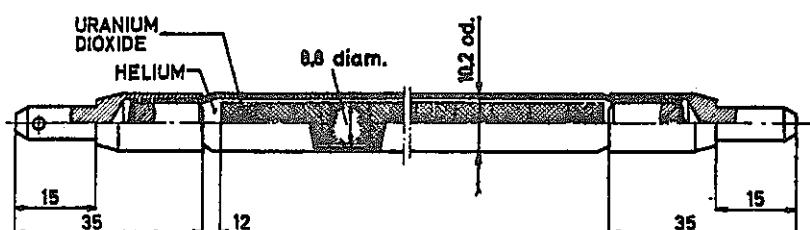
図-1 ノボボロネジー1号炉⁽³⁾



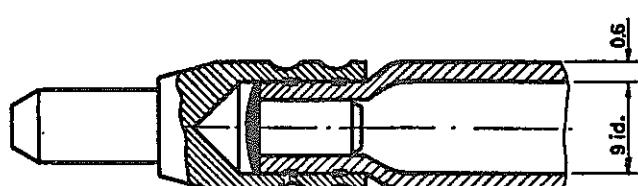
FUEL ELEMENT REACTOR WWER



SECTION A-A



FUEL ROD



DETAIL OF FUEL ROD

all dimensions in mm

図-2 ノボボロネジー1号炉の燃料集合体と燃料棒⁽³⁾

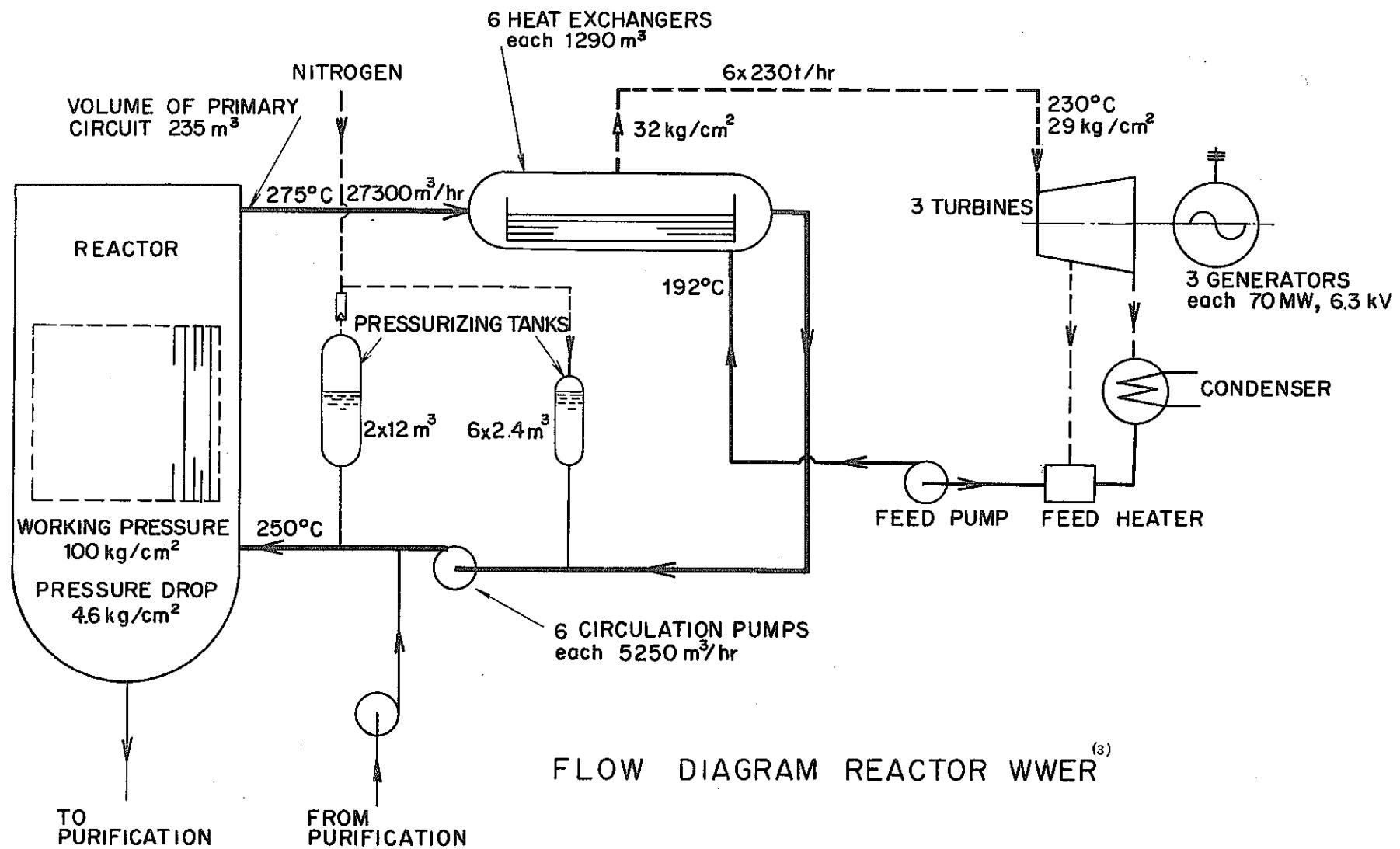


図-3 ノボボロネジ1号炉のフローダイアグラム

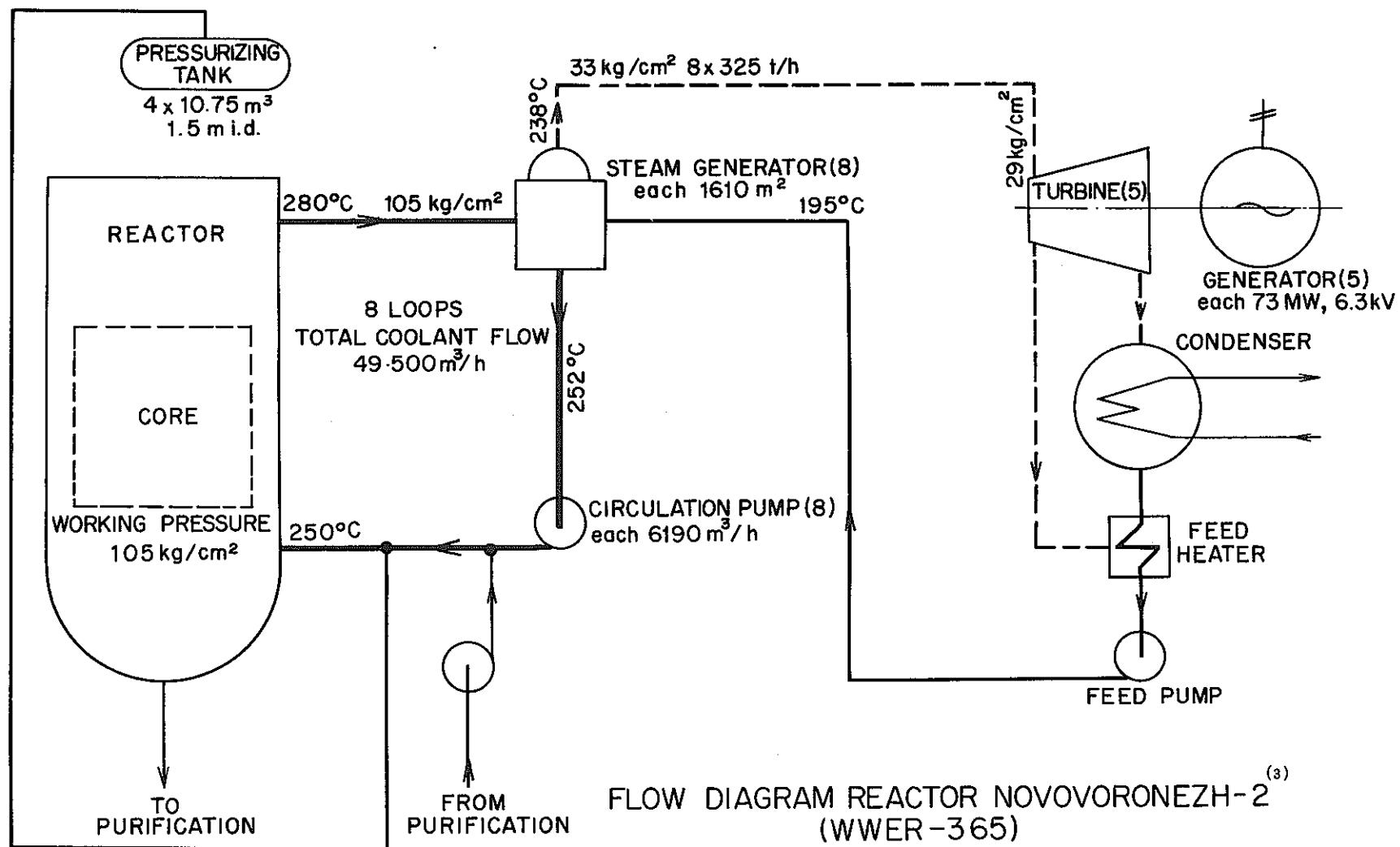


