

原子力エネルギー技術開発におけるトライボロジ

現 状 と 動 向

1991年2月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

この資料は、動燃事業団の開発業務を進めるため、特に限られた関係者だけに開示するものです。ついては複製、転載、引用等を行わないよう、また第三者への開示又は内容漏洩がないよう管理して下さい。また今回の開示目的以外のことには使用しないよう特に注意して下さい。

本資料についての問合せは下記に願います。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター 技術開発部・技術管理室

原子力エネルギー技術開発におけるトライボロジ

現 状 と 動 向

加納 茂機*

要 旨

(目的) 原子力エネルギー技術開発におけるトライボロジに関する研究の現状と動向を調査する。

(方法) 軽水炉 (PWR及びBWR), 新型転換炉, 高温ガス炉, 高速増殖炉及び核燃料サイクル施設を対象にトライボロジ研究に関する国内外の公開文献に基づき調査し, 本報告書を取りまとめた。

(結果) 原子力プラントにおけるトライボロジ問題は他産業分野と違い, 放射線や高温高圧など今まで経験が少なく接近や交換作業の困難な環境下で運転する機器が多いので, プラントの安全性・信頼性の確保, 機器の性能・機能の確保, 長寿命化, 経済性の確保などの観点から重要である。いずれの場合もポンプ, 弁, 制御棒駆動機構, 燃料交換機などが必要とされ, これらの機器の接触・摺動部では機器の性能・機能を確保する上で低摩擦, 耐摩耗, 耐エロージョン, 耐焼付き, 耐融着, シール性等の配慮が必要となる。本調査の結果, 原子力分野においてトライボロジ研究は精力的に行われ, 材料選定及び構造設計などに反映されていることが判明した。しかしながら, 少数ではあるが摩耗などに基づく故障・トラブルの例がある。原子力エネルギーがわが国の基盤エネルギーとして一層発展し, かつCO₂に関する地球環境問題を解決する有力手段の一つとして, 公衆の理解を得るためには, 原子力プラントのなお一層の安全性・信頼性を図っていく必要がある。このためには, トライボロジ研究は従来どおり着実に続けられていくべきと考える。

* 動燃大洗工学センター 技術開発部 フロンティア技術開発室

目 次

1. まえがき	1
2. 原子力プラント	2
3. 原子力におけるトライボロジ研究	3
3.1 軽水炉 (PWR, BWR)	3
3.2 新型転換炉 (ATR)	4
3.3 高温ガス炉 (HTTR)	5
3.4 高速増殖炉 (FBR)	6
4. 核燃料サイクル施設におけるトライボロジ	10
5. あとがき	11

1. ま え が き

わが国において、電力供給量に占める原子力発電の割合は現状25%を超え、2000年度及び2010年度における電力供給目標量に占める原子力発電の割合はそれぞれ35%及び43%と予測されている⁽¹⁾。これは原子力の優れた燃料供給及び価格の安定性、経済性、環境特性に着目し、ベース供給力として位置付けられているからである。

原子力技術の現状は、スリーマイル事故及びチェルノブイル事故を発端として、安全性・信頼性の確保の観点でさかんに議論がなされている。これらの客観的議論をふまえて、より一層安全性・信頼性の高い原子力プラントを開発するための技術開発を行っていくことは、エネルギー資源の少ないわが国にとり不可欠な重要課題である。特に、近年グローバル的にクローズアップされてきた化石燃料に基づくCO₂問題を解決する有効手段としても原子力エネルギーは優れた特性を持っている。

原子力プラントにおけるトライボロジ問題は他産業分野以上に、放射線や高温、高圧など今まで経験が少なく、接近や交換作業が困難な環境下で運転する機器が多いので、プラントの安全性・信頼性の確保、機器の性能・機能の確保、長寿命化、経済性の確保などの観点から重要である。そのため、従来から必要となる研究開発が精力的に行われ、研究発表がなされてきた⁽²⁻⁴⁾。しかしながら、軽水炉、新型転換炉、高温ガス炉、高速増殖炉といったわが国で実用化あるいは開発対象となっている原子力プラントの全般を対象としてトライボロジ問題をまとめた報告はみあたらないので本資料をまとめた。

2. 原子力プラント

原子力発電は核分裂反応を利用して蒸気を作ることが火力発電と異なり、核燃料の種類、核分裂にあずかる中性子のエネルギー、減速材、冷却材などによって種々の型式に分類される。表1には世界における原子炉の種類を示す^(5,6)。これらの内、わが国で発電用原子炉として実用化あるいは開発段階にある原子炉はマグノックス炉、加圧水型軽水炉(PWR)、沸騰水型軽水炉(BWR)、沸騰軽水冷却重水炉(新型転換炉, ATR)、及び高速増殖炉(FBR)である。図1にはこれらのわが国における立地点⁽⁷⁾を示す。

図2にはPWR, BWR, ATR及びFBRの主要なしくみ^(5,6)を示す。PWRは原子炉内の水に高い圧力をかけて高温・高圧の水をつくり、蒸気発生器を介して2次系の水に熱を伝えて蒸気をつくり、これをタービンに送り発電する。BWRは原子炉内の水を直接沸騰させて蒸気をつくり、これをタービンに送り発電する。ATRはBWRと同様に水を直接沸騰させる方式であるが、減速材に重水を使用することにより中性子経済を向上させ、軽水炉より濃縮度の低いウラン及びプルトニウムを利用することができる。FBRは冷却材にナトリウムを使用し、高速中性子によりプルトニウム239を生成しながら発電するしくみの原子炉である。これらいずれの炉型でもポンプ、弁、制御棒駆動機構、燃料交換機等が必要とされ、これらの機器の接触・摺動部では機器の機能・性能を確保する上で、低摩擦、耐摩耗、耐エロージョン、耐焼付き、耐融着、シール性等トライボロジーの観点からの配慮が必要となる。特に原子力プラントでは高い信頼性と安全性が要求されるとともに、補修のために接近することが困難な場合が多いので個々の機器、さらにはシステム全体の信頼性を十分確保しておく必要があり、設計にあたってのトライボロジーの面での要求条件が他分野におけるプラントより一層厳しくなる。また使用環境が放射線下で、かつ高温高圧水中あるいは高温ナトリウム中という厳しいものとなる。以下には、PWR, BWR, ATR, FBR並びに高温ガス炉(HTTR)におけるトライボロジーに関する研究の現状を述べる。

3. 原子力におけるトライボロジ研究

3.1 軽水炉 (PWR, BWR)

わが国では軽水炉 (PWR, 原子炉出口冷却材温度約320℃, BWR 約290℃) の実用化が最も進んでおり, 現在39基が運転中⁽⁷⁾であり, 稼働効率は年々上昇している。平成元年度のこれら稼働中の全プラントにおける法律対象の故障例 (事故ではない) は表1-2に示すとおり合計22件と少ない⁽⁸⁾。しかしながら, この内9件⁽⁹⁾の原因はトライボロジ上の問題がからんでいる。

表2にはアメリカの軽水炉において1966~1982年に発生した時間に関連する劣化, 即ち時効による機器の損傷をメカニズム毎に分類したものである⁽⁹⁾。この表における摩耗の覧には情報が特定されなかった場合を含んでいるので必ずしも正確な値ではないが, 摩耗がしめる割合が高いと言える。表3はアメリカにおいて蒸気発生器で生じた問題点とそれを生じたユニット数を1984年の時点でまとめたものである⁽¹⁰⁾。減肉, SCC, IGA, デンティングの他, フレッシングなどの損傷も若干認められる。蒸気発生器での損傷部位の概念図を図2-2⁽⁵⁾に示す。原子炉から来る高圧の一次冷却水は底部から入り, 3000本近くある逆U字伝熱管を通り二次冷却水に熱を移し沸騰させ, 再び底部から出て原子炉に戻る。減肉は逆U字管と支持板の接続する隙間部へのスラッジ堆積による。IGSCCは溶接時の残留応力, 溶接熱影響による材料の耐食性の劣化及び溶存酸素を含む高温水など環境条件の3つに左右される。蒸気発生器2次側は水処理に使うリン酸塩の濃縮によるアルカリ割れとも考えられている。デンティングは伝熱管とその支持板との間に腐食生成物が詰まり損傷させる現象である。フレッシングは伝熱管の水/蒸気による流力振動により支持金具との間で摩耗を生ずる現象である。これに対し, わが国の改良型PWRでは伝熱管材を600合金からTT690合金に変えること及び伝熱管支持方式の改

(脚注) 9件の内7件はPWR 蒸気発生器伝熱管の渦電流探傷検査の結果、管支持板部あるいは管板拡管部に有意な指示を発見したもので、この有意な指示が磨耗等が原因の一つとなっていると仮定して数に加えた。残り2件は磨耗が明らかに原因となっているケースである。

良により耐IGSCC及び耐摩耗性の向上が図られている⁽¹¹⁾。

軽水炉が実用化されて以来、既に30年以上が経過し、近い将来設計寿命に達するプラントが生じてくる。図3は設計寿命をBWR40年、PWR30年と仮定し、各国で設計寿命を迎えるプラント数の年代別推移を示す⁽¹¹⁾が、今世紀末から設計寿命に達するプラントが出てくる。このため、各国で軽水炉の長寿命化対策として余寿命診断技術の開発が行われている。図4はアメリカの原子力プラント寿命延長計画(NUPLEX)でパイロットプラントとして選定されたサリー1号炉の原子炉圧力容器経年劣化マトリックスを示す⁽¹²⁾。寿命延長を支配する要因の一つとして摩耗があげられている。

耐トライボロジ性の観点から、従来コバルト基のステライト合金等が炉心での中性子による核反応をコントロールする制御棒ガイドローラ及びピン並びに給水加熱器等に多用されてきたが、摩耗により生じた摩耗粉の炉心での放射化によるCo-60の生成により、定検中の作業員の被曝の増大がクローズアップされ、被曝低減の観点からコバルト含有量が少なくトライボロジ特性が優れた鉄基及びNi基合金が開発されている。

わが国における軽水炉の高度化に関連して、機器のより一層の信頼性向上、プラント設備の保修性向上などの目標達成の対策として新素材の活用が提唱され、技術研究組合原子力次世代機器開発研究所(ANERI)が発足した。表4にはANERIの設定した研究開発目標を示す⁽¹³⁾。機器接触摺動部などトライボロジ上重要な個所にセラミックス、複合材などの新素材を適用することが主な研究課題となっている。

3.2 新型転換炉(ATR)

動燃敦賀サイトに建設されたATR原型炉「ふげん」(電気出力165MW、蒸気ドラム冷却材温度284℃)は昭和54年3月の本格運転開始以来、順調に稼働している。「ふげん」用の研究開発は動燃大洗工学センターを中心に実施された。表5に示すとおり、主要機器の試作及び耐久性能の確認、その後の分解点検を通じ、接触・摺動部の外観観察、摩耗・焼付きの有無、摩擦特性などが検討された⁽¹⁴⁾。さらに「ふげん」運転開始後は開発機器類の性能の実証あるいは保守点検によりこれらの接触・摺動部の健全性・信頼性が確認された⁽¹⁴⁾。

軽水炉と異なる「ふげん」特有の機器であるシールプラグは、圧力管下端に装着され、

原子炉冷却水を密封する閉止栓である。図5に示すとおりシールエレメント、ボールラッチ機構などの接触・摺動部を有するため、シール性能、着脱性、耐摩耗性、耐かじり性などの観点での検討が要求され、最長15,000時間の耐久試験を通じ信頼性の高いシールプラグが開発された⁽¹⁴⁾。図6には「ふげん」用の28本燃料集合体での流力振動に基づく燃料被覆管（ジルカロイ-2）とスパーサ（インコネル718）間のフレットニング摩耗試験結果を示す⁽¹⁵⁾。試験は「ふげん」の炉心条件を模擬した287℃、72気圧、流量33.5t/h、蒸気重量率14%の水／蒸気2相流下で行われた。その結果、設計寿命における被覆管のフレットニング摩耗深さは最大でも30μmを超えないことがわかった。このことから、設計上フレットニング摩耗は問題とならないことが明らかとなった。さらに、現在電源開発(株)で設計が行われているATR実証炉（電気出力600MW、蒸気ドラム冷却材温度285℃）^(6, 14, 16)用35本燃料集合体においてもフレットニング摩耗特性は「ふげん」と同程度であり問題とならないことが明らかにされている⁽¹⁵⁾。参考のため「ふげん」と実証炉の設計主要目を表6に示しておく^(14, 16)。図7にはATR実証炉の原子炉出口管（SUS316L）における水／蒸気2相流によるエロージョン量を示す^(17, 18)。試験条件は291℃、75.6気圧、PH7、溶存酸素量約300ppb、蒸気流量率15%、蒸気流速10～38m/sである。その結果、エロージョン速度は数μm/yearと少なく設計上問題とならないことが明らかにされている。またこの研究においてエロージョン量の試験パラメータによる定式化が行われ、実験データとよく一致することが報告されている。

3.3 高温ガス炉（HTTR）

わが国における高温ガス炉の開発は原研を中核機関として行われ、HTTR（高温工学試験研究炉、ヘリウム冷却、熱出力30MW、原子炉出口温度定格時850℃、高温試験時950℃）⁽¹⁹⁾に関して平成2年度に安全審査及び設置許可の認可が行われている。HTTRは高温ガス炉技術の基盤の確立及び高度化を図るための研究を進めるとともに各種の高温工学に関する先端的基礎研究を行うための高温照射機能、大型試料照射機能などを有している。表7に基本仕様を、図8に原子炉冷却系設備の系統図を示す⁽¹⁹⁾。

HTTRの各種機器は1,000℃近い高温のヘリウム雰囲気中にあり、接触・摺動部のトライボロジー上からの信頼性の確保が重要となり、種々の材料組合せについて高温ヘリウム

中で摩擦・摩耗特性などの研究が行われている⁽²⁰⁻²²⁾。表8に高温ガス炉における接触・摺動部の材料組合せ及び主な条件を示す⁽²⁰⁾。摩擦・摩耗試験は平行部を有する摺動試験片の両側から先端が半径50mmの半球面を有する固定試験片を押しつける方法で行われた。試験条件は温度1,000℃、振動周波数5 Hz、振幅0.5mm、摺動速度10mm/s、負荷荷重9.8N、ヘリウム圧0.2~4.1MPaで、ヘリウム中の不純物量を変えて試験が行われた。図9はハステロイX-Rとコーティング材及びコーティング材同士の摩擦特性を示す⁽²²⁾。ハステロイX-Rとコーティング材の摺動では、 ZrO_2-CaC_2 、 $ZrO_2-Y_2O_3$ 、 Cr_2O_3 が比較的安定で、摩擦係数は0.7~1.2であった。しかし、 $Cr_2_3C_6$ については不安定な摩擦係数を示した。TiCでは摺動開始直後の摩擦係数は高いが、摺動距離が長くなると減少して1.4になった。コーティング材同士の摺動については、摺動距離が25m付近で急激に高い摩擦係数を示した Cr_2O_3 以外は比較的安定であった。TiCの摩擦係数は最も低く0.5~0.75、 ZrO_2-CaC_2 は約0.9、 $ZrO_2-Y_2O_3$ は1.1~1.3であった。図10は摺動距離100mにおける摩擦特性を示す⁽²⁰⁾。表面粗さの変化幅が最も少ないのはTiC同士の場で、 $-3\sim-1\mu m$ であった。TiCコーティング材とハステロイX-Rの組合せでは、コーティング材の摩耗痕は厚さ10 μm 程度のTiC層を破って拡散層(TiNi)にまで達していた。2種類の ZrO_2 コーティング材の表面粗さの変化や摩耗痕の幅は同じような値を示しているので、安定化材による摩耗特性の変化はないと推定されている。さらに、 ZrO_2 コーティング材の長時間試験(300h)の結果、表面粗さの変化は、ハステロイX-Rやコーティング材の摺動試片によらず時間に比例した増加を示さなかった。また、摩耗痕の幅は2~3mmで摺動による変化はなかった。HTTRの機器接触摺動部は高温ヘリウムにさらされるため、材料同士が融着する可能性がある。表9は1000℃のヘリウム中における融着試験結果である⁽²²⁾。HTTRの主要構造材であるハステロイXは同一組合せで融着を起こす。各種セラミックスコーティングの内、ジルコニアがヘリウム中の長時間安定性、両立性、耐融着性について優れた特性を示したことが報告されている。

3.4 高速増殖炉(FBR)

FBR実験炉「常陽」(熱出力100MW、原子炉出口冷却材温度500℃)はわが国初のFBRとして動燃大洗工学センターに設置され、昭和52年4月の臨界以来、主に燃料・材料の照

