

JAERI - M
83-227

高温工学の技術課題例

1984年2月

戸根 弘人・滝塚 貴和・河村 洋・武藤 康
奥 達雄・佐野川好母・岡本 芳三

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

高温工学の技術課題例

日本原子力研究所 東海研究所 高温工学部

戸根弘人・滝塚貴和・河村 洋

武藤 康・奥 達雄・佐野川好母

岡本芳三

(1983年12月7日受理)

高温ガス冷却炉を使用した構成機器について、核熱エネルギー利用の見地よりみたシステム構成例及び高温工学の分野における限界技術課題として高温層流化、高温断熱、高温材料強度、核融合炉などについて、トピカルにその課題例をのべたものである。

Technical Problems on High Temperature Engineering

Hiroto TONE, Takakazu TAKIZUKA, Hiroshi KAWAMURA, Yasushi MUTO
Tatsuo OKU, Konomo SANOKAWA and Yoshizo OKAMOTO

Department of High Temperature Engineering,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received December 7, 1983)

Project utilizing high temperature heat energy supplied from HTGR in the chemical, steelmaking and electric power industry etc, is a matter of public concern.

Research and development works for multi-purpose utilizations of nuclear heat of HTGR have been carried out in JAERI and the nuclear industry circle.

This paper describes the necessity of nuclear heat of HTGR as alternative energy of petroleum, the conception on nuclear heat utilization in chemical and steelmaking plants, and also the technical problems to be solved for HTGR.

Keywords: HTGR, Energy, High Temperature, Thermal Stress, Thermal Insulation, Materials, Laminar Flow.

目 次

1.はじめに.....	1
2.高温核熱利用.....	1
2.1 エネルギーの利用体系.....	1
2.2 エネルギー資源と分布.....	2
2.3 エネルギー問題の取り組み.....	4
2.4 高温システム達成の意義.....	5
2.5 熱力学サイクル.....	6
2.6 原子炉温度と産業利用.....	7
2.7 エネルギー需給.....	8
3.高温ガス冷却炉の現状.....	9
3.1 西独及び米国における高温ガス炉の開発.....	9
3.2 HTGR 炉心構成	10
3.3 フォートセントブレン炉フローシート.....	11
3.4 フォートセントブレン炉立面図	12
3.5 フォートセントブレン炉断面図.....	13
3.6 フォートセントブレン炉炉心支持構造.....	14
3.7 フォートセントブレン炉炉心構成図.....	15
3.8 フォートセントブレン炉ガス循環機.....	16
3.9 ヘリウムガス精製系 (フォートセントブレン炉)	17
3.10 西独 AVR の構造.....	18
3.11 THTR 炉断面図	19
3.12 THTR 炉フローシート (西ドイツ)	20
3.13 HTR-900 断面図.....	21
3.14 PNP - 500	22
3.15 HHT ヘリウムガスタービン発電炉.....	23
3.16 HHT ガスタービン発電炉断面図.....	24
3.17 モジュール型高温ガス炉.....	25
3.18 高温ガス炉の固有の安全性.....	26
3.19 実験炉目標基本条件.....	27
3.20 実験炉系統図.....	27
4.熱利用技術.....	28
4.1 高温ガス炉を中心とするコンビナート (カスケード利用)	28
4.2 石炭のガス化.....	29
4.3 石炭の液化.....	30

4.4	水素エネルギー・システム	31
4.5	原子力製鉄プラント	32
4.6	多目的高温ガス炉熱利用システム（例）	33
4.7	石炭の水添ガス化炉	34
4.8	核加熱スチームリホーミングシステムフローシート	35
4.9	ヘリウムガス加熱型スチームリホーマー概念図	36
4.10	核熱エネルギーの長距離輸送	37
4.11	核熱エネルギーによる熱化学的水素製造	38
4.12	ニッケル・沃素・硫黄系熱化学水素製造プロセス（NIS プロセス）	39
5.	高温工学の新技術的課題	40
1)	高温層流化現象	40
5.1	気体と液体の加熱条件	40
5.2	層流と乱流	41
5.3	ガス流の加熱による層流化	41
5.4	層流化による燃料温度上昇	42
5.5	層流化領域と熱線風速計の出力	42
5.6	管内ガス流の加熱による層流化	43
2)	高温層流化不安定現象	44
5.8	高温加熱方式と電気抵抗の変化	45
5.7	高温加熱時の流動抵抗	44
3)	高温加熱限界	45
5.9	温度分布と経年変化	46
4)	高温断熱層	47
5.10	高温ガス炉用断熱材	47
5.11	高温断熱材特性低下の原因となる熱流	48
5.12	2種のL/Dに対する等温線と自然対流の流線	49
5.13	高温配管試験部圧力管の温度分布	49
5.14	バイパス流の発生	50
5.15	漏れ流量のデータ	51
5)	高温しゅう動	52
5.16	高温しゅう動条件	52
5.17	しゅう動データ条件と摩擦係数	53
6)	フォートセントブレン炉の温度脈動	54
5.18	フォートセントブレン炉の温度脈動（1）	54
5.19	フォートセントブレン炉の温度脈動（2）	55
5.20	フォートセントブレン炉の炉心すき間流れ及びクロス流れ	56
5.21	フォートセントブレン炉の炉心拘束装置	57
5.22	フォートセントブレン炉の炉心拘束装置取付後の温度変動（リディストリビューション）	58