図-4 ノボボロネジー2号炉のフローダイアグラム

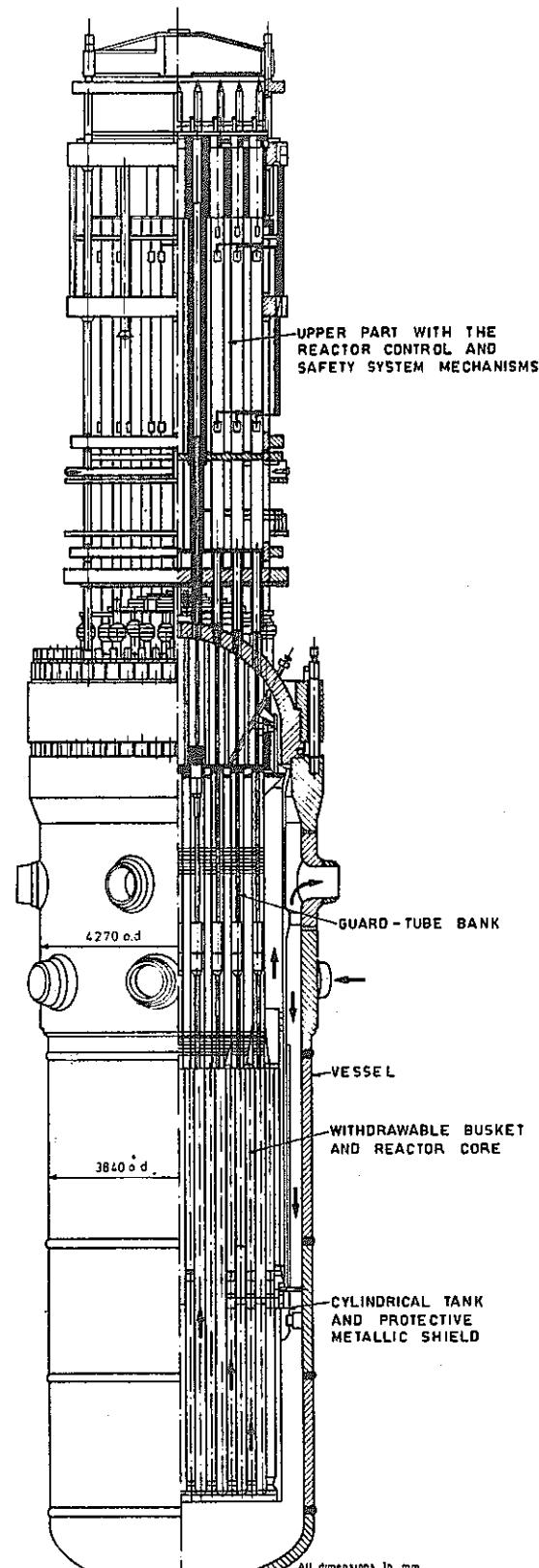


図-5 ノボロネジー3 & 4号炉の原子炉体⁽³⁾

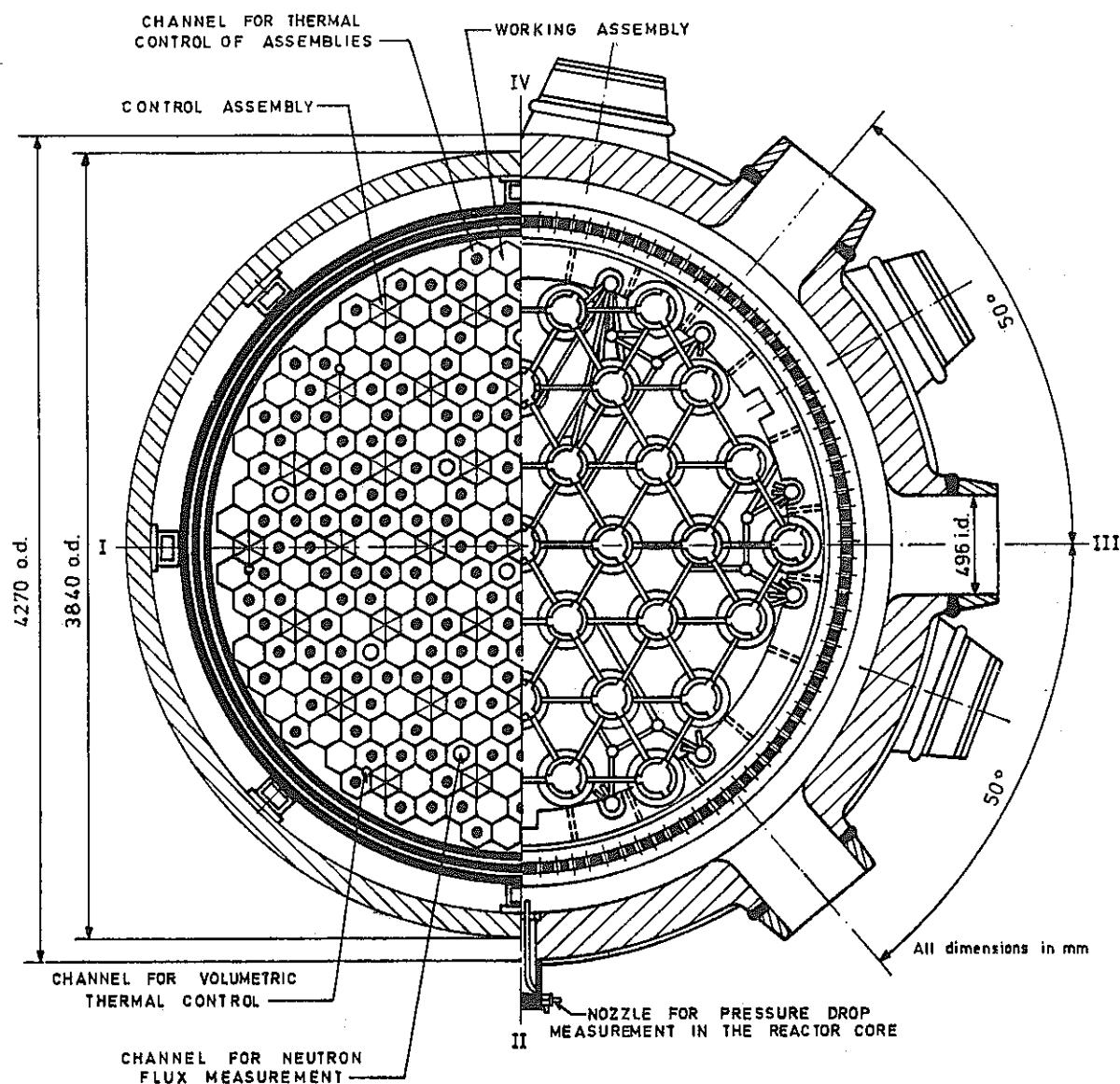


図-6 ノボロネジ-3 & 4号炉の断面⁽³⁾