射施設として順調に稼働している⁽²³⁾。「常陽」に続く、FBR原型炉「もんじゅ」(電
気出力280MW, 原子炉出口冷却材温度529℃)は昭和58年5月の原子炉設置許可以来, 動
燃敦賀サイトで平成4年度の臨界をめざして建設中である。平成2年10月現在の工事進
捗率は総合89.5%に達している。表10に「もんじゅ」の設計主要目を示す⁽²⁴⁾。

FBRの機器接触摺動部は還元性でかつ化学的に活性が強い高温ナトリウム中にあり,
潤滑効果及び酸化被膜の保護効果が期待できないため, 各種材料についてナトリウム中
のトライボロジ特性の評価が行われた⁽²⁵⁻²⁷⁾。また, FBR機器の試作・性能・機能試験
及びその後の分解点検を通じて, 接触摺動部の健全性・信頼性が確認された。表11には
実施された機器の試作・開発の概要を示す^(25, 26)。さらに, 「常陽」における運転及
び保守点検を通じて, 機械式ポンプ軸受部及び制御棒, 燃料交換機などの接触摺動部の
健全性が確認されている。図11~13に例としてトライボロジ特性が重要となる「もんじ
ゅ」用の機械式ポンプ, 制御棒駆動機構及び燃料集合体パッド部の概略図を示す⁽²⁵⁾。

FBR用機器接触・摺動部に適用される表面硬化材に要求される性能を表12に示す⁽²²⁾。
ナトリウム中では材料表面に形成された酸化膜が還元破壊されるため接触摺動部で融着,
摩耗等のトライボロジ特性の把握が重要となる。このため, 図14に示す装置^(22, 24)に
より各種表面硬化材のトライボロジ特性が検討された。融着試験は内径33mm, 外形37mm
の平面接触試験片を用いて行われた。また摩擦・摩耗試験は平行部を有する駆動試験片
の両側から5φmmの平面を有する固定試験片を押しつける方法で行われた。図15には
600℃ナトリウム中における酸素濃度と動摩擦係数の関係を示す⁽²³⁾。酸素量が高くな
ると摩擦係数が低下する。これはナトリウム中で生成する NaCrO_2 の潤滑効果と推定され
ている。しかしながら, 酸素量が高くなると材料の腐食量が多くなるため, 放射性腐食
生成物による被爆を低減する観点から酸素量は約1ppm(コールドトラップ最低温度120
℃相当)⁽²⁸⁾に保持される。したがって, トライボロジ特性上厳しい側の条件であるコ
ールドトラップ温度120℃において試験研究が行われた。図16及び図17は表面硬化材の
摩擦係数及び摩耗量をそれぞれ示す⁽²²⁾。摩擦試験はナトリウム温度400-600℃, 接触
応力4 kg/mm², 摺動速度20mm/sec, 摺動距離150mの条件で行われた。摩耗試験はナト
リウム温度530℃, 摺動距離2500m, その他は摩擦試験と同一の条件で行われた。その
結果, 表面硬化材はいずれも低い摩擦係数及び摩耗量を示した。図18はナトリウム中で

の融着特性を示す⁽³²⁾。融着試験はナトリウム温度450-700℃、接触応力4 kg/mm²、負荷保持時間200-3200時間の条件で行われた。FBRの主要構造材料であるオーステナイトステンレス鋼は成分元素の相互拡散により著しい融着を示す。図19に融着が真実接触面で生じた様子を示す⁽²⁷⁾。融着後の引張破断力をこの真実接触面積で除した破断応力は母材の強度に達していた。一方、表面硬化材は「もんじゅ」使用温度領域では全く融着しなかった。図20は表面硬化材のナトリウム中での腐食量を示す⁽³⁴⁾。腐食試験はナトリウム温度400-700℃、試験時間4000時間の条件で行われた。いずれの材料も高々数μm/yearと腐食量は低い。表面で一部の元素のナトリウム中への溶出が生じ、硬さが低下した。このため、摩擦係数が試験の初期にわずかに上昇するが、短時間後、腐食をうけていない材料と同じ値まで低下することが確かめられている⁽³⁴⁾。

接触・摺動部用表面硬化材として原子力分野で最も実績のあるステライトはナトリウム中でも優れたトライボロジ特性を示すため、FBR開発の初期段階より使用されてきた。しかしながら、基本成分であるCoの摩耗粉が炉心での中性子による核変換によりCo-60となり被曝の原因となる。この被曝を低減するため上述した研究結果をもとに、「もんじゅ」用機械式ポンプ軸受及び制御棒駆動機構などにはコバルトフリーのNi基表面硬化材が選定されている。

図13に示した燃料集合体には隣接する集合体との接触のため、そのラッパー管外表面にパッド部が設けられている。集合体構成材であるSUS316は図18に示したようにナトリウム中で融着するので、パッド部は表面硬化処理が必要となる。また、ラッパー管は中性子照射による寸法変化を抑制するため冷間加工が施され、この冷間加工を維持するためには表面硬化処理時の入力熱を極力低くすることが必要となる。このため爆発溶射法によるクロムカーバイトについて表13に示すナトリウム中トライボロジ研究がおこなわれた⁽³³⁾。図21は動摩擦係数を示す⁽³³⁾。摩擦試験はナトリウム温度200-600℃、接触応力0.4kg/mm²、摺動速度24mm/min、摺動距離120mの条件で行われた。SUS316は摩擦係数が高くかつ摺動距離とともに上昇を示すのに対し、クロムカーバイトは温度及び摺動距離に対し、安定した挙動とともに低い摩擦係数を示した。また700℃まで全く融着しないこと及び熱衝撃及び中性子照射に対して割れ、はく離を示さないことが明らかにされている⁽³³⁾。これらの結果をもとに「もんじゅ」用燃料集合体パッド部には爆発溶射

によるクロムカーバイトが採用されている。

FBR用燃料被覆管外周には隣接燃料ピンとの直接接触を避けるために図13に示すようにワイヤがスパイラル上にとりつけられている。「常陽」の燃料集合体において、被覆管との間に摩耗現象を生じ、最大 $53\mu\text{m}$ 深さの擦り痕を^(30, 31)生じた。このためナトリウム中での擦り痕生成試験が行われ、その進行性が検討された⁽²⁹⁾。図22は種々の荷重における摩耗深さと摺動サイクルの関係を示す。「常陽」での使用条件では擦り痕深さは飽和する傾向を示し、進行性がないことが明らかにされた。また $53\mu\text{m}$ 深さの擦り痕が生じてても被覆管の内圧クリープ破断強さは影響を受けないことも確認されている^(30, 31)。さらに図22の結果をもとに、 $53\mu\text{m}$ 深さの擦り痕を生じた流力振動にもとづくワイヤと被覆管との間に働く荷重は約230g(図23)と非常に低いことが明らかにされた⁽²⁹⁾。

その他の研究としてはFBR実証炉の蒸気発生器伝熱管候補材である9Cr系鋼とサポータ間の摩耗試験などが行われている⁽³⁷⁾。

4. 核燃料サイクル施設におけるトライボロジ

核燃料サイクル分野でトライボロジ上重要と考えられるものにウラン濃縮用遠心分離器軸受がある。天然ウランは核分裂反応を起こし易いウラン-235を約0.7%、起こし難いウラン-238を約99.3%が混合して存在するので、原子炉燃料としてはウラン-235を相対的に濃縮（約3-4%まで）する必要がある。その方法の一つとしてガス状の六弗化ウラン（ UF_6 ）を図24⁽³⁹⁾に示す如く真空に保たれた外筒の中の高速で回転する内筒に供給するとガスも回転し、重いウラン-238の弗化ガス（減損分）は遠心力で外周にとばされ、軽いウラン-235の弗化ガス（製品分）は中心軸近くに残る。筒内で向流を起こさせながらこの製品分を取り出し同様な多段濃縮機に導入して次第にウラン-235の多い UF_6 を得る。内部円筒の回転数は2万-3万回転/分にも及び、周辺速度は300m/秒を超える。従って、図中の上部、下部の支持体（軸受部）は最も重要な機構部である。初期には水素吹き込みラビリンスシールを設けた循環油方式や上部を磁気軸受、下部を鋼製針を用いた軸受などが開発された⁽³⁹⁾。現在、濃縮技術は世界的な核不拡散条約により各国とも情報公開を禁じているので公開資料は見当たらない。しかし、この方法により英独オランダ3国は共同の商業ウラン濃縮事業を行っており、わが国でもこの方法の試作開発を動燃で行いその技術を用いて実用規模で近く青森県で商業化に入ろうとしている。

5. あ と が き

以上、わが国で実用化あるいは開発段階にある原子力プラントであるPWR、BWR、ATR、HTTR、FBR及び核燃料サイクル施設におけるトライボロジ研究の概要を述べた。トライボロジは原子力機器の安全性・信頼性の確保において重要な分野を占めていることがわかる。原子力エネルギーがわが国の基盤エネルギーとして一層発展し、かつCO₂に関する地球環境問題を解決する有力手段の一つとして、公衆の理解を得るためには、原子力プラントのなお一層の安全性・信頼性を図っていく必要がある。このためには、トライボロジ研究は従来どおり着実に続けられていくべきと考える。

文 献

- (1) 電気事業審議会 需給部会 中間報告, 1990年6月, 原子力委員会月報第406号, 1990年.
- (2) 岡本芳三, 菊地賢司, 「原子力におけるトライボロジ」, 日本機械学会誌第81巻, 第719号, 昭和53年10月, p.1055.
- (3) 望月恵一, 山本 研, 「原子力エネルギー技術開発とトライボロジ」, 潤滑, 第25巻, 第5号, 1980年, p.287.
- (4) 薄田 寛, 「軽水炉構造材料」, ㈱アイピーシー, 平成元年12月.
- (5) 「原子力ハンドブック」, オーム社, 1989年3月, p.120.
- (6) 「原子力発電便覧 91年版」, 電力新報社.
- (7) 「平成元年度版 原子力白書」.
- (8) 「原子力安全委員会月報」, 139号, 1990年.
- (9) G. Murphy, Int. J. Pres. Ves. and Piping, Vol.22 (1986) p.31.
- (10) S. J. Green, Int. J. Pres. Ves. and Piping, Vol.25 (1986) p.359.
- (11) 中島 甫, 「軽水炉圧力容器の寿命評価のための材料工学的検討」, 原子力工業, Vol.34, No.5 (1988) p.22.
- (12) 土本, 「軽水炉長寿命化についてのワシントンセミナー報告」, 学振第122委員会資料 (1986).
- (13) 富田弘平, 寺林康治, 「軽水炉高度化における新素材応用」, 原子力工業, Vol.34, No.10 (1988), p.9.
- (14) 動燃事業団, 「ふげん特集」, 動燃技報, No.69, 1989年3月.
- (15) K. Kodaka and T. Kitahara, "Endurance Tests on Cluster Type Fuel Assemblies", Proceedings of the Conference on Nuclear Fuel Performance, Stratford-Upon-Avon, UK, 25-29 March, 1985.
- (16) 火力原子力発電技術協会, 「やさしい原子力発電」, 火力原子力発電, Vol.41, No.3 (1990), p.97.

- (17) M. Koike and T. Kitahara, "Erosion Experiments of Stainless Steel under Water-Vapour Two-Phase Flow Conditions", Proceedings of the 6th Annual Conference of Canadian Nuclear Society, Ottawa, Canada, June 2-4, 1985.
- (18) M. Koike and H. Baba, "Erosion-Corrosion Experiments and the Quantitative Equations under Water-Vapour Two-Phase Flow", Proceedings of 1988 JAIF Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants, Tokyo, Vol. 2, April 19-22, 1988, p. 532.
- (19) 日本原子力研究所, 「高温工学試験研究の現状」, 1990年.
- (20) 菊地賢司, 他, 「Ni基耐熱合金鋼とセラミックコーティング材の高温Heガス中における摩擦・摩耗特性」日本原子力学会誌, Vol. 27, No. 1, (1985) p. 66.
- (21) K. Kikuchi, et. al., "Impurity Gas Effects on Friction and Wear of High-Temperature Materials for VHTRs", Nuclear Technology, Vol. 66, Sept., 1984, p. 491
- (22) 野村末雄, 「高温原子炉用耐熱材料の最近の開発動向と問題点」, 日本金属学会会報, 第16巻, 第11号, (1977) p. 779.
- (23) 松野義明, 「高速実験炉「常陽」のプラント性能評価」, 原子力学会誌, Vol. 24, No. 11 (1982) p. 833及び動燃事業団, 「常陽小特集」, 動燃技報, No. 61, 1987年3月.
- (24) 動燃事業団, 「もんじゅ特集」, 動燃技報 No. 51, 1984年9月及び「高速増殖炉もんじゅ発電所建設状況」, 動燃技報, No. 67, 1988年9月, p. 38.
- (25) 溝渕庄太郎, 加納茂機, 「Co基, Ni基硬質材料の高温ナトリウム中における摩擦挙動について」, 日本金属学会誌, 第44巻, 第1号 (1980) p. 76.
- (26) 溝渕庄太郎, 加納茂機, 「高温ナトリウム中における表面硬化材の摩擦特性」, 日本金属学会誌, 第44巻, 第5号, (1980) p. 479.
- (27) 溝渕庄太郎, 加納茂機, 「高温ナトリウム中における各種材料の自己融着性」, 日本金属学会誌, 第44巻, 第5号, (1980) p. 486.
- (28) K. Nakayama, et. al., "Self-Welding Investigations of Hard Facing Materials in Sodium", Proceedings of Int. Colloquium on Hard-Facing Materials in

- Nuclear Power Reactor, Avignon, France, 25-26 Sept. (1980) p.131.
- (29) 中山紘一, 他, 「燃料被覆管とワイヤの炉外ナトリウム中摩耗試験」, 日本原子力学会, 昭和58年分科会, H4.
- (30) 井滝俊幸, 他, 「高速実験炉「常陽」MK-I炉心燃料集合体の照射挙動」, 日本原子力学会誌, Vol.27, No.5 (1985) p.435.
- (31) T. Shimada, et. al., "Operational Experience of Experimental Fast Reactor JOYO Driver Fuel", Proceedings of Int. Conf. on Reliable Fuels for liquid Metal Reactors, Tucson, USA, 7-11 Sept. (1986) p.2-78.
- (32) 吉田英一, 他, 「FBRプラントの機器接触・摺動部用コバルトフリー表面硬化材の開発」, 動燃技報, No.62 (1987) p.65.
- (33) 平川 康, 他, 「FBR燃料集合体パッド部用表面硬化材(クロムカーバイト)のナトリウム中特性評価」, 日本原子力学会, 昭和63年年会, E23.
- (34) E. Yoshida, et. al., "In-Sodium Tribological Study on Cobalt-Free Hard Facing Materials for Contact and Sliding Parts of FBR Components", Proceedings of the Fourth Int. Conf. on Liquid Metal Engineering and Technology, Avignon, France, 17-21 Oct. (1988) p.502-1.
- (35) 動燃事業団, 「高速増殖炉研究開発の現状」, 昭和59年~平成元年.
- (36) 動燃事業団, 「大洗工学センター特集」, 動燃技報, No.73, 1990年3月.
- (37) 吉田英一, 他, 「Mod.9Cr-1Mo鋼を使用した一体貫流型蒸気発生器伝熱管の健全性評価研究(IV) -伝熱管支持部摺動摩耗試験」, 日本原子力学会, 平成2年分科会, H3.
- (38) R.L. Eichelberger, et. al., AI-AEC-12955 (1970).
- (39) M. Benedict, et. al., 清瀬量平訳, 「ウラン濃縮の化学工学」日刊工業新聞社 (1985) p.58.