7) 高温材料.....	59
5.23 実験炉で使用する材料と条件.....	59
5.24 ハスティロイ X のクリープ破断強さ.....	59
8) 高温構造物と熱応力.....	60
5.25 高温ガス実験炉の高温構造物と主要荷重.....	60
5.26 金属材料の応力一ひずみ特性.....	61
5.27 热応力に関連する基本的事項.....	62
5.28 中間熱交換器構造図.....	63
5.29 中間熱交換器高温管板の温度、応力分布.....	64
5.30 高温配管仕切板の熱応力.....	65
5.31 燃料黒鉛ブロックの温度分布と熱応力.....	66
9) 高温材料強度.....	67
5.32 高温ガス実験炉炉心構造設計上の問題点と黒鉛材料の関連特性.....	67
5.33 黒鉛の寸法変化の照射量依存性.....	68
5.34 高温ガス実験炉圧力容器等の構造設計上の問題点と $21/4\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の関連特性.....	68
5.35 圧力容器鋼($21/4\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼)のシャルピー遷移曲線に及ぼす 熱時効及び応力時効の影響.....	69
5.36 モリブデン粉末冶金材の高温疲労寿命.....	69
10) 核融合炉.....	70
5.37 核融合反応.....	70
5.38 核融合炉の構成.....	71
5.39 臨界プラズマ試験装置.....	72
11) 高温技術と波及効果.....	73
5.40 高温技術に関する波及効果.....	73
文 献.....	74

CONTENTS

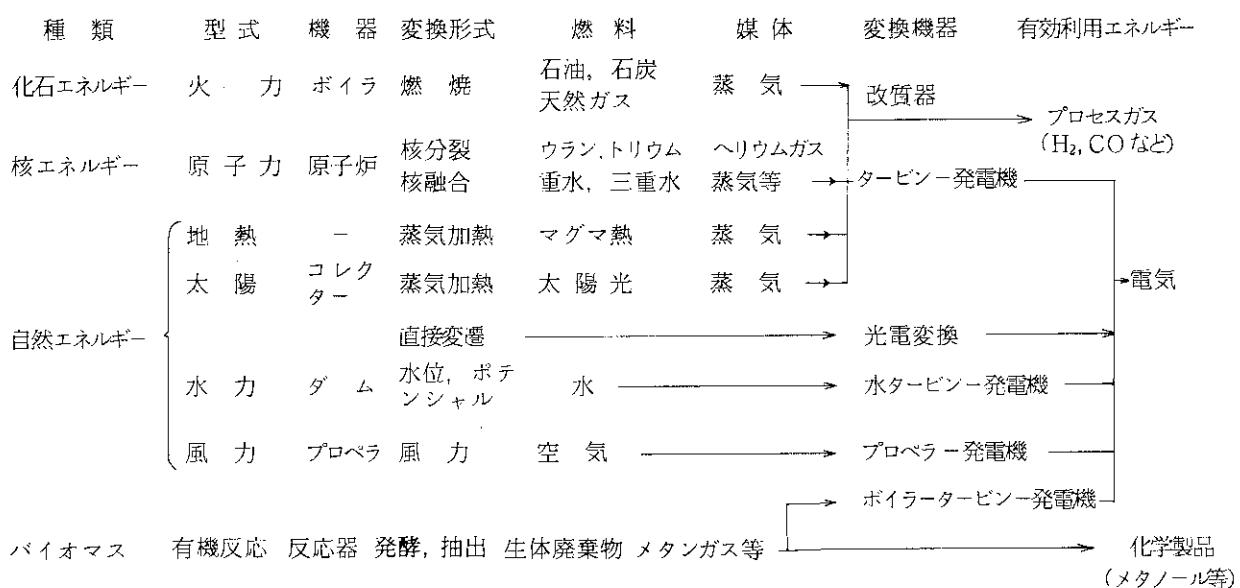
1. Introduction	1
2. High temperature systems and nuclear heat utilizations	1
3. Present status on High Temperature Gas cooled Reactor	9
4. Technology on utilization of high temperature heat energy	28
5. Current technical problems on high temperature engineering	40
References	74