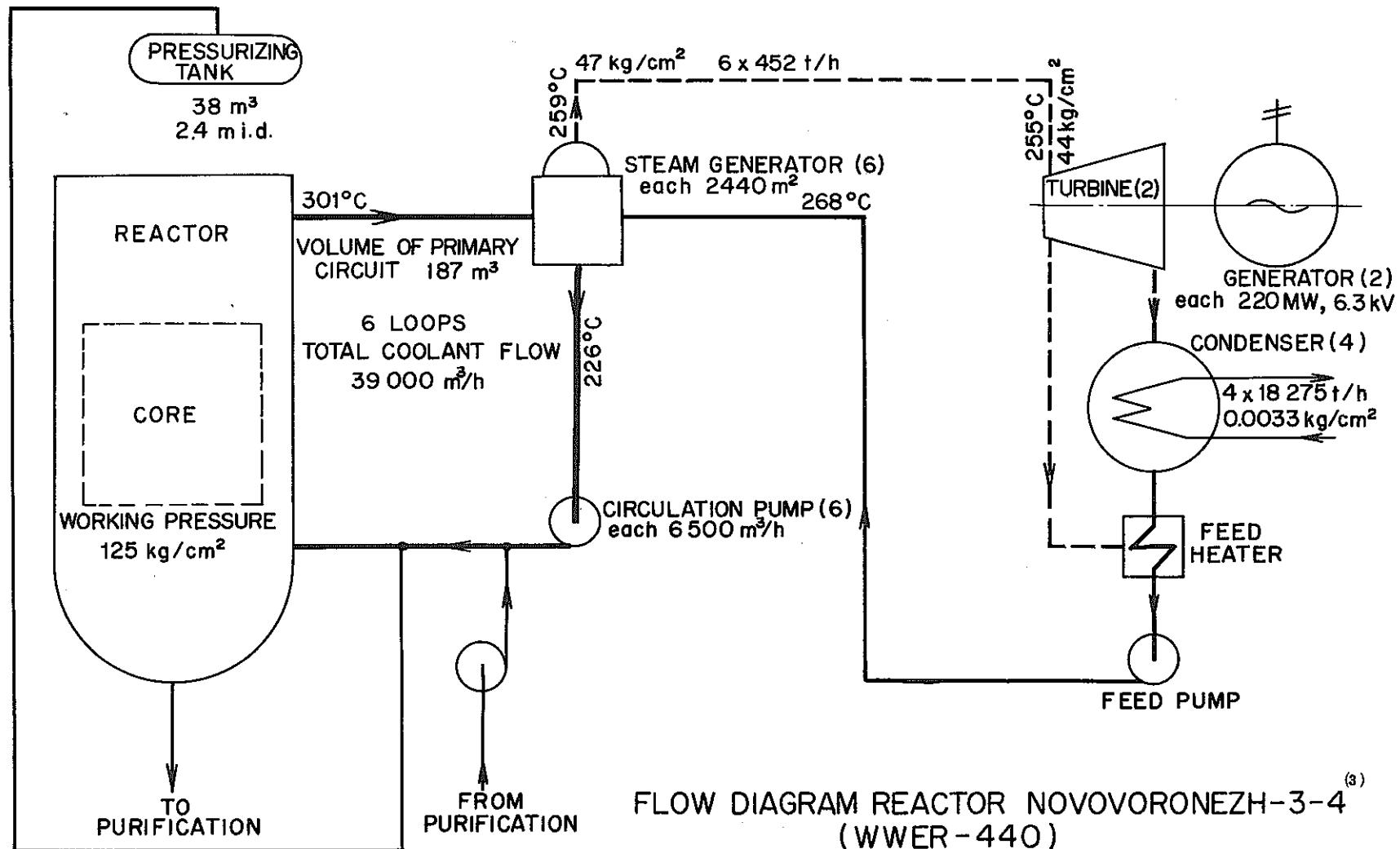


図-7 ノボボロネジー3&4号炉のフローダイアグラム

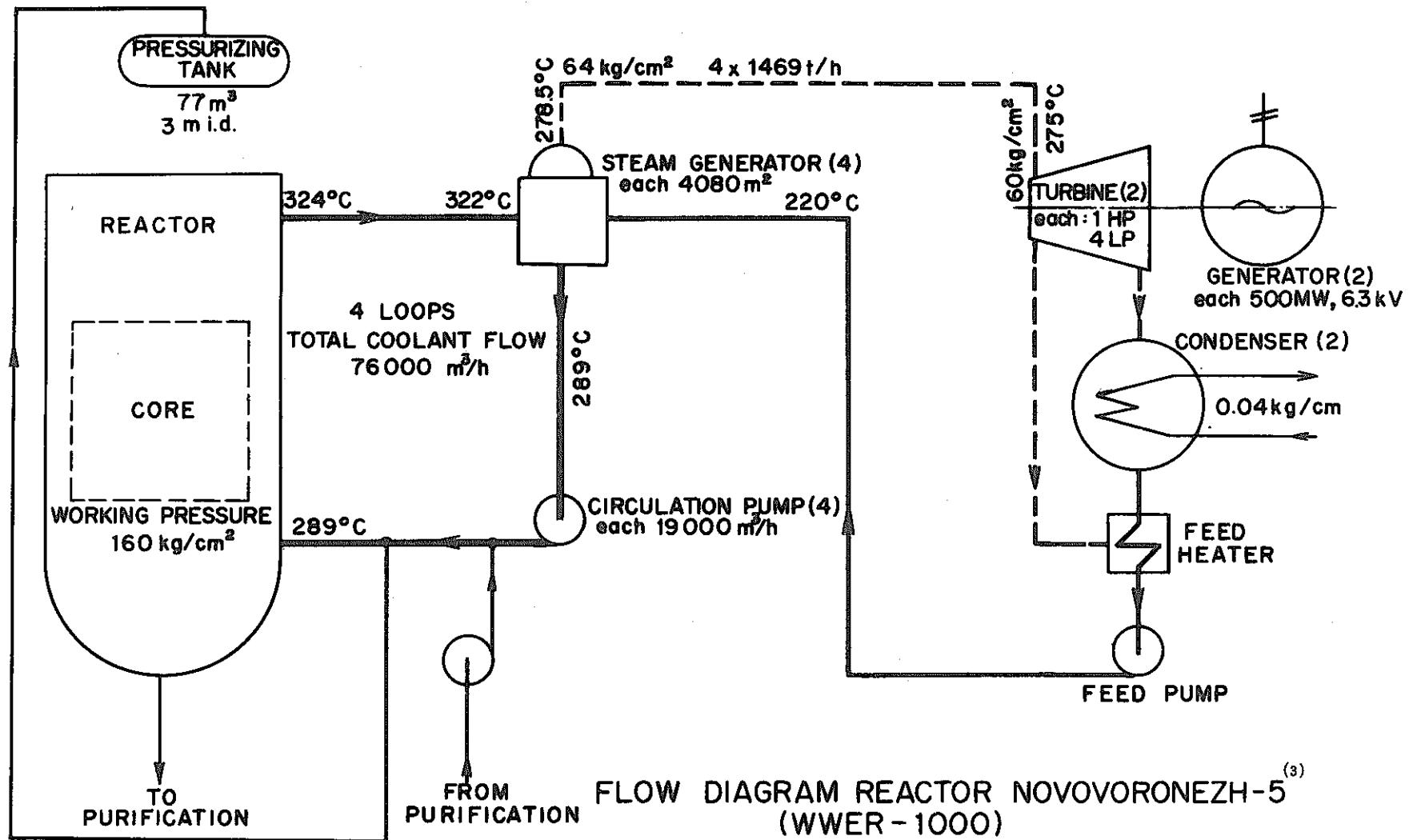


図-8 ノボボロネジー5号炉のフローダイアグラム

表-3 ソ連型加圧水型軽水炉の要目⁽³⁾ [その1]