表1 原子炉炉型の分類⁽⁵⁾・⁽⁶⁾

炉 型 分 類		減 速 材	冷 却 材	代 表 例	
熱	軽水炉	加圧水型軽水炉 (PWR)	軽 水 ^{注)}	軽 水 ^{注)}	美浜発電所
		沸騰水型軽水炉 (BWR)	沸騰軽水 ^{注)}	沸騰軽水 ^{注)}	福島第一発電所
中	重水炉	加圧重水冷却重水炉	重 水	加圧重水	ピカリング発電所 (カナダ)
		沸騰軽水冷却重水炉	重 水	沸騰軽水	「ふげん」 (ATR)
子	ガス炉	マグノックス炉	黒 鉛	炭酸ガス	東海第一発電所
		改良型黒鉛炉 (AGR)	黒 鉛	炭酸ガス	AGR (イギリス)
		高温ガス炉 (HTGR)	黒 鉛	ヘリウム	フォート・セントブレイン (アメリカ)
高 速 炉 (FBR)		—	ナトリウム	「常 陽」 (実験炉) 「もんじゅ」 (原型炉)	

注) 減速材と冷却材が兼用されている。

表1-2 原子力発電プラントの故障・トラブルの概要（法律対象）－平成元年度⁽⁸⁾

分 類	概 要	件 数
電気系統の短絡・接触不良・絶縁低下・誤動作	再循環ポンプ流量制御系リレーの接触不良 主給水系統の電気回路の短絡 短絡の火花による軽度の火傷 循環水ポンプモータ軸受用電線の絶縁低下 非常用ディーゼル発電機固定子巻線の絶縁劣化 再循環ポンプ油面検出器の誤動作	1 1 1 1 1 1
機器・部材の損傷・脱落・取付け不良・異物の混入	ディーゼル機関と高圧注水系ポンプを接続する増速機の損傷 燃料体取手部の脱落 タービン系統制御油の取付け不良による漏洩 再循環ポンプ振動検出器動作部への異物の混入	1 1 1 1
溶接施工不良	配管の溶接施工不良による割れの発生	1
摩耗	蒸気加減弁の摩耗 主蒸気隔離弁摺動ガイドの摩耗	1 1
渦電流探傷検査による有意な指示の検出	蒸気発生器伝熱管部及び管板部などでの有意な指示の検出	9

表2 アメリカの軽水炉における時効に関連するイベントの損傷メカニズム⁽⁹⁾

損傷メカニズム	イベントの数	損傷メカニズム	イベントの数
摩 耗	522	寿 命	226
腐 食	414	電気接触による汚染	205
内部汚染	382	振 動	165
外部汚染	331	応力腐食	110
疲 れ	324	エロージョン	102
クラック	259	その他のメカニズム	58

表3 蒸気発生器の問題点とそれを生じたユニット数⁽¹⁰⁾
(1984年, ユニット総数 121)

問 題 点	生 じ た ユニット数	問 題 点	生 じ た ユニット数
デンティング		機械的損傷	
支持板のデンティング	42	フレットティング	30
管板のデンティング	18	高サイクル疲れ	5
腐 食		エロージョン	2
減 肉	31	ウォーターハンマー	10
孔 食	11	水分キャリーオーバー	6
二次側SCC	31	問題なし	37
一次側SCC	33	5年以上の運転歴を有する 65ユニットで問題ないもの	1
二次側IGA	28		
一次側IGA	2		

表4 ANERIの研究開発目標⁽¹³⁾

B: BWR
P: PWR

№	機種	機器	部品	現用材	炉型	適用素材	
1	ポンプ	海水ポンプ	主軸・ケーシング・インペラ	ステンレス鋼SUS316・ ステンレス鋳鋼SCS14等	B/P	改良型ステンレス鋼、二相ステンレ ス鋼	
			水中軸受	フェノール系樹脂 ニトリル系ゴム	B/P	Al ₂ O ₃ セラミックス、または Si ₃ N ₄ セラミックス等	
		原子炉冷却系ポンプ	メカニカルシール	焼結カーボン(固定) 超硬合金(回転)	B	C/Cコンポジット、短繊維FRM	
				アルミナ(固定)・(回転)	P	SiCセラミックス、 Si ₃ N ₄ セラミックス	
		RW系ポンプ	ケーシング・インペラ等	ステンレス鋳鋼	B/P	セラミックス・コーティング	
ポンプ全般	パッキング・ガスケット Oリング	グラファイト、アスベスト、 EPゴム	B/P	C/Cコンポジット、FRTP、 改質EPゴム			
2	弁	弁全般	シート	ステライト#6	B/P	Fe基・Ni基合金の表面硬化材、 セラミックス・コーティング	
			ゴムダイヤフラム弁	ダイヤフラムシート	ゴム(補強繊維入)	P	改良ゴム(EPDM)(アラミド繊維)
			グランド・パッキング	ゴム・グラファイト・アス ベスト	P	C/Cコンポジット	
3	破管	海水配管 RW系配管	管・継手等	炭素鋼(+ライニング)	B/P	複合樹脂、GFRP-FW	
			管・継手等	SUS316L	B/P	セラミックス・コーティング	
4	伝熱機器	熱交換器・加熱器等 (蒸気発生器等)	伝熱管等	インコネル600	P	セラミックス・コーティング	
			伝熱管等	SUS316L, 304(L), チタン	B/P	セラミックス・コーティング	
5	制御棒駆動 装置	C R D C R D M	ガイド・ローラー(改良CRD)	ステライト#3 低Co-Ni基合金	B	Al ₂ O ₃ , Si ₃ N ₄ , SiC, ZrO ₂	
			シール部材(既設CRD)	焼結カーボン	B	Al ₂ O ₃ , ZrO ₂ セラミックス	
			コイル・アセンブリー	H種シリコン樹脂	P	スーパーエンブラ	
6	炉内機器	炉内構造物 締付け部材等	炉内構造物、ラジアルサポート等	オーステナイト系SUS (Co≤0.2~0.05%)	B P	低Co(スーパー)ステンレス Co溶出制御表面処理、 セラミックス・コーティング	
			ボルト等	インコネルX-750等	P	結晶制御合金、分散強化合金	
7	圧力容器	スタッド・ボルト	スタッド・ボルト	高張力鋼	B/P	表面処理鋼(多層電気メッキ)	
8	タービン	低圧タービン	ブレード	12Cr鋼, 17Cr鋼	B P	改良チタン合金 長繊維FRM	
			ブレード・エロージョン シールド	ステライト#6	B P	Fe基・Ni基合金表面硬化材、 セラミックス・コーティング 改良チタン合金、 セラミックス・コーティング	
9	浄化系 (水処理)	原子炉冷却材 浄化装置	イオン交換材	イオン交換樹脂: 有機物(スチレン系)	B/P	無機イオン吸着体	
		復水浄化装置 廃棄物処理濃廃装置	イオン交換材 加熱蒸発器(エバポレーター)	イオン交換樹脂: 有機物(スチレン系)	B/P	改良中空糸膜、 高機能高分子分離膜等	
10	タンク	RW濃縮廃液タンク	防食ライニング	炭素鋼・ライニング	B/P	ふっ素系樹脂ライニング	
		補機冷却系タンク	防食塗装	炭素鋼・エポキシ塗料	B	高機能高分子樹脂塗料	
11	焼却炉等	燃焼焼却装置	炉壁材	耐火レンガ(アルミナ等)	B/P	セラミックス・コーティング	
12	格納容器	ベネトレーション	電気ベネトレーションの絶縁体	エポキシ	B	ガラス、セラミックス	
13	電気計装品	ケーブル	ケーブル	ゴム、塩化ビニール 架橋ポリエチレン	B/P	ポリオレフィン、金属水和物、 芳香族化合物等	
		電子部品	半導体	シリコン	B	シリコン等	
		中性子計装品	LPRMのシール	アルミナ	B	各種セラミックス	

表5 「ふげん」用機器の試作開発の概要⁽¹⁴⁾

項 目	実 施 内 容
圧力管集合体構造の開発	
(1) ロールドジョイント部構造の開発	圧力管と延長管のロールドジョイント構造を試作開発し、気密性、強度等を確認するとともに耐久性が確認された。
(2) 圧力管、カランドリア管の耐久試験	圧力管およびカランドリア管を開発し、耐久試験を行い、熱膨張、変形、振動特性等を測定し、耐久性が確認された。
シールプラグの開発	原子炉運転中にシールプラグの着脱が容易でかつ漏洩しないシール構造のシールプラグの試作開発を行い、性能・耐久性が確認された。
燃料交換装置の開発	運転中に燃料交換が実施できることを目標にスナウト、グラブ駆動系統の主要部品の試作開発を行い、組立後燃料交換装置の機能試験および耐久試験により原子炉の運転中に安全に燃料交換が行えることが確認された。
再循環ポンプの開発	再循環ポンプの国産化のため軸封装置と熱遮蔽装置を試作開発し、再循環ポンプに組み込み耐久試験を行い性能が確認された。
主蒸気隔離弁の開発	主蒸気隔離弁の国産化のため弁を試作開発し、閉鎖特性、気密性、耐久性の試験を行い性能が確認された。
重水循環ポンプの開発	大型のキャンドロータポンプである重水循環ポンプを試作開発し、耐久試験を行い性能が確認された。
制御棒駆動装置の開発	制御棒の地震時の挿入性を確認するため、設計模擬地震動を入力して制御棒の挿入試験を行い、設計性能が確認された。

表6 新型転換炉原型炉「ふげん」と実証炉「大間原子力発電所」の設計主要目⁽¹⁴⁾ (16)

設 計 主 要 目		原 型 炉 「ふげん」	実 証 炉 「大間原子力発電所」
電気出力	MWe	165	606
熱出力	MWt	557	1,930
原子炉			
炉心直径	mm	4,053	6,721
炉心高さ	mm	3,700	3,700
チャンネル数		224	616
カランドリアタンク径	mm	7,950	9,400
圧力管			
材質		Zr-Nb	Zr-Nb
内径	mm	117.8	117.8
燃 料			
集合体当たりの燃料棒本数		28	36
ペレット直径	mm	14.4	12.4
平均核分裂物質質量 (Puf + U)	%	2.0	3.3
燃焼度 (平均)	MWd/t	17,000	31,000
被覆管肉厚	mm	0.888	0.90
被覆管材料		Zry-2	Zry-2
最高線出力密度	kW/ft	17.5	15.0
制御棒本数			
炭化ホウ素製		49	76
ステンレス鋼製		0	13
原子炉冷却系			
ループ数		2	2
再循環流量	m ³ /h	10,200	32,000
蒸気流量	t/h	910	3,290
蒸気圧力	kg/cm ²	68	69

表7 基本仕様⁽¹⁹⁾

項 目	仕 様
原子炉熱出力	30MW
冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口／出口冷却材温度	395／850～950℃
一次冷却材圧力	4 MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9m
炉心等価直径	2.3m
出力密度	2.5MW/m ²
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子／黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3～10wt%（平均6wt%）
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製（2¼Cr-1Mo鋼）
主冷却回路数	1 ループ（中間熱交換器及び加圧水冷却器）

Table 8 Test conditions and combination of materials⁽²⁰⁾

No.	oscillating test piece	stationary test piece	press. (MPa)	time duration (hrs)	partial pressure of impurity gas (Pa) ^{*)}						ref					
					O ₂	H ₂ O	H ₂	CH ₄	CO	CO ₂						
1	Hastelloy X-R		0.2	3	8.1 × 10 ⁻¹	0.7 × 10 ⁻¹	—	—	0.4 × 10 ⁻¹	—	O ₂ effect					
2					5.5 × 10	3.5 × 10 ⁻¹	—	—	—	0.3 × 10 ⁻¹						
3					5.3 × 10	0.4	—	—	1.6	—						
4			4.1		2.5 × 10 ³	2.1	—	—	2.1	—	H ₂ O effect					
5			0.2		0.1 × 10 ⁻¹	11	—	—	—	—						
6			—		3.3 × 10	—	—	0.1 × 10 ⁻¹	—							
7			4.1		5.6 × 10 ⁻¹	3.9 × 10	—	—	1.1	—	H ₂ effect					
8			1.2 × 10 ⁻¹		2.0 × 10 ³	—	—	7.6 × 10 ⁻¹	—							
9			0.4 × 10 ⁻¹		0.8 × 10 ⁻¹	1.1	—	0.3 × 10 ⁻¹	—							
10			0.2		0.3 × 10 ⁻¹	1.3 × 10 ⁻¹	1.2 × 10 ²	—	—	—	CH ₄ effect					
11			1.2		5.2 × 10 ⁻¹	1.2 × 10	—	—	—							
12			4.1		7.5 × 10 ⁻¹	1.2	3.3 × 10 ³	—	—							
13			Hastelloy X-R		ZrO ₂ -CaC ₂	0.2	3	0.2 × 10 ⁻¹	4.1 × 10 ⁻¹	0.2 × 10 ⁻¹	1.1	0.2 × 10 ⁻¹	—	pure He		
14								0.1 × 10 ⁻¹	3.7 × 10 ⁻¹	—	1.1 × 10 ²	0.3 × 10 ⁻¹	—			
15								—	0.2	—	—	—	—	JAERI-B gas		
16	Hastelloy X-R	ZrO ₂ -CaC ₂		0.2				3	0.1 × 10 ⁻¹	2.3 × 10 ⁻¹	2.2 × 10	5.0 × 10 ⁻¹	1.1 × 10		1.6 × 10 ⁻¹	
17									Cr ₂₃ C ₆	0.1 × 10 ⁻¹	2.3 × 10 ⁻¹	2.2 × 10	5.0 × 10 ⁻¹		1.1 × 10	1.6 × 10 ⁻¹
18									TiC	—	0.4 × 10 ⁻¹	2.1 × 10	5.2 × 10 ⁻¹		1.1 × 10	1.3 × 10 ⁻¹
19									Cr ₂ O ₃	—	0.4 × 10 ⁻¹	2.1 × 10	5.2 × 10 ⁻¹		1.1 × 10	1.3 × 10 ⁻¹
20									ZrO ₂ -Y ₂ O ₃	—	2.3 × 10 ⁻¹	2.1 × 10	5.2 × 10 ⁻¹		1.1 × 10	1.5 × 10 ⁻¹
21	ZrO ₂ -CaC ₂	—		2.3 × 10 ⁻¹				2.1 × 10	5.2 × 10 ⁻¹	1.1 × 10	1.5 × 10 ⁻¹					
22	Cr ₂₃ C ₆	0.2 × 10 ⁻¹		1.9 × 10 ⁻¹				2.2 × 10	5.6 × 10 ⁻¹	1.2 × 10	1.6 × 10 ⁻¹	JAERI-B gas				
23	TiC	0.5 × 10 ⁻¹	1.0 × 10 ⁻¹	2.0 × 10	4.8 × 10 ⁻¹	1.1 × 10	1.2 × 10 ⁻¹									
24	Cr ₂ O ₃	0.5 × 10 ⁻¹	1.0 × 10 ⁻¹	2.0 × 10	4.8 × 10 ⁻¹	1.1 × 10	1.2 × 10 ⁻¹									
25	ZrO ₂ -Y ₂ O ₃	0.2 × 10 ⁻¹	1.9 × 10 ⁻¹	2.2 × 10	5.6 × 10 ⁻¹	1.2 × 10	1.6 × 10 ⁻¹									
26	Hastelloy X-R	ZrO ₂ -CaC ₂	300	3	0.2 × 10 ⁻¹	0.4 × 10 ⁻¹	2.1 × 10	5.4 × 10 ⁻¹	1.1 × 10	1.6 × 10 ⁻¹						
27	ZrO ₂ -CaC ₂	0.2 × 10 ⁻¹			0.4 × 10 ⁻¹	2.1 × 10	5.4 × 10 ⁻¹	1.1 × 10	1.6 × 10 ⁻¹							

*) measured values of inlet gas

Temp.: 1.000 °C, Applied load: 9.8 N, Frequency: 5 Hz, Amplitude: 0.5 mm

表9 各種表面コーティングと合金との融着試験⁽²²⁾

母材	コーティング			重さ変化*	備考	母材	コーティング			重さ変化*	備考								
ハ ス テ ロ イ ー X	無し			+0.7 +2.0 +2.0	くっつく " "	ハ ス テ ロ イ ー X	Cr ₃ C ₂	Plas	ボンド	-4.5	剝離								
									無し	-6.2	"								
									無し	-39.9	剝離・脱落								
	ZrO ₂	FCS	ボンド	+1.5	正 常	イ ン コ ネ ル ー 601	無し			43F	-5.4	正 常							
			無し	+0.1						"	ボンド	-5.0	"						
			43F	+2.1						"	ボンド	-1.9	"						
		Plas	ボンド	+2.3	"					Cr ₂ O ₃	スプレシスター				+0.6	くっつく			
			無し	+1.5											"	-9.4	"		
			43F	+3.4											"	+1.9	"		
	Al ₂ O ₃	FCS	ボンド	+3.1	"	ハ ス テ ロ イ ー X	Ni-Al系	U.Cコーティング			+18.1	"							
			無し	+2.9							"		+19.2						
			43F	+3.1							"		+18.9						
		Plas	ボンド	-0.6	剝離・割れ						Mo系		U.Cコーティング				-1.6	"	
			無し	-26.9													"		-3.9
			43F	-10.4													"		-5.7
Al ₂ O ₃	FCS	ボンド	+3.1	"	ハ ス テ ロ イ ー X	前酸化				500℃, 7h	+1.5	くっつく							
		無し	+2.9							"	900℃, 30h	+7.8	"						
		43F	+3.5							"	900℃, 30h	+9.5	"						
Plas	ボンド	+3.4	"	Al ₂ O ₃						FCS	43F	ボンド		+6.6	"				
	無し	+3.6												"		+5.8			
	43F	+3.1												"		+6.1			

*×10⁻¹mg/cm² 試験条件: 温度 1000±5℃ 雰囲気 He, 30cc/min 時間 100hr

(註) FCS: フレキシブルコードスプレ Plas: プラズマスプレ

表10 「もんじゅ」の設計主要目⁽²⁴⁾

原子炉型式	ナトリウム冷却・ループ型
熱出力	714万MW
電気出力	約280MW
燃料	プルトニウム・ウラン混合酸化物
炉心寸法	
等価直径	約180cm
高さ	93cm
容積	2,340 ℓ
プルトニウム富化度 (Pufiss%)	
内/外炉心	16/21
燃料装荷量	
炉心 (U + Pu金属)	5.9 t
ブランケット (U金属)	17.5 t
取出し燃料平均燃焼度	約80,000Mwd/t
燃料被覆管 (外径/肉厚)	6.5/0.47mm
燃料被覆材	SUS316
出力密度	275kW/ℓ
ブランケット厚さ	
(上/下/半径方向)	30/35/30cm
増殖比	約1.2
原子炉出入口温度 (入口/出口)	397/529℃
2次ナトリウム系温度	505/325℃
原子炉容器寸法 (高さ/直径)	18/7 m
ループ数	3
蒸気圧力	127kg/cm ² g
蒸気温度	483℃
燃料交換間隔	約6ヵ月

表11 「もんじゅ」用機器の試作開発の概要(35, 36)

項 目	実 施 内 容
原子炉構造機器 炉容器の開発(部分モデル) 炉内構造物の開発 炉心上部機構の開発 シールドプラグの開発	原子炉液面近傍部の炉壁保護方式の開発、熱特性・耐久性の評価及び出入口ノズル部、炉内構造支持部の熱過渡特性の検討を行い、性能及び健全性が確認された。 燃料集合体のハイドロリックホールドダウン機構及び流量分配機構を開発し、性能が確認された。 炉心上部機構を開発し、ストラティフィケーション、サーマルストライピング及び流量特性を検討し、信頼性・健全性が確認された。 炉容器のシールドプラグを開発し、フリーズシールドメタルの選定、回転プラグの性能、健全性が確認された。
熱輸送系機器 機械式ポンプの開発 電磁式ポンプの開発 中間熱交換器の開発 空気冷却器の開発 ナトリウム弁の開発	堅型遠心式ナトリウムポンプを開発し、設計性能、耐久性及び軸受部の健全性が確認された。 ナトリウム用大型電磁ポンプを開発し、性能及び耐久性が確認された。 中間熱交換器を開発し、流量分配、伝熱特性、管-管板部及び伝熱管支持方式の健全性が確認された。 フィン付きチューブ式空気冷却器を開発し、健全性、伝熱特性が確認された。 ベローズ式大型ナトリウム弁を開発し、シールド部、弁座部の健全性・耐久性が確認された。
燃料取扱系機器 燃料交換機の開発 燃料出入機の開発	燃料交換機を開発し、グリッパ機構、接触摺動部の健全性・耐久性が確認された。 燃料出入機を開発し、ドアバルブ、接触摺動部の健全性・耐久性が確認された。
制御棒駆動機構 粗調整棒駆動機構の開発 微調整棒駆動機構の開発 後備炉停止機構の開発	} 3種類の制御棒駆動機構を開発し、スクラム特性、接触摺動部の健全性・耐久性が確認された。

表12 FBR用ナトリウム機器接触・摺動部の表面硬化材に要求される性能⁽³²⁾

No.	要 求 性 能	対象 R & D
1	高温・長時間の圧縮荷重条件下において融着しないこと。	自己融着試験
2	使用中の摺動により摩耗しないこと。	摩擦・摩耗試験
3	摩擦係数が低いこと。	
4	使用中にナトリウムにより腐食しにくいこと。	腐食試験
5	使用中の温度サイクル，熱衝撃により寸法の変化，割れ，剝離が生じないこと。	熱衝撃試験
6	中性子照射により ⁶⁰ Coのような有害放射性元素を生じないこと。	照射試験
7	中性子照射により割れ，剝離が生じなく，かつ，トライボロジ特性を劣化させないこと。	

表13 クロムカーバイド (LC-1H) のナトリウム中評価試験⁽³³⁾

試験項目	主な試験条件	評価項目
摩擦・摩耗 試験	温度：200～600℃，C/T温度：120～250℃ 接触応力：0.2～4.0kg/mm ² ，摩擦距離：Max. 120m	摩擦係数 耐摩耗性
自己融着 試験	温度：530～650℃，C/T温度：120～145℃ 接触応力：0.2～4.0kg/mm ² ，負荷保持時間：Max. 3200 h	耐自己融着性
腐食試験	温度：600～700℃，C/T温度：120℃ 時間：2000～8000 h	耐腐食性 (腐食量)
熱衝撃試験	温度：420↔600℃ (Δ180℃) 熱勾配：約30℃/sec 熱衝撃回数：100回	耐剝離性 割れ

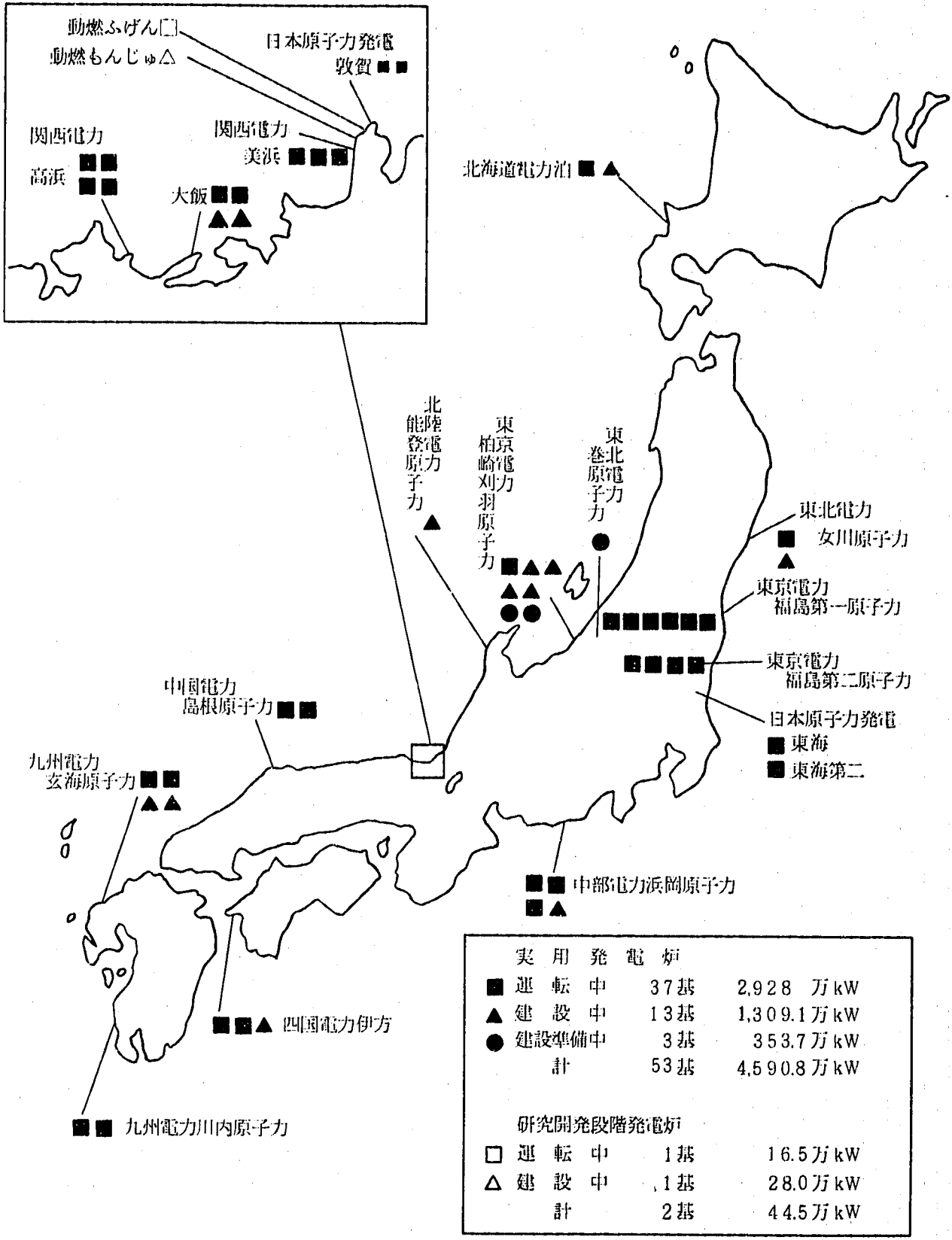
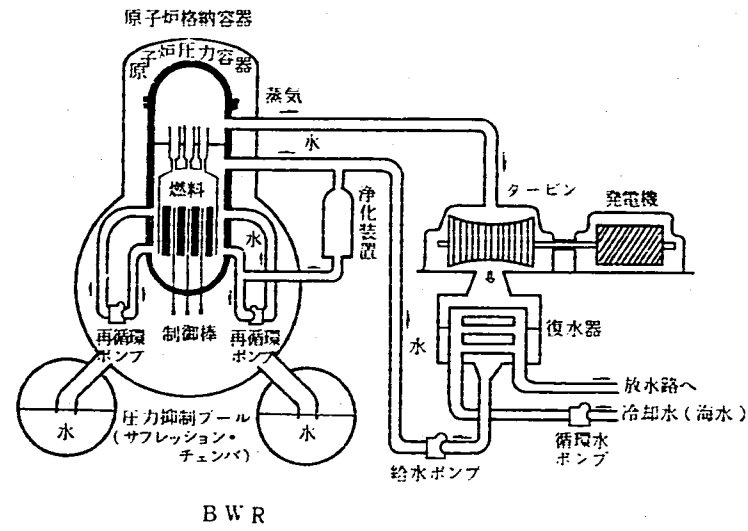
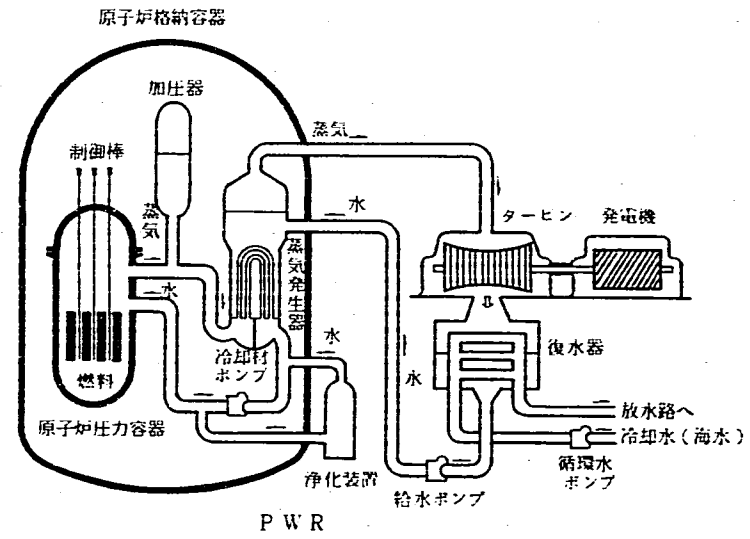


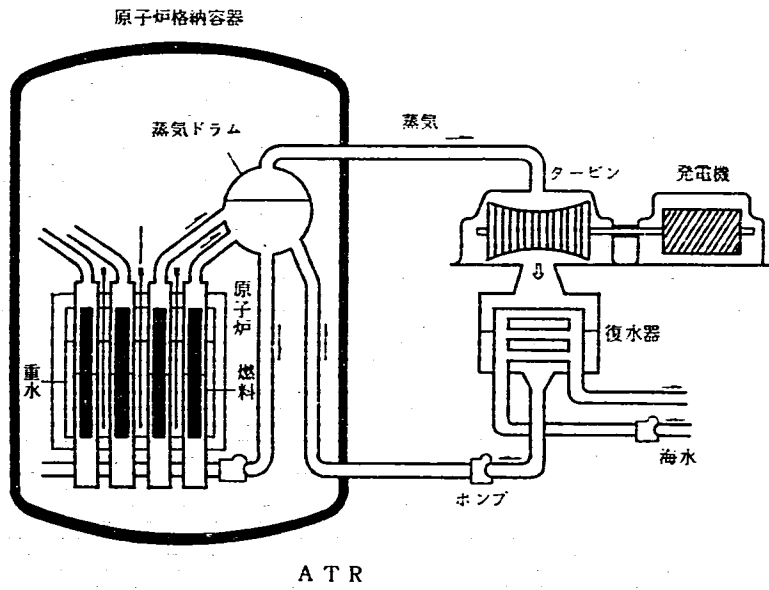
図1 我が国の原子力発電所の立地点⁽⁷⁾ (1989年9月末現在)



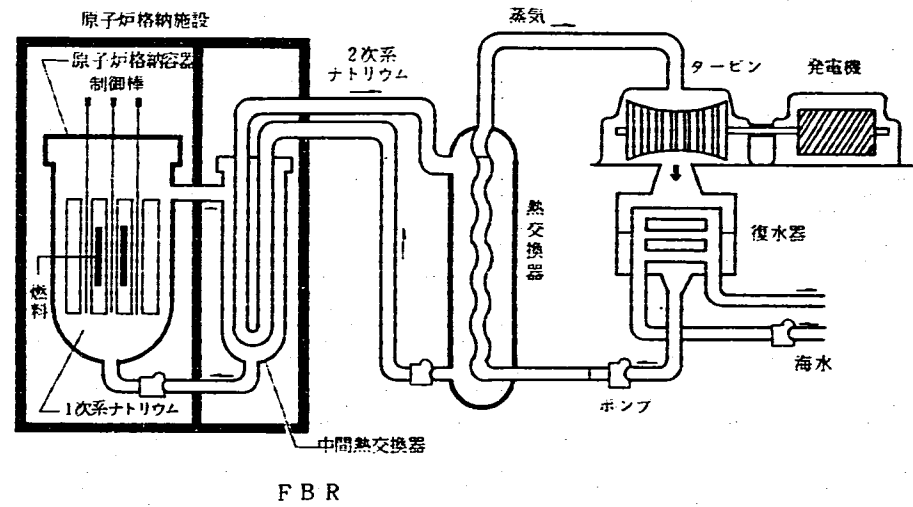
BWR



PWR



ATR



FBR

図2 発電用原子炉のしくみ (5), (6)