COUNTRY	USSR				BULGARIA	FINLAND
STATION	NOVOVORONEZH No.1	NOVOVORONEZH No.2	NOVOVORONEZH No.3&4	NOVOVORONEZH No.5	KOZLODUI No.1&2	LOVIISA No.1&2
Rated output per reactor	Gross heat 760 MW Gross elect. 210 MW Net elect. 196 MW	Gross thermal 1320 MW Gross electrical 365 MW Net electrical 340 MW	Gross thermal 1375 MW Gross electrical 440 MW Net electrical 413 MW	Gross thermal 3000 MW Gross electrical 1000 MW Net electrical 953 MW	Gross thermal 1375 MW Gross electrical 440 MW Net electrical 405 MW	Gross thermal 1375 MW Gross electrical 440 MW Net electrical 420 MW
FUEL ELEMENT	Form and composition Pellets, 0.88 cm diam. forming rods 1.02 cm od., 257.5 cm overall length, 250 cm active length Enrichment 1.5%, sintered UO ₂	Rods 0.91 cm dia. X 250 cm long, composed of pellets of sintered UO ₂ , 10.4 g/cm density, 0.75 cm o.d. First loading, four types of enrichment: 1%, 1.5%, 2%, 3%	Rods 0.91 cm dia. X 250 cm active length, composed of pellets of sintered UO ₂ , density 10.4 g/cm ³ , 0.755 cm o.d., 0.14 to 0.16 cm i.d. Enrichments 2.4% and 3.6%, av. 3.5%	Rods 0.91 cm dia., 355 cm active length, composed of pellets of sintered UO ₂ , density 10.4 g/cm ³ , 0.755 cm dia. Enrichment, initial cycle 3.3% or 4.4%	Sintered UO ₂ pellets, 0.755 cm o.d. X 3.0 cm high Rods, 0.91 cm dia., in tubes	Sintered UO ₂ pellets, forming fuel rods, length 3200 mm, width 143 mm Enrichment 3.6% or 2.4%
	Cladding 0.6 mm zirconium → Zr - 1% Nb	Zr alloyed with 1% Nb, 0.65 mm thick	Zr alloyed with 1% Nb, 0.65 mm thick	Zircaloy with 1% Nb, 0.65 mm thick	Zr-Nb alloy, 0.065 cm thick	Zr-Nb alloy, 0.65 mm thick
	Fuel assemblies 91 rods in triangular array forming element, 2 mm Zr-can, 14.4 cm across flats, Total length 320 cm	126 fuel rods per assembly in triangular array, rod pitch 1.22 cm, total length 320 cm, can of Zr alloyed with Nb, 2 mm thick, 14.4 cm across flats Total 349 fuel assemblies	126 fuel rods per assembly in triangular array, rod pitch 1.22 cm, total length 320 cm Total 349 fuel assemblies	151 hexagonal assemblies in zirconium can 331 channels per assembly in triangular array with channel pitch 1.26 cm, 317 of these channels for fuel rods 23.8 cm across flats	349 hexagonal assemblies 126 fuel rods per assembly in triangular array 14.4 cm across flats 317 of these channels for fuel rods 23.8 cm across flats	126 fuel rods per assembly, triangular lattice Total 349 fuel assemblies
CORE	Shape and dimensions Cylinder, 250 cm high, 300 cm diam.	Cylinder, 288 cm equiv. dia. X 250 cm high	Cylinder, 2.88 m equiv. dia. X 2.5 m high, 3.07 m n.s.	Cylinder, 3.12 m equiv. dia. X 3.50 m active height	Cylinder, 2.5 m equiv. dia. X 2.88 m high	Cylinder, 2.88 m equiv. dia. X 2.42 m high
	Number and Size of Channels 343 fuel elements 31 of which are movable and used as regulating rods, 6 safety rods	349 fuel assemblies (73 of which are movable and used as regulating assemblies) in hexagonal tubes, 14.7 cm across flats 2 fuel zones in the first loading	349 hexagonal assemblies, 73 of which are movable and used as regulating assemblies, 14.4 cm across flats, 250 cm active length	151 hexagonal assemblies 331 channels per assembly, i.e. 317 fuel rod channels, 12 guiding tubes for absorber rods, 1 for power measurement, 1 (central) for bundle fastening; absorber rods can be introduced in 109 assemblies; 23.8 cm across flats; 2 fuel zones	349 fuel assemblies, 37 of which are movable and used as regulating assemblies	349 fuel assemblies in 3 zones
	Lattice Triangular, Pitch 14.7 cm	Triangular, Pitch 14.7 cm	Triangular, Pitch 14.7 cm	Triangular, Pitch 24.1 cm	Triangular, Pitch 14.7 cm	Triangular, Pitch 144 mm
	Average power density in core 43.2 kW/litre	80 kW/litre	83 kW/litre	111 kW/litre	84.5 kW/litre	83 kW/litre
	Burnup 2000 to 3000 MWd/t	Av. 27 000 MW-d/t Max. 41 000 MW-d/t	Av. 28 600 MW-d/t Max. 42 000 MW-d/t	Av. 26 500 MW-d/t Max. 44 000 MW-d/t	28 600 MW-d/t	Av. equilibrium 28 600 MW-d/t Max. equilibrium 42 000 MW-d/t
	Refuelling schedule After shutdown removal of reactor vessel lid and loading and unloading by loader	1/3 core refuelled after 6500 eff. hours Fresh fuel is loaded in the peripheral zone for 1/3 of the lifetime with subsequent rearrangement into the central zone for the remaining 2/3 of the lifetime	1/3 core refuelled after 7000 eff. hours Fresh fuel loaded in peripheral zone for 1/3 of lifetime with subsequent rearrangement into central zone for remaining 2/3 of lifetime Shutdown period 15-30 d	1/2 (or 1/3) of core refuelled per operation at ca 7000 eff. hour intervals Fresh fuel is loaded in the peripheral zone for 1/2 (or 1/3) of the lifetime with subsequent rearrangement into the central zone for the remaining 1/2 (or 2/3) of the lifetime	Every year 1/3 of assemblies refuelled Duration of refuelling: 144 h About 12 months' interval between refuellings	1/3 of refuelled core annually
	Moderator Light water under 100 kgf/cm ² pressure Av. temperature 260°C	Light water at 105 kgf/cm ² Av. temp. 250°C Max. temp. 280°C	8 m ³ of light water at 125 kgf/cm ² Av. temp. 285°C Max. temp. 301°C	Light water at 160 kgf/cm ² Av. temp. 308.5°C Max. temp. 324°C	Light water, 8.4 m ³ , av. temp. 285°C	Light water, av. temp. 285°C
	Coolant temperatures Inlet 250°C Outlet 275°C	Inlet 250°C Outlet 280°C	Inlet 269°C Outlet 301°C	Inlet 288°C Outlet 322°C	Inlet 269°C Outlet 302°C	Inlet 269°C Outlet 300°C
	Coolant pressures Inlet 105 kgf/cm ² Outlet 100 kgf/cm ²	105 kgf/cm ²	Outlet 125 kgf/cm ²	160 kgf/cm ²	Av. 125 kgf/cm ²	Outlet pressure 125 kgf/cm ²
Turbine	Max. fuel 2200°C Max. cladding 300°C	—	Max. fuel 1940°C Max. cladding 367°C	—	Max. fuel 1250°C Max. cladding 335.4°C	—
Generator	Two turbines per unit, type K-220-44, 3000 rev/min	5 saturated steam turbines, 73 MW each Steam pressure 29 kgf/cm ² Av. steam moisture 0.0038%	2 saturated steam turbines (K-220-44 type) per reactor, 220 MW each, 3000 rev/min Steam pressure 44 kgf/cm ² ; Inlet temp. 255°C Av. steam moisture 0.005%	2 saturated steam turbines with intermediate steam separation, and over-heating, nozzle regulation Each turbine has 1 H.P. and 4 L.P. elements Inlet temp. 275°C Inlet pressure 60 kgf/cm ² Av. steam moisture 0.2% 3000 rev/min, rated power 525 MW	2 turbines per reactor Steam pressure 44 kgf/cm ² Steam temp. 255°C	6 turbines, each 70 MW, 3 per reactor
	2 generators per unit, type TBB-200-2, capacity 220 MW, max. 235 MW, frequency 50 Hz, 3000 rev/min	5 synchronous generators, 73 MW each, 6.3 kV, 50 Hz, 3 phases	2 synchronous generators (TBB-220-2) per reactor 220 MW each, 50 Hz, 3 phases, 3000 rev/min	2 synchronous generators, 500 MW each, 3 phases, 50 Hz	2 synchronous generators per unit 0.85 power factor Water-cooled stator and hydrogen-cooled rotor	6 generators, 3 per reactor; each 70 MW, 6.3 kV, 50 cycles/sec

表-3 ソ連の加圧水型軽水炉の要目⁽²⁾ [その2]

Reference Name	CORE								VESSEL				FUEL						COOLANT					MODERATOR				CONTROL				FUELING			TURBINES													
	Power MW(e) Design expect	Active core size (m) (h x d)	Fuel Inventory (t)	Number of fuel elements	Thermal power MW(th)	Rod pitch (cm)	Assm. pitch (cm)	Peak/avg power rating (kW)	Expected turnup (MWd/te)	Material	Shape/Wall thickness (mm)	Dimensions (m)	Containment Pressure (kg/cm²)	Material	Enrichment (%)	Form	No. pins elements Lin. fuel rating (kW/m)	Pin pellet dimensions (mm)	Max. can fuel centre temp. (°C)	Cooling material	Cooling thickness (mm)	Coolant	Pressure (kg/cm²)	Inlet/Outlet Temp. (°C)	No. pin/pump/ mass flow (kg/h)	No. loops Type (direct/ inlet/outlet)	Material	Form	Weight (t/e)	Average temp. (°C)	No. rods coarse	Fine	Safety	Material	Other systems	Control rod drives	On/off load Axial/radial shuffling	Shutdown period (days)	Shutdown frequency (mo.)	Annual fuel (t/a)	Number	Speed (rev/min)	Rating (MW)	TSV pressure (kg/cm²)	TSV Temp. (°C)			
Novo Voronezh 1	196	2.5 3	..	343	760	14.7	..	2- 43.2	3 000	..	cyl/ 100	12x 3.8	..	UO ₂	1.5	pell	91	257x1.02 0.88	300/ 2 200	Zr	0.6	H ₂ O	100	250/ 275	27 300	..	H ₂ O	liq	..	260	31	..	6				
Novo Voronezh 3, 4	440	2.88 2.5	42	349	1 375	28 000	Cr Mo Va st	cyl/ 145	11.8x 3.84	..	UO ₂	3.3	pell	126	0.91/ 0.753	1 940	Zr-Nb	0.6	H ₂ O	125	269/ 300	6/ 6 500	6	..	H ₂ O	liq	200	285	37	Bst	cs elec hyd	off	rad	40	12	14	2	3 000	220	48.6	255		
Kola 1, 2	440	2.88 2.5	42	349	1 375	28 000	Cr Mo Va st	cyl/ 145	11.8x 3.84	..	UO ₂	3.3	pell	126	0.91/ 0.753	1 940	Zr-Nb	0.6	H ₂ O	125	269/ 300	6/ 6 500	6	..	H ₂ O	liq	200	285	37	Bst	cs	elec hyd	off	rad	40	12	14	2	3 000	220	48.6	255	
萊比 Rheinsberg AKW	70	UO ₂	Zr-Nb	..	H ₂ O	125	269/ 302	6/ 6 500	6	..	H ₂ O	liq	200	285	37	Bst	cs	elec hyd	off	rad	40	12	14	2	3 000	220	44	255	
ブルガリア Kozloduy 1	440	2.5 2.88	42	349	1 375	14.7	..	28 600	Cr Mo Va st	cyl/ 200	11.8x 3.84	..	UO ₂	3	pell	126	0.91/ 0.755	285/ 1 250	Zr-Nb	0.62	H ₂ O	125	268/ 302	6/ 6 700	3	ind	H ₂ O	liq	37	total	..	B-ss	cs	ml	off	rad	2	3 000	220	44	255		
Kozloduy 2	440	2.5 2.88	42	349	1 375	14.7	..	28 600	Cr Mo Va st	cyl/ 200	11.8x 3.84	..	UO ₂	3	pell	126	0.91/ 0.755	285/ 1 250	Zr-Nb	0.65	H ₂ O	..	250/ 268	..	3	..	H ₂ O	liq	1					
チスコロバキア Bohunice VI-1	413	2.5 2.88	42	312	1 375	14.7	..	28 600	Cr Mo V C st	cyl/ 160	11.8x 4.3	..	UO ₂	3.5	pell	126	0.91	346/ 1 250	Zr-Nb	0.65	H ₂ O	125	268/ 301	6/ 6 500	6	..	H ₂ O	liq	37	BaC	bp	..	off	14.1	2	3 000	210	44	255		
Bohunice VI-2	413	2.5 2.88	42	312	1 375	14.7	..	28 600	Cr Mo V C st	cyl/ 160	11.8x 4.3	..	UO ₂	3.5	pell	126	0.91	346/ 1 250	Zr-Nb	0.65	H ₂ O	125	268/ 301	6/ 6 500	6	..	H ₂ O	liq	37	BaC	bp	..	off	14.1	2	3 000	210	44	255		
V2 Dukovani 1	416	2.5 2.88	42	312	1 375	1.47	..	28 600	Cr Mo V C st	cyl/ 160	11.8x 4.3	..	UO ₂	3.5	pell	126	0.91/	346/ 1 250	Zr-Nb	0.65	H ₂ O	125	268/ 301	6/ 6 500	6	ind	H ₂ O	liq	37	total	..	BaC	bp	ml	off	rad	14.1	4	3 000	210	44	255		
V2 Dukovani 2	416	2.5 2.88	42	312	1 375	1.47	..	28 600	Cr Mo V C st	cyl/ 160	11.8x 4.3	..	UO ₂	3.5	pell	126	0.91/	346/ 2 330	Zr-Nb	0.65	H ₂ O	125	286/ 301	6/ 6 500	6	ind	H ₂ O	liq	37	total	..	BaC	bp	ml	off	rad	14.1	4	3 000	210	44	255		
オランダ Loviisa 1	440	2.42 2.88	42	349	1 375	1.22	240	28 600e	C st ss clad	cyl/ 145	13.4x 3.6	ice cond.	UO ₂	3.6/ 2.4 feed	pell	126	0.91/	330	Zr-Nb	0.65	H ₂ O	125	269/ 300	6/ 5 400	6	..	H ₂ O	liq	200	285	37	total	..	B-ss	cs	..	off	rad	30-40	12	14	2	3 000	220	44	255		
Loviisa 2	440	2.42 2.88	42	349	1 375	1.22	240	28 600e	C st ss clad	cyl/ 145	13.4x 3.6	ice cond.	UO ₂	3.6/ 2.4 feed	pell	126	0.91/	330	Zr-Nb	0.65	H ₂ O	125	269/ 296	6/ 6 700	6	..	H ₂ O	liq	200	285	37	total	..	B-ss	cs	..	off	rad	<40	12	14	2	3 000	220	44	255		
ニッポン Genkai 1 [PWR]	559	3.66 2.46	48	121	1 650	1.41	..	31 500e	SA 533 B	cyl/ 168	11.9x 3.4	st. concr	UO ₂	3.4	pell	179	396x1.1/ 54.2	347/ 1.5x0.9	Zr-4	0.617	H ₂ O	157	288/ 323	2/ 15 100	2	ind	H ₂ O	liq	170	305.4	29	full	4	part	..	Ag In Cd	cs bp	mj	off	rad	21	12	16	1	1 800	559	56.2	270.1
Fugen [HBWR]	165	3.7 4.05	35	224	557	1.86	30.3	12 000e	Zr-Nb	tube 4.3	0.118	pres. sup 1.35	UO ₂ + mixed 0.8Pu	2.5+	pell	28	1.65	350/ 57.4	Zr-2	0.86	H ₂ O	69	277/ 284	4/ 1 900	2	dir	D ₂ O	liq	160	70	..	4	45	BaC	cs	mech	on	13.5	1	3 600	165	64.5	279		
Shimane [BWR]	460	3.66 3.44	78.2	400	1 380	1.88	..	16 500e	SA 533 B	cyl 117	19.5x 4.8i.d.	pres. sup. 3.94	UO ₂	2.09/ 2.50/2.62	pell	49	1.45/ 19.1	295/ 1.24	Zr-2	0.9	H ₂ O	70.7	181/ 286	2/ 5 600	2	dir	H ₂ O	liq	..	286	97	total	..	BaC	bp	hyd recirc	off	rad	45	12	20%	core	1	1 800	465.6	66.85	282	