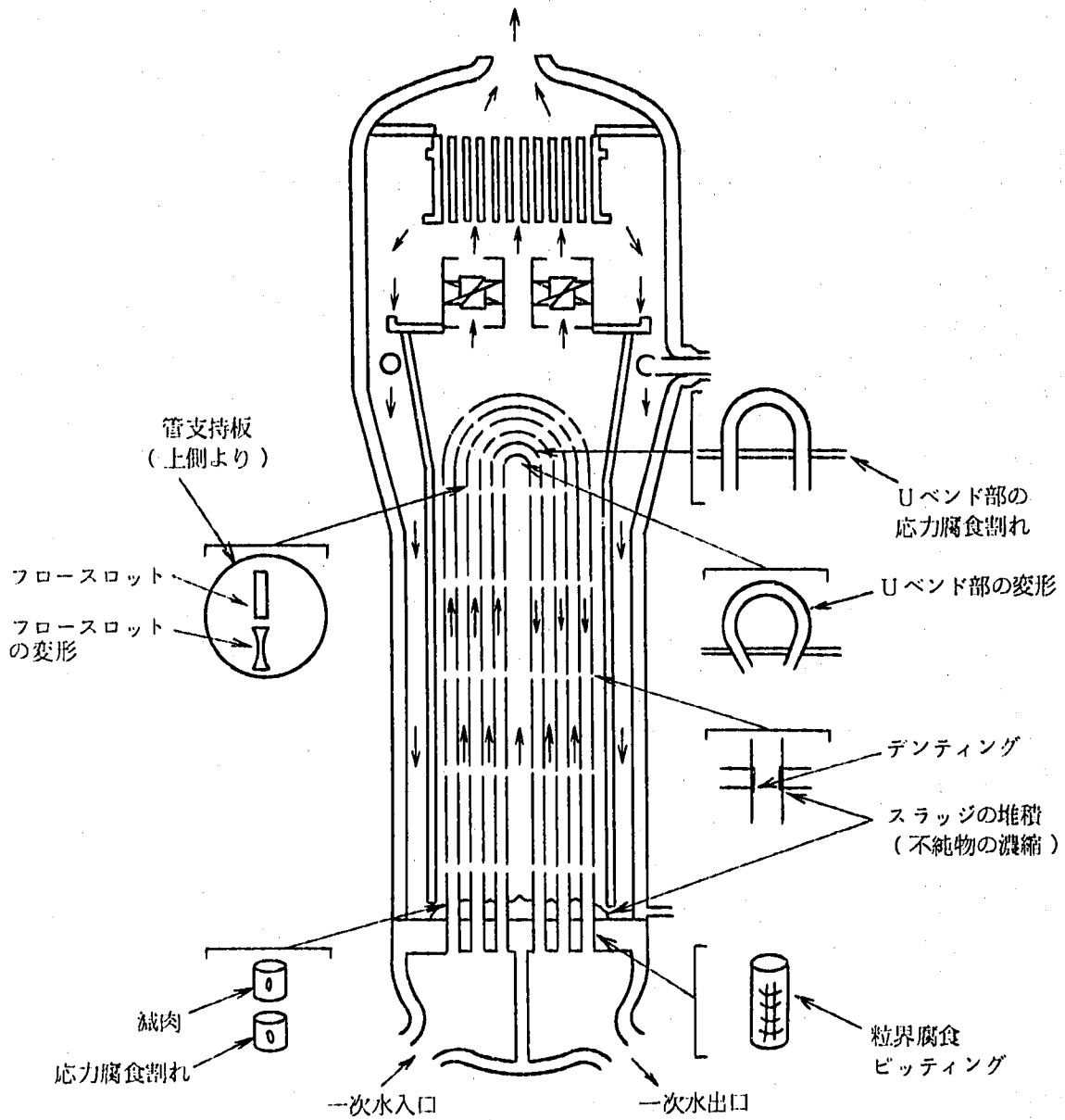


図 2 - 2 PWR蒸気発生器伝熱管の腐食損傷部位⁽⁵⁾

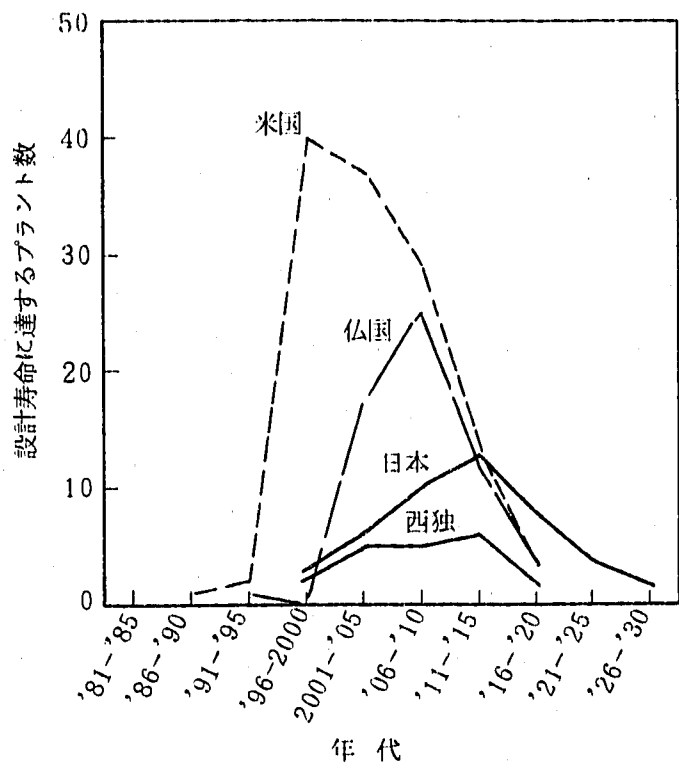


図3 主要軽水炉保有国において設計寿命を迎えるプラント数の年代別推移⁽¹⁾

	脆化	クリープ	疲労	SCC	腐食	侵食	照射誘起 SCC	摩耗	疲労き 裂進展
1. 上部鏡	L	L	L	L	L/M	L	L	L	L
2. フランジ	L	L	L	L	M	L	L	/	L
3. ノズル部	M	L	L	L	L	L	L	L	L
4. 壁厚変化部	M/H	L	L	L	L	L	L	L	L
5. 中間底部容器	H	L	L	L	L	L	L	L	L
6. トランジション ・リング	L	L	L	L	L	L	L	L	L
7. 下部鏡	L	L	L	L	L	L	L	L	L
8. 主ノズル	M	L	M	M	L	L	L/M	M	L
9. C R D M ハウジング	L	L	M	M	L	L	L/M	L/M	M
10. 炉心支持ガイド	L	L	L	M	L	L	L	L/M	M
11. 底部計装ノズル	L	L	L	L/M	L	L	L/M	M/H	L
12. クロージャ ・スタッド	L	L	M/H	L/M	L/M	L	L	M	M
13. シンプル管	L	L	L	L	L	L	M/H	H	L

注) H : 40~60年で問題, M : 60~80年で問題, L : 80年以上で問題

図4 サリー1号炉原子炉圧力容器経年劣化マトリックス⁽¹²⁾

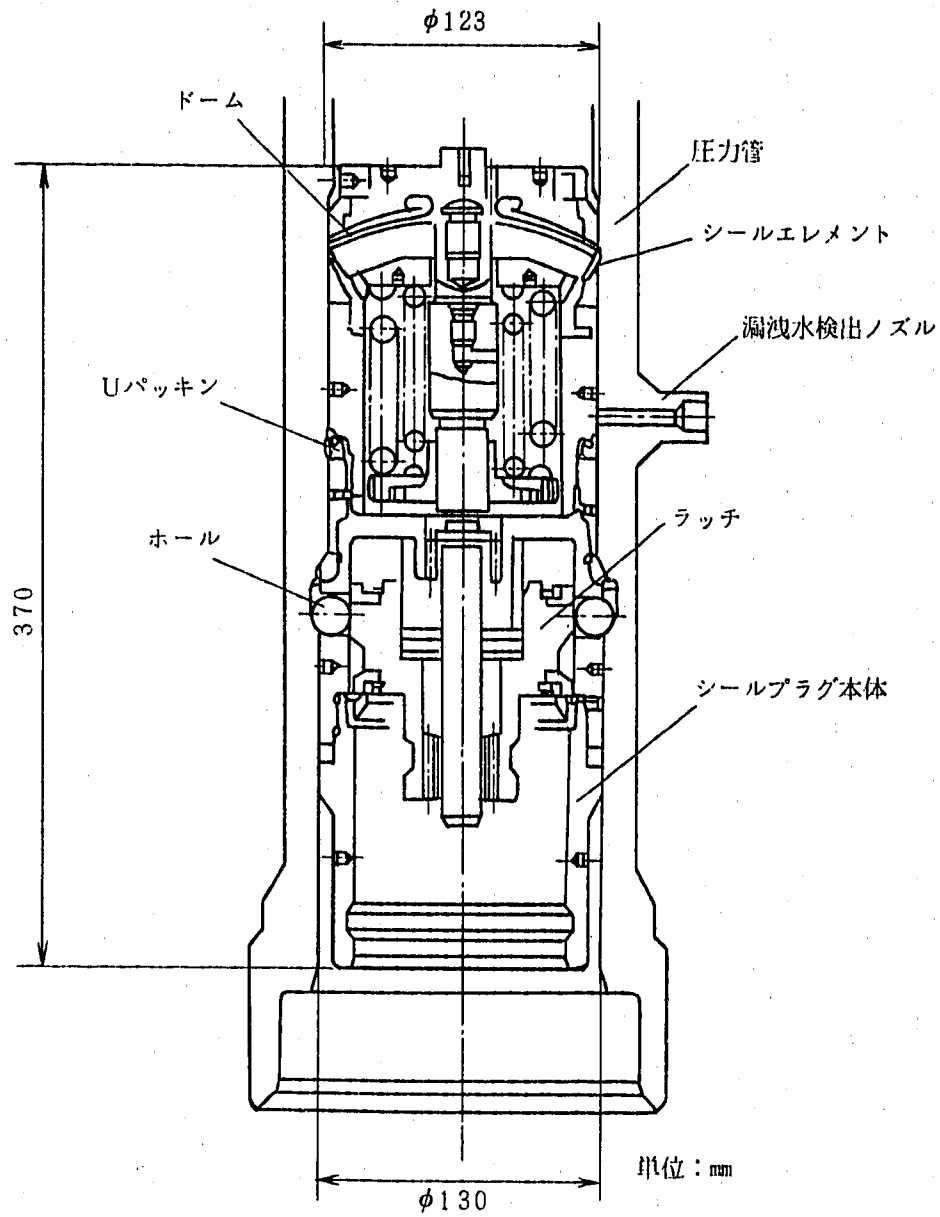


図5 シールプラグの圧力管装着図⁽¹⁴⁾

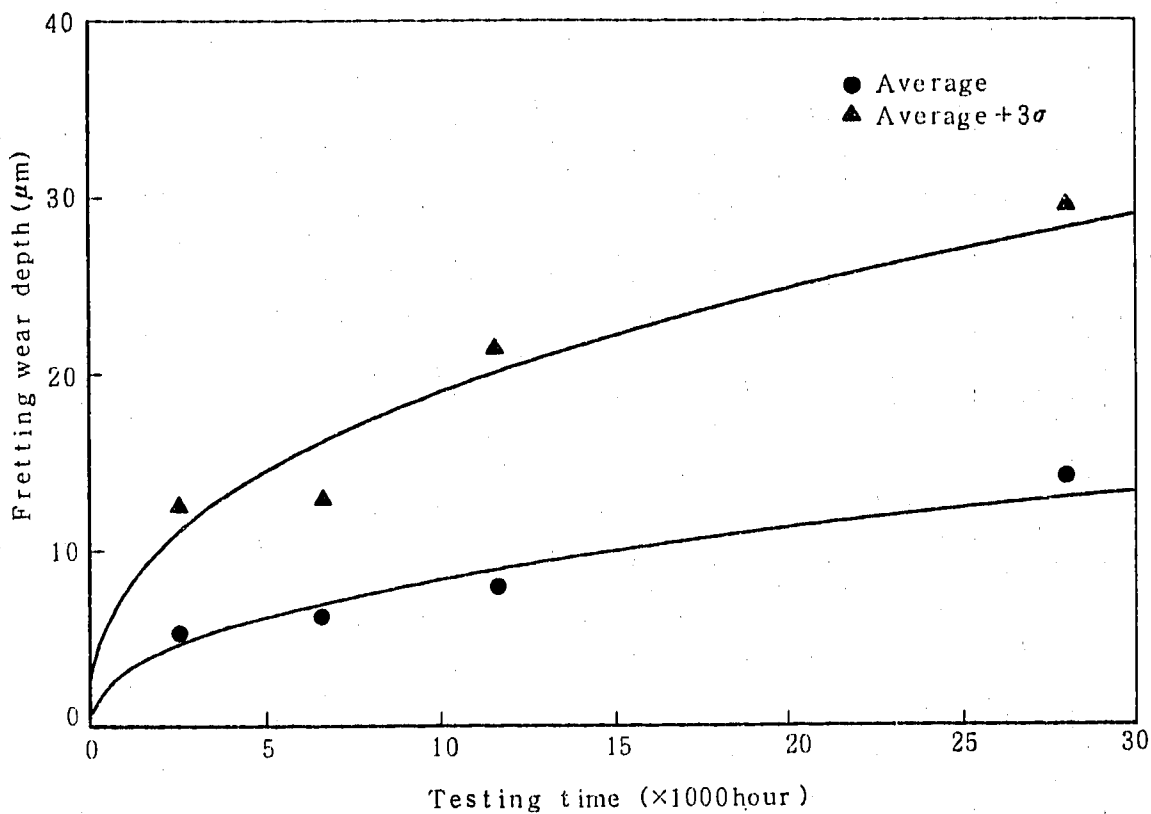


図6 28本クラスタのフレッティング摩耗深さの変化⁽¹⁵⁾
 Fig. 6 Change of fretting wear depth of 28-rod cluster⁽¹⁵⁾

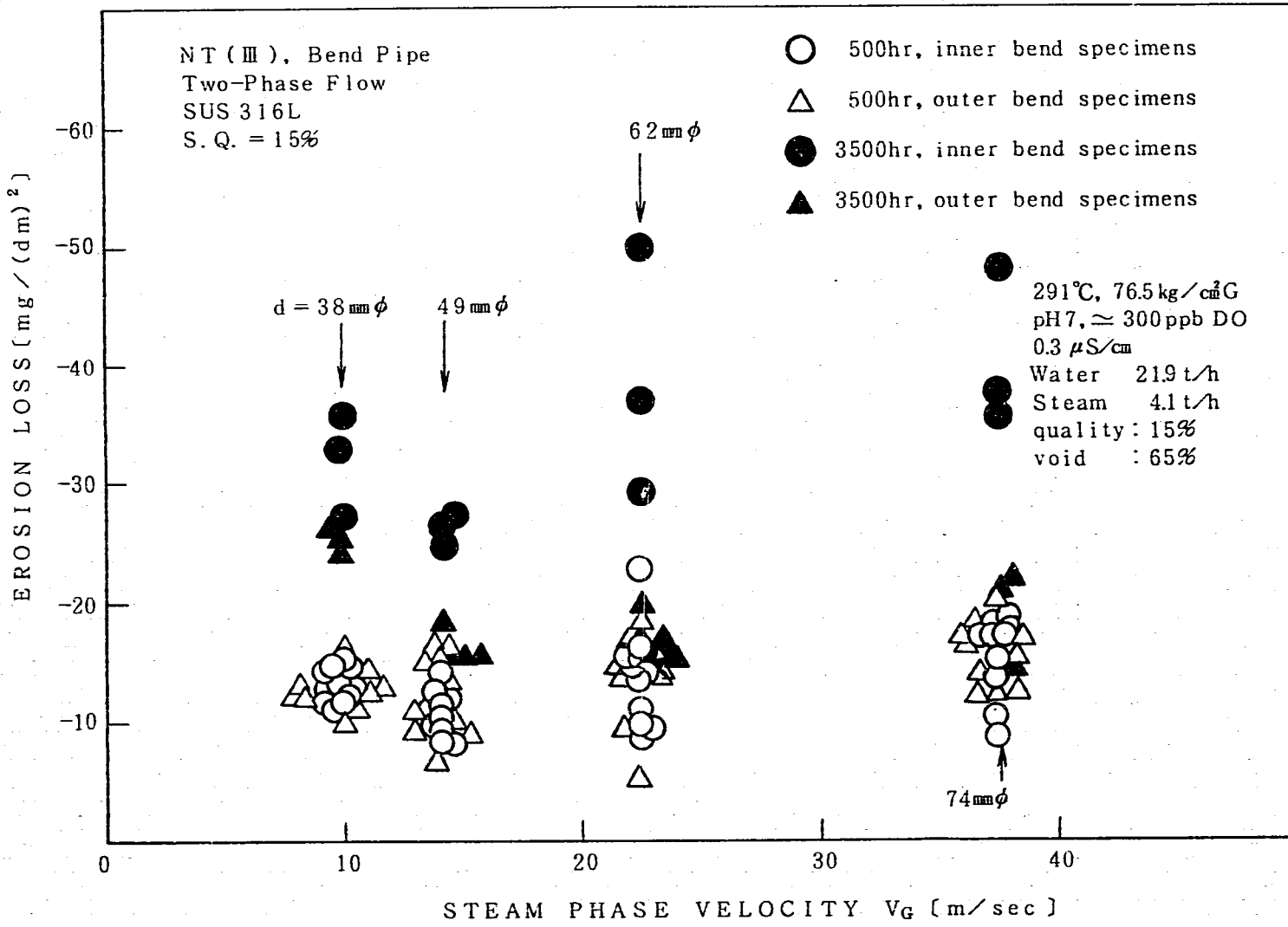
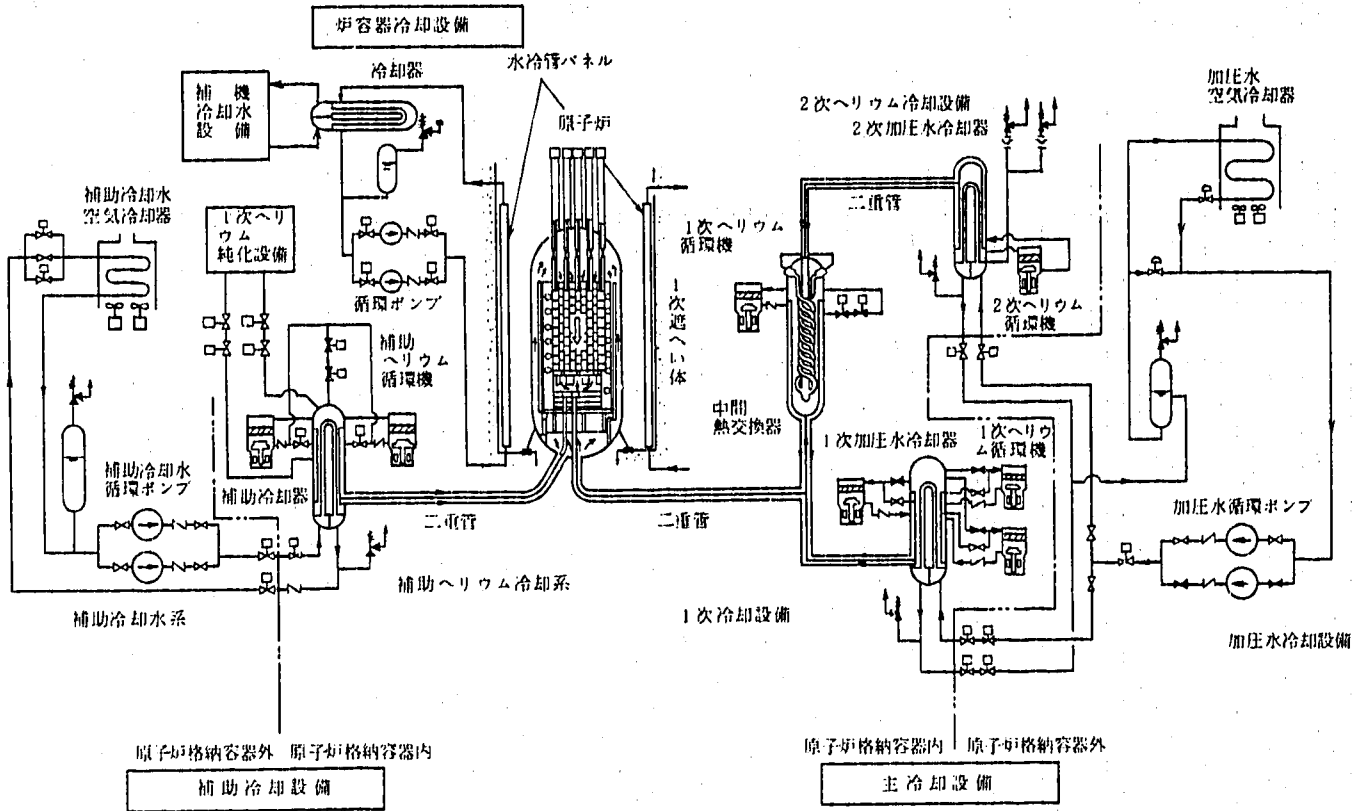