3. 沸騰水型軽水炉〔BWR〕

ソ連のBWRはウルヤノフスク発電所で運転中の原子炉だけである。この原子炉は1965年11月に運転開始され、実験プラントとしても使用できるよう設計されている。自然循環または強制循環のどちらでも運転できる。原子炉本体は図9に示すようで、圧力容器は直径12.5 ft(約3.8 m)、高さ36 ft(約11.0 m)ある。この原子炉の要目は表・4に示す。燃料集合体はPWRと同じく3角格子で6角形である被覆管はZr-1%Nb合金材が使用され、外径10.2 mm、肉厚0.61 mmである。冷却系はアメリカ型BWRと同じく直接サイクルである。冷却水の圧力は32~100 kg/cm²、出側温度は236~310 °Cである。図10にフローダイヤグラムを示す。

4. おわりに

ソ連では、軽水炉の被覆管材としてPWRおよびBWRともZr-1%Nbが使用されている。特に、ノボボロネジ-5号炉は日本のPWRでは大飯-1号炉に相当する大型炉であるが、この炉の被覆管にもZr-1%Nb合金が適用されていることから、この合金に高い評価を与えていたようである。

SUPERHEAT AND BOILING-WATER REACTORS

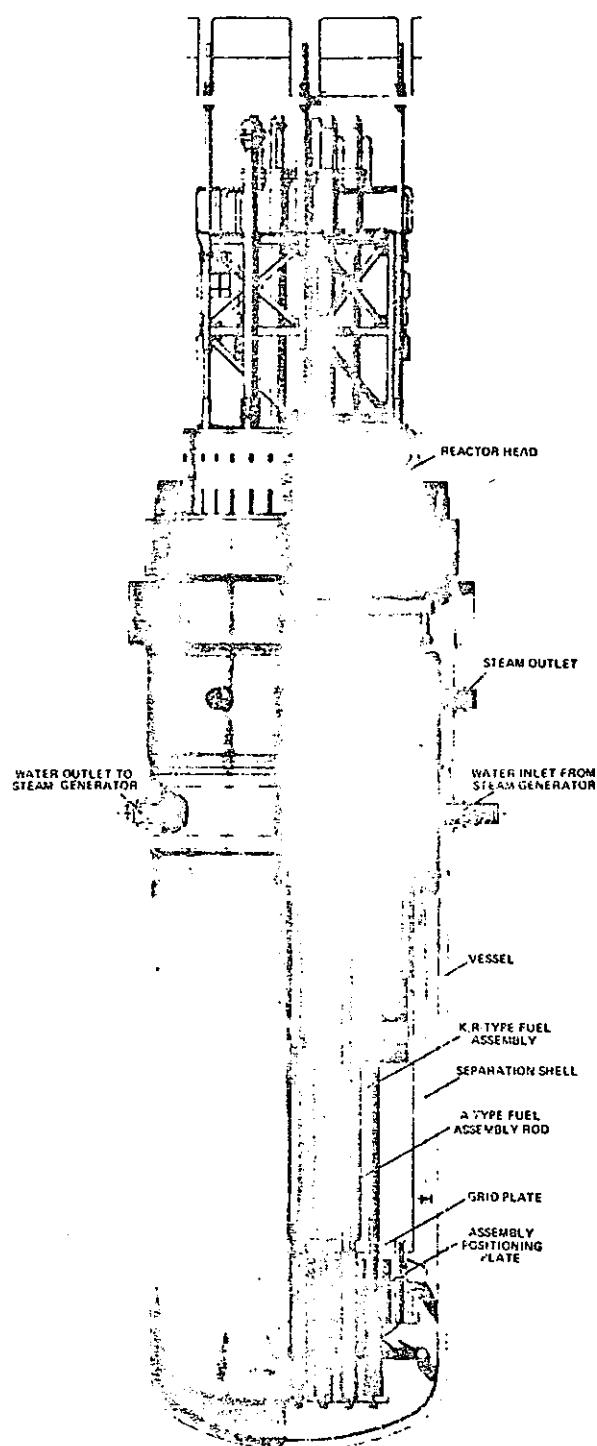


Fig. IV.D.1. The Boiling-water Reactor, VK-50.