図7 エロージョン試験, NT (III) の試験結果 (17), (18)
 Figure 7 Experimental Results of Erosion Test, NT(III) (17), (18)



本図は、HTTR原子炉冷却設備の系統構成を示す。原子炉冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備並びに原子炉スクラム時に原子炉を冷却する補助冷却設備から成る。

図8 HTTRの原子炉冷却設備系統説明図 (19)

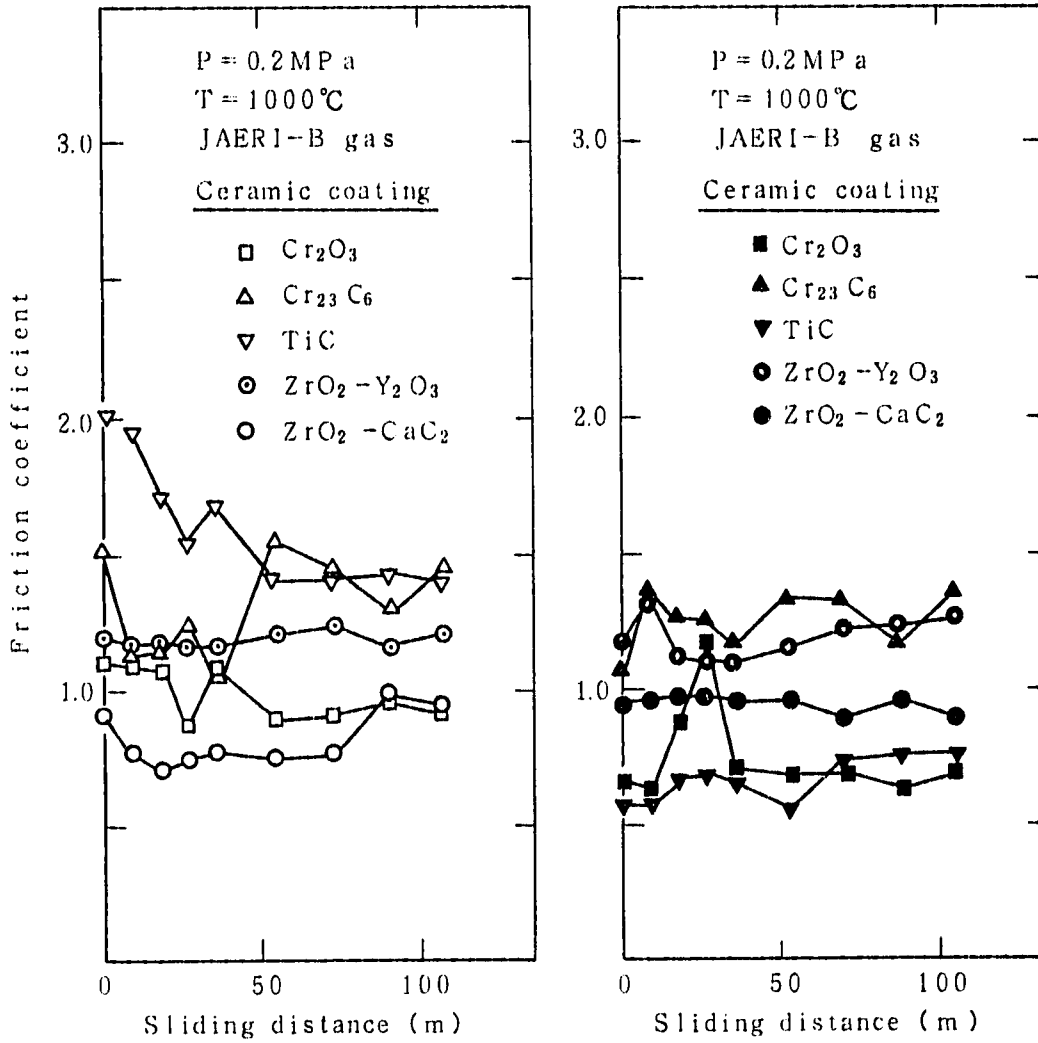


図9 摩擦係数と摺動距離の関係⁽²⁰⁾

Fig. 9 Friction coefficients as a function of sliding distance⁽²⁰⁾

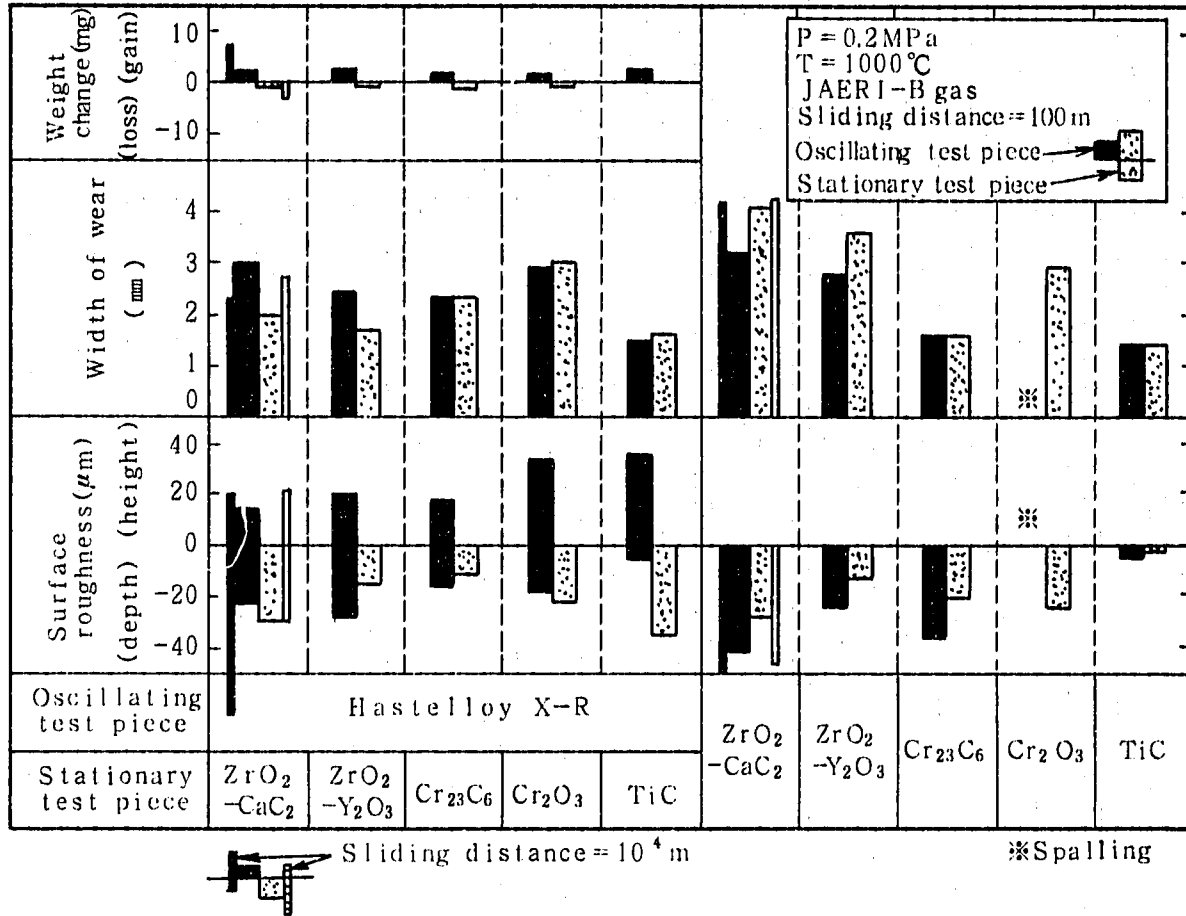


図10 摩耗特性⁽²⁰⁾
 Fig.10 Properties of sliding wear⁽²⁰⁾

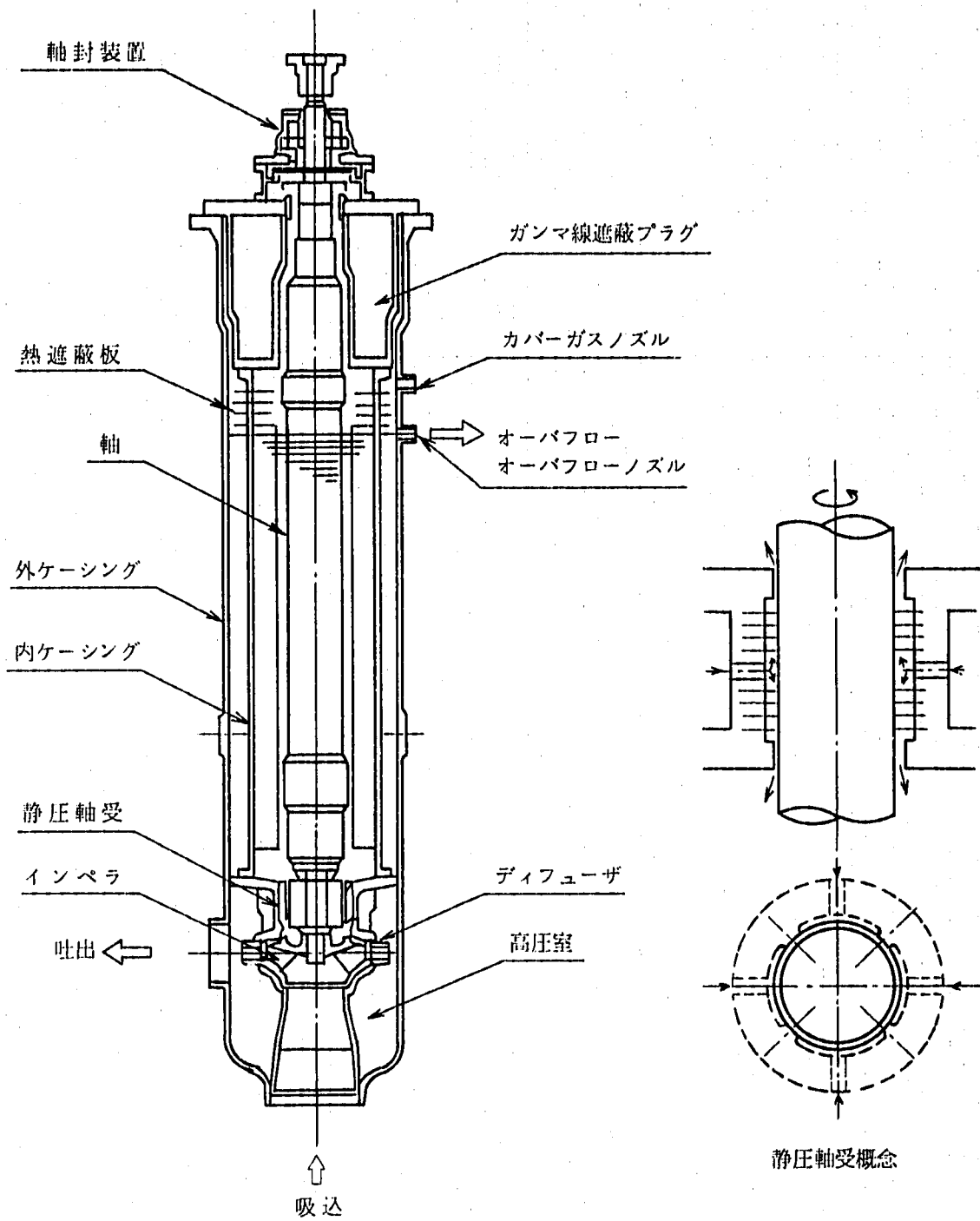


図11 「もんじゅ」一次主冷却系循環ポンプ⁽³⁵⁾

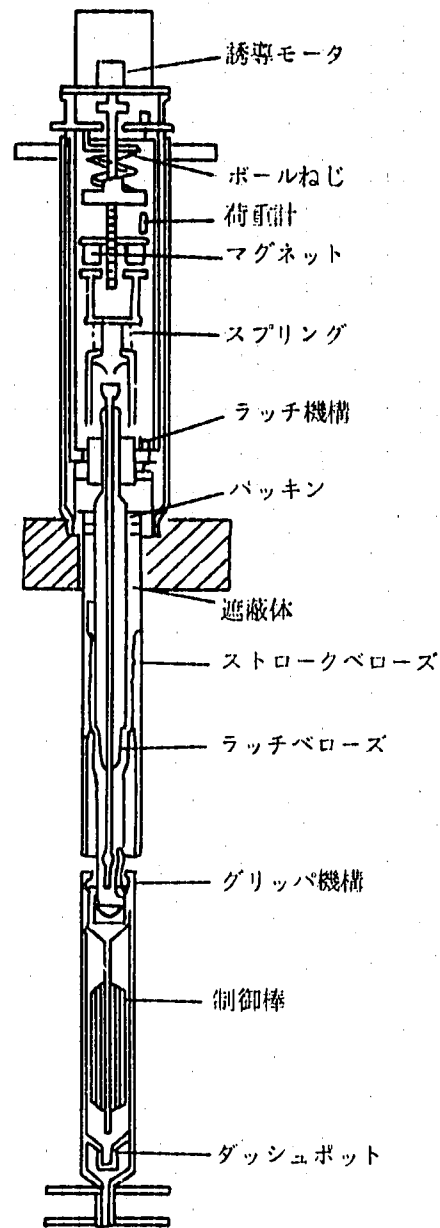


図12 制御棒駆動機構 (35)

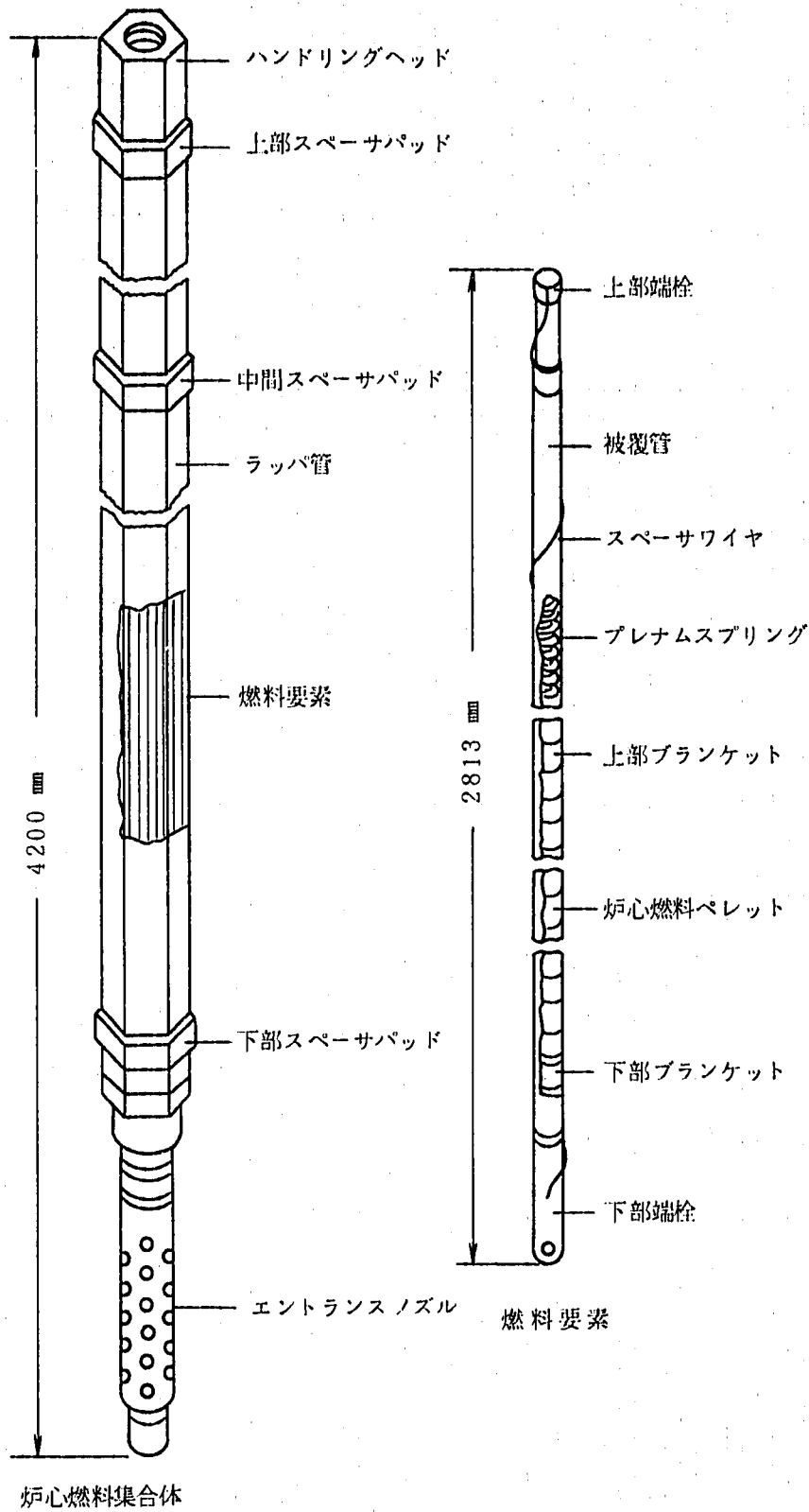


図13 「もんじゅ」炉心燃料集合体及び燃料要素 (35)

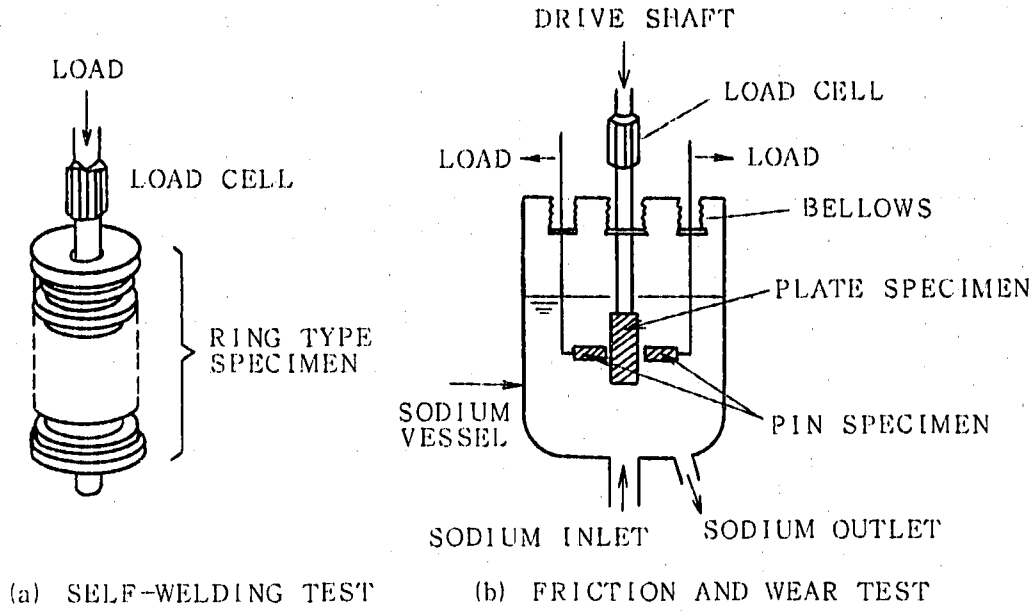


図14 試験装置の概略⁽³⁴⁾

Fig.14 Schematic drawing of test equipment.⁽³⁴⁾

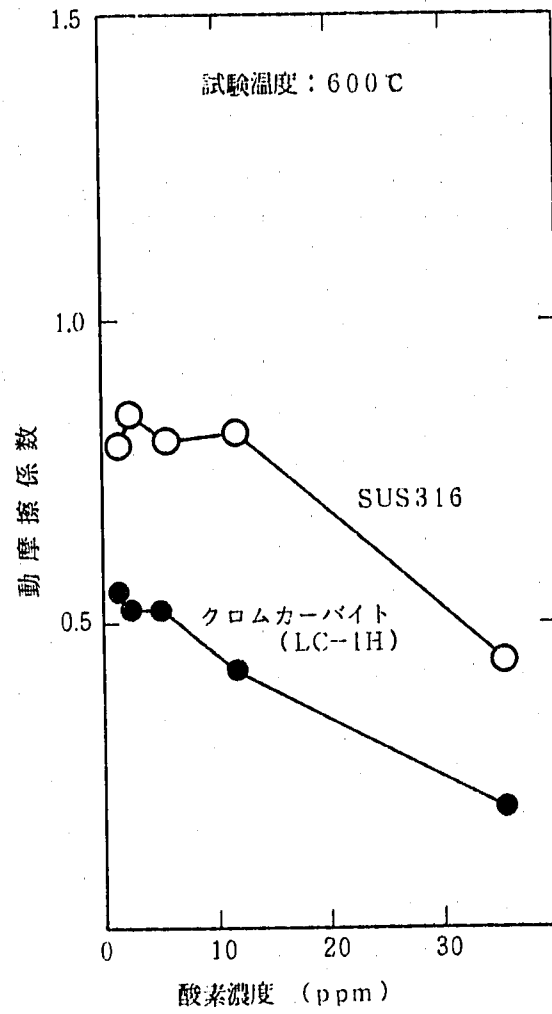


図15 ナトリウム中酸素濃度と摩擦係数 (μ_k) との関係⁽³⁸⁾

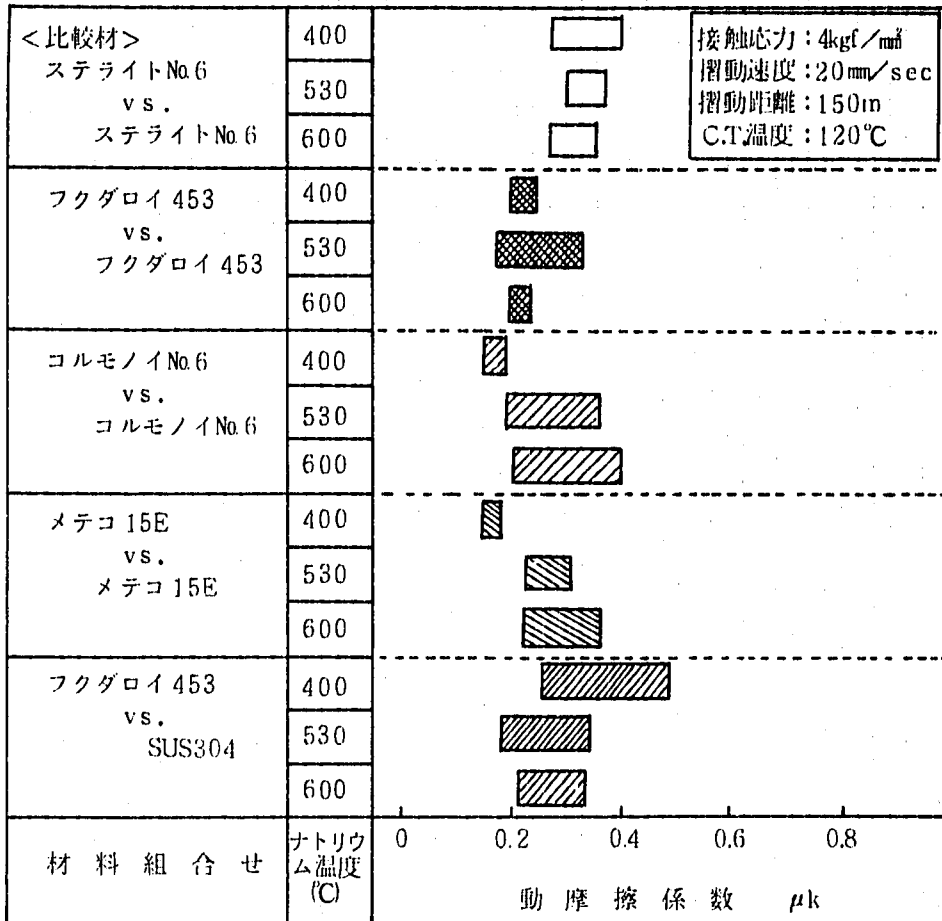


図16 ナトリウム中における摩擦特性⁽³²⁾

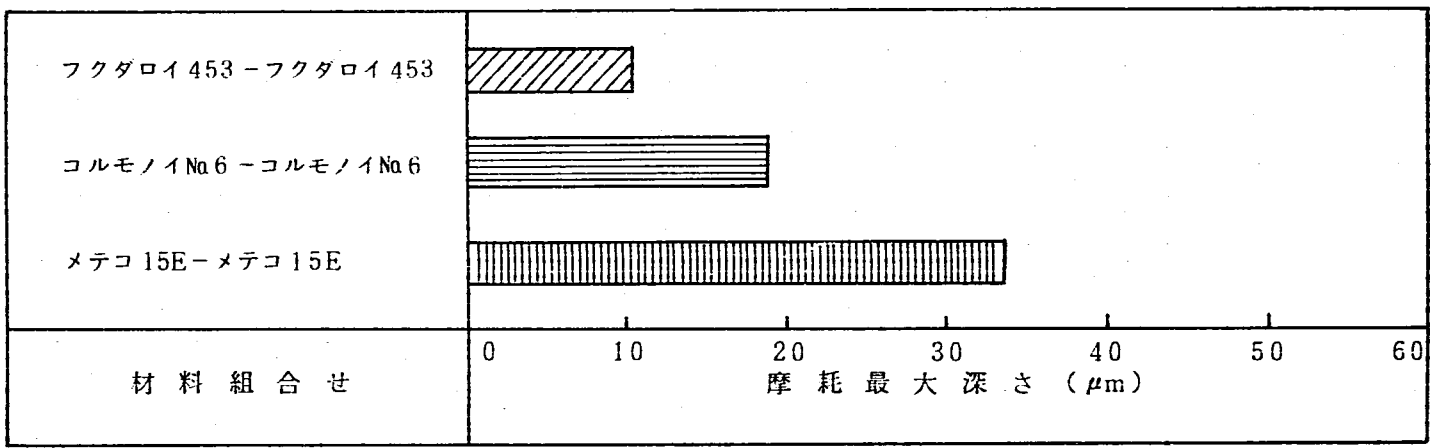


図17 ナトリウム中での摩耗最大深さ (試験温度530℃, 摺動距離約2500m) (32)

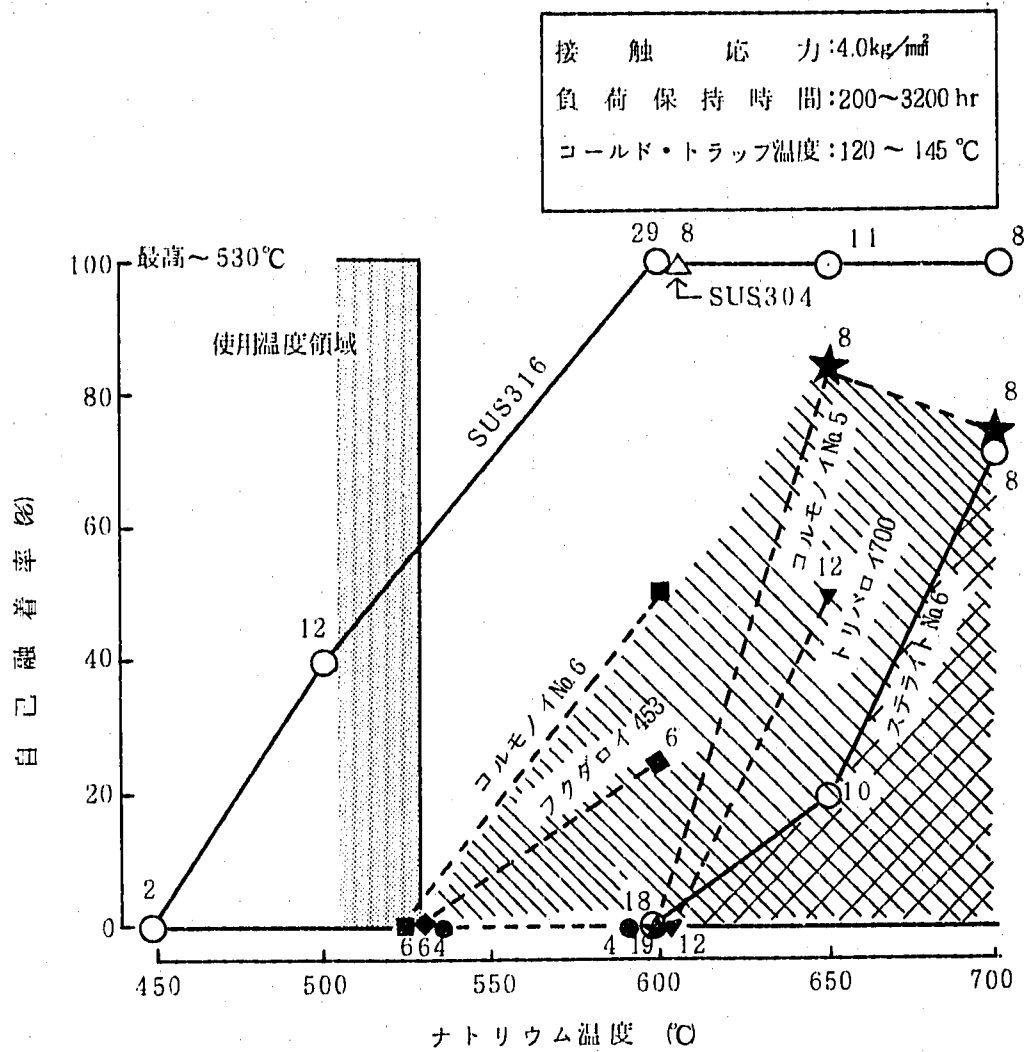
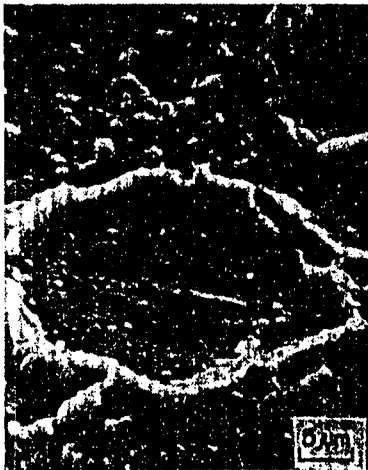
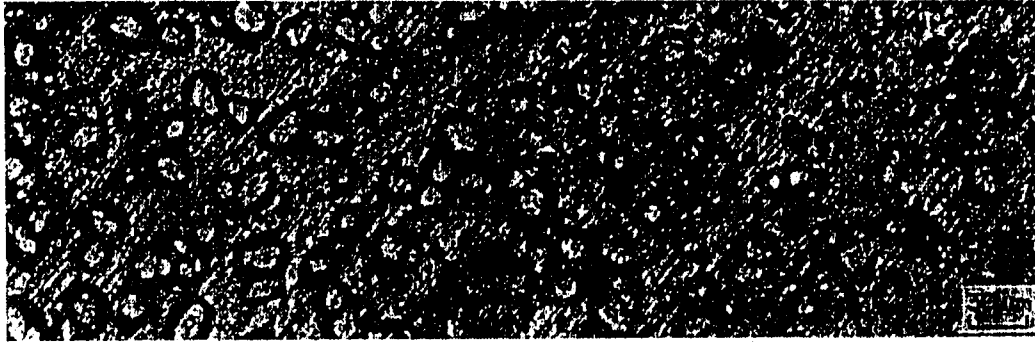