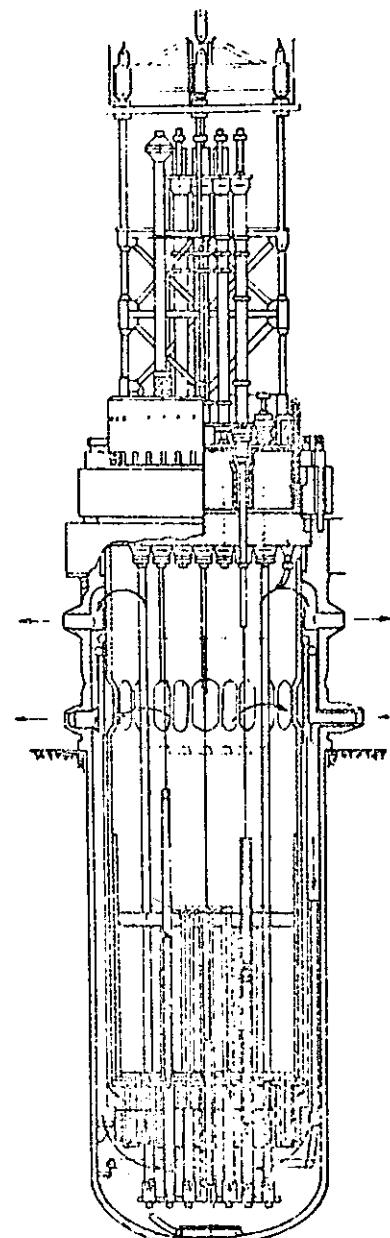


Fig. B.3.1. VK-50 Natural-circulation Boiling-water Reactor Vessel and Core.

図-9 ソ連の沸騰水型軽水炉⁽⁴⁾

表-4 ソ連の沸騰水型軽水炉⁽³⁾

	STATION	ULYANOVSK
FUEL ELEMENT	Form and composition	Pellets forming rods 1.02 cm od. Enrichment 1.5%, UO ₂
	Cladding	Zirconium [Zr-1% Nb]
	Fuel assemblies	[126 rods] 91 fuel rods in hexagonal array. Similar to those of WWER
CORE	Shape and dimensions	Cylinder, 200 cm high, 270 cm diam.
	Number and Zise of Channels	187 assemblies
	Lattice	Triangular Pitch 18.1 cm
	Average power density in core	45 kW/liter
	Burnup	[16,000 MWd/T]
	Refuelling schedule	-
	Moderator	Light water Max. temperature 310°C
	Coolant temperature	236 to 310°C
	Coolant pressures	32 to 100 kg/cm ²
	Fuel element temperature	Max. cladding 350°C
	Rated output per reactor	Gross heat 250 MW Gross elect. 50 MW

(注):〔 〕内はWASH - 1175, "SOVIET POWER REACTORS - 1970"による。

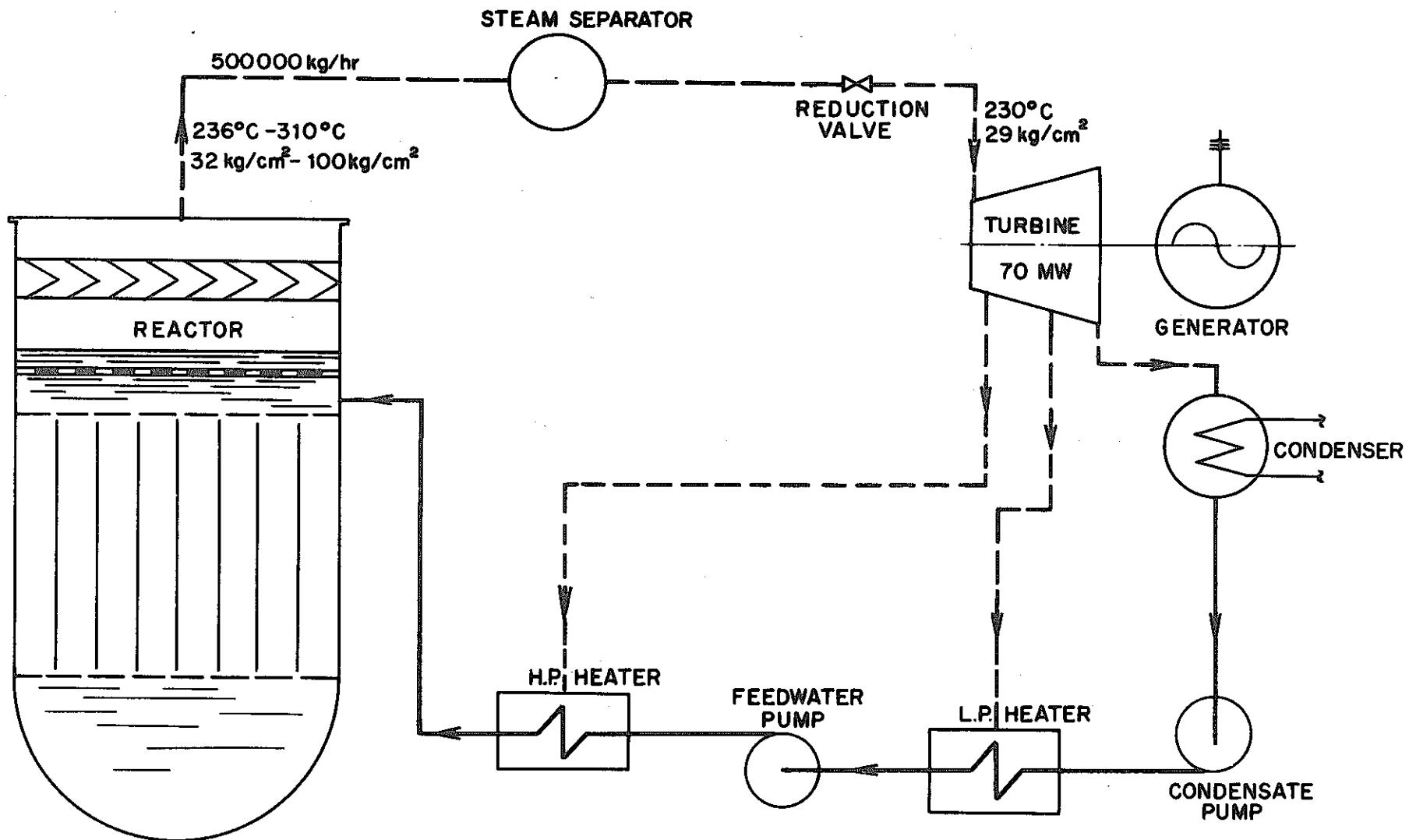


図-10 ソ連の沸騰水型軽水炉のフローダイアグラム⁽³⁾

参 考 文 献

- (1) 辻本ほか, 「ソ連における黒鉛水冷却炉開発の動向」, 火力原子力発電, Vol. 29, No. 8, 1978
- (2) Nuclear Engineering International, Supplement, Vol. 23, No. 274, July. 1978
- (3) 「Directory of Nuclear Reactor」, Vol.X, 1976, IAEA
- (4) "SOVIET POWER REACTORS-1970", WASH-1175