図18 ナトリウム中における表面硬化材の自己融着特性⁽³²⁾
 (同種材組合せ)



↑
光学顕微鏡による観察

←走査型電子顕微鏡による観察
クレータ状の部分の内側が真実接触面

試験条件

温 度	650°
見かけの接触面積	220mm ²
見かけの接触応力	39.2MPa

図19 SUS316鋼同士組合せにおける自己融着表面の形態⁽²⁷⁾

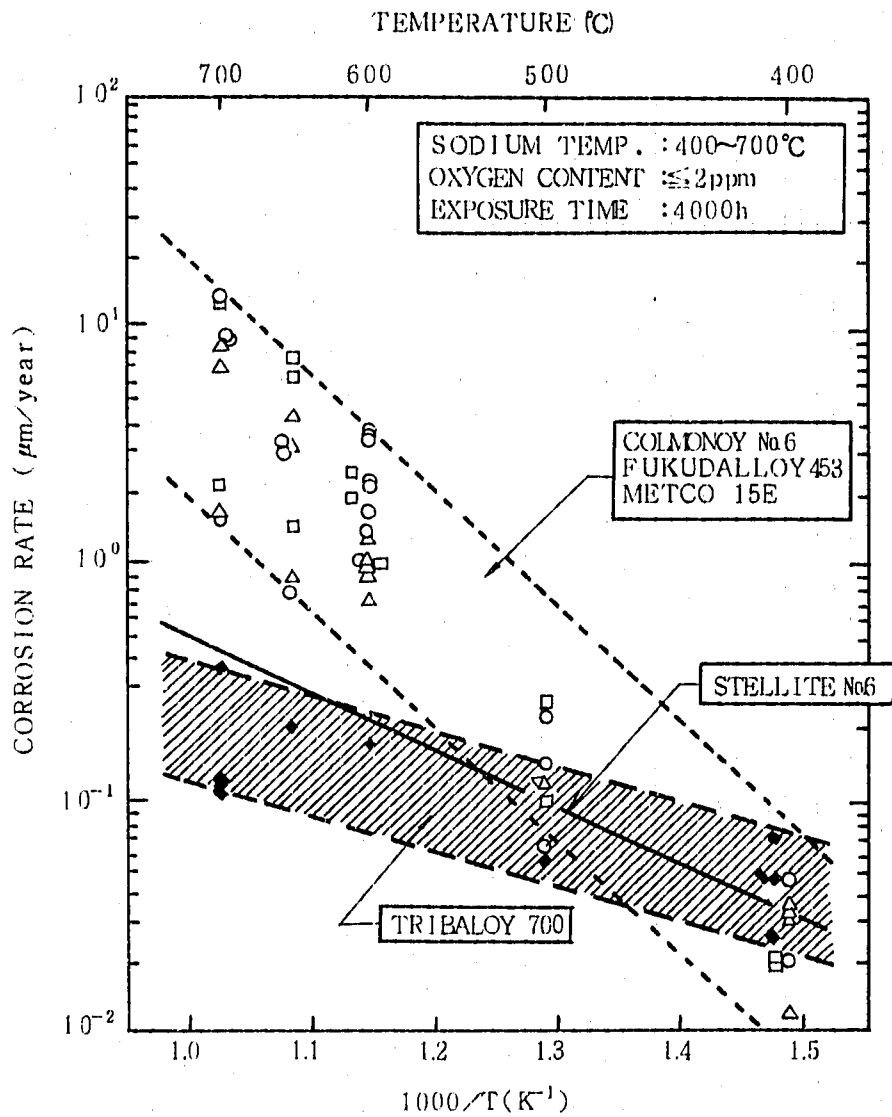


図20 腐食速度とナトリウム温度の関係⁽³⁴⁾

Fig. 20 Relation between corrosion rate and sodium temperature.⁽³⁴⁾

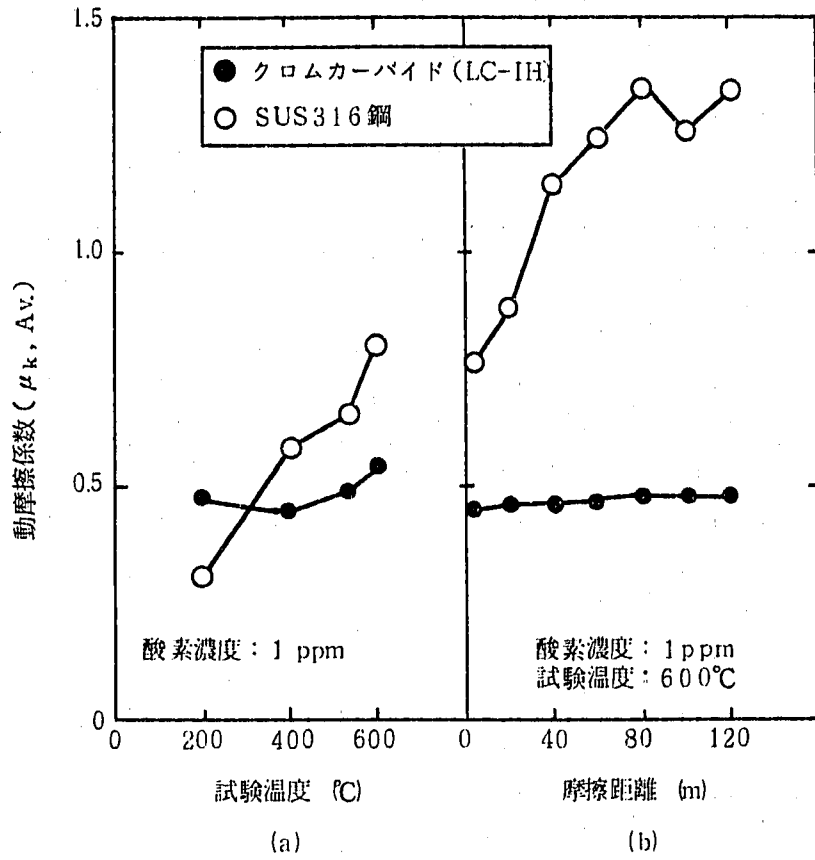


図21 流動ナトリウム中におけるクロムカーバイドの摩擦特性⁽³³⁾
(接触応力: 0.4 kg/mm^2 , 摩擦速度: 24 mm/min)

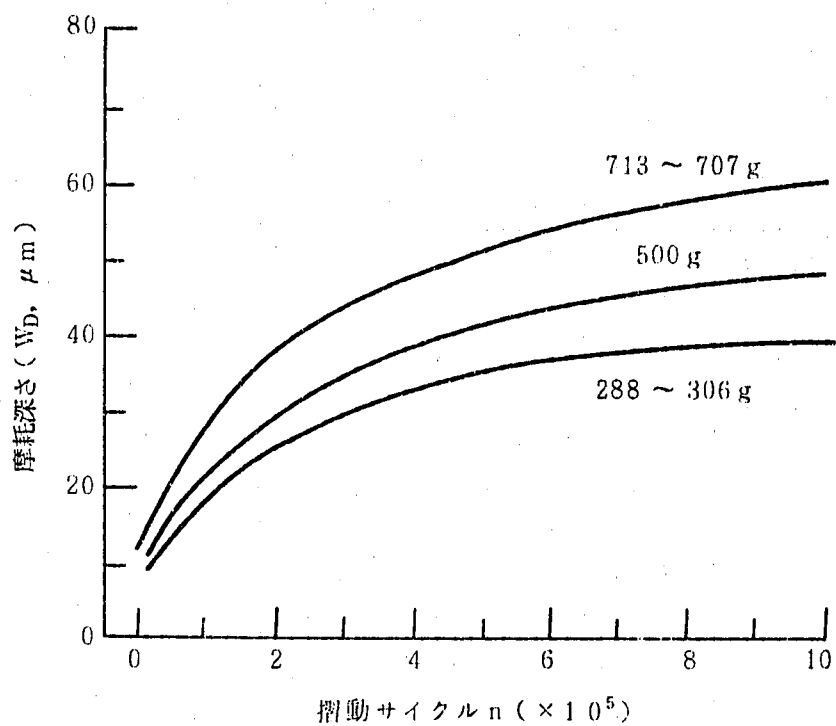


図22 摩耗深さと撻動サイクルとの関係⁽²⁹⁾

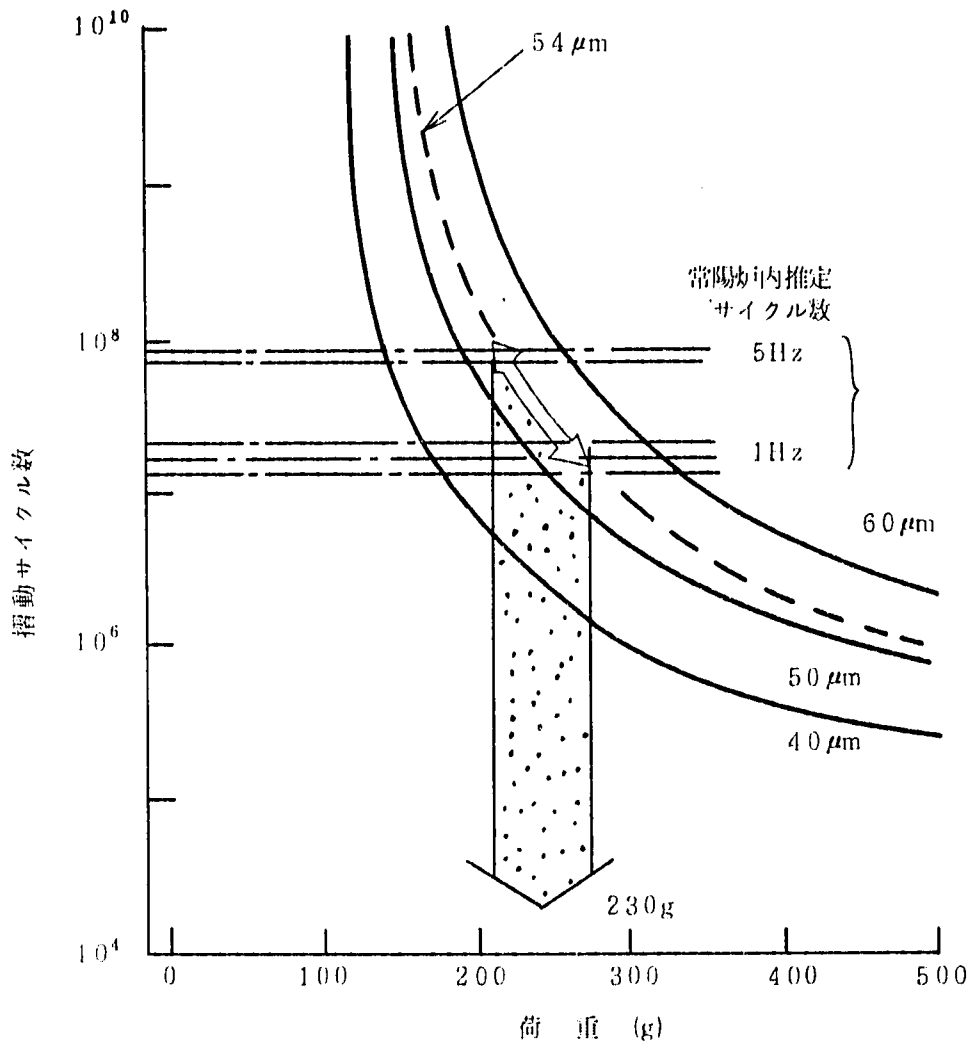


図23 摺動サイクル数と荷重との関係⁽²⁹⁾

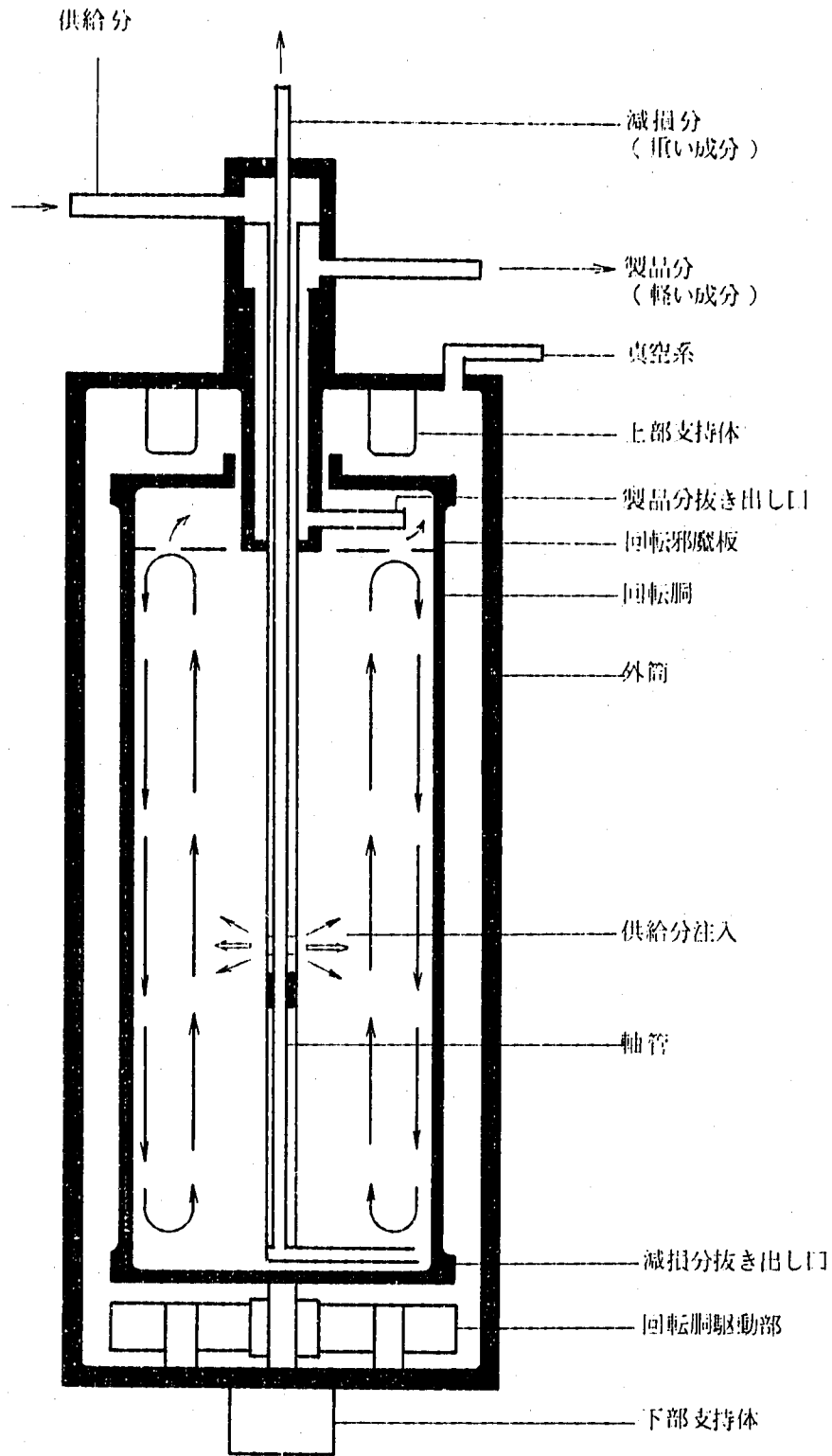


図24 内部循環流を用いた向流型ガス遠心分離機⁽³⁸⁾