1. はじめに

エネルギー多消費産業である化学工業、製鉄産業に対する高温の核熱エネルギー供給源として高温ガス冷却炉が注目され開発研究が実施されている。この高温ガス冷却炉の核熱エネルギーを使用するプラントについて、各国で実施されてきた研究開発の概要、技術的問題点及び高温工学の分野における限界技術課題である高温層流化、高温断熱、高温材料強度、核融合炉などについて、トピカルにその課題例等を資料集としてまとめた。このため、本報文は図表を中心に編集され、必要に応じて図表に説明文を加えた。

2. 高温核熱利用

2.1 エネルギーの利用体系



2-1 エネルギーの利用体系

エネルギーとは、エネルギー“仕事をする能力”という意味である。

有史以来人類は薪に頼ってきた。近年、エネルギー源は石炭から石油へと移行した。

最近、化学反応による発熱を熱エネルギーに利用する方式が注目されている。

原子力エネルギーは核分裂及び核融合によって得られ、前者は実用化され、後者は開発中で21世紀に実用化されるであろう。

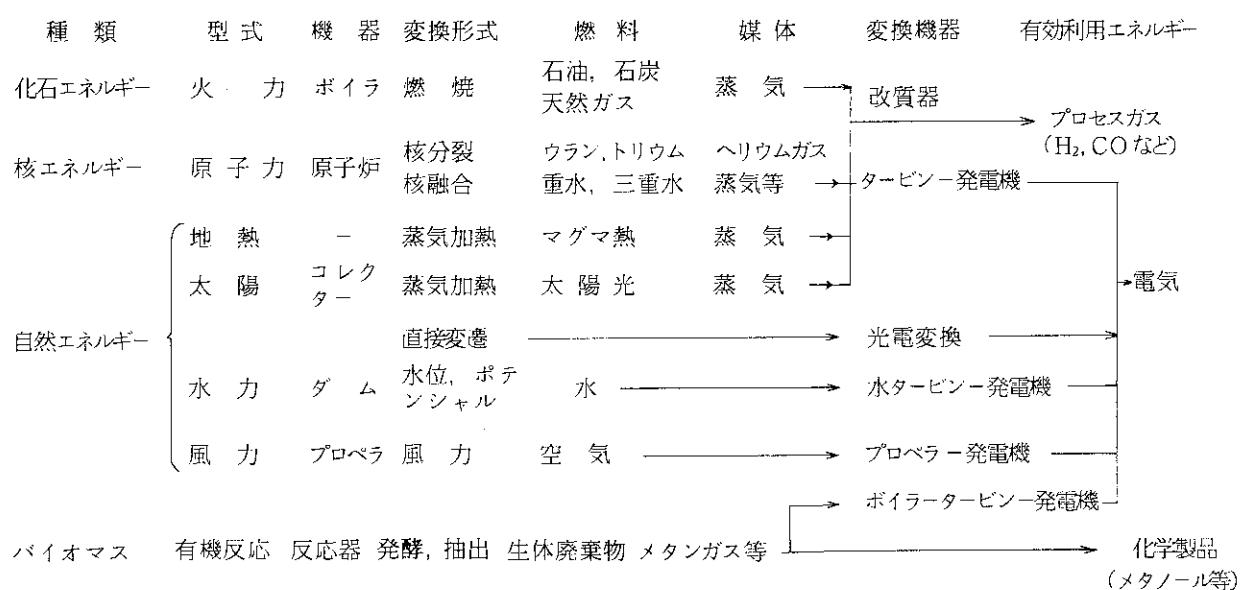
自然エネルギーの利用は局地的、瞬間依存的であり、発電の大型化は地熱を除き無理であろう。

1. はじめに

エネルギー多消費産業である化学工業、製鉄産業に対する高温の核熱エネルギー供給源として高温ガス冷却炉が注目され開発研究が実施されている。この高温ガス冷却炉の核熱エネルギーを使用するプラントについて、各国で実施されてきた研究開発の概要、技術的問題点及び高温工学の分野における限界技術課題である高温層流化、高温断熱、高温材料強度、核融合炉などについて、トピカルにその課題例等を資料集としてまとめた。このため、本報文は図表を中心に編集され、必要に応じて図表に説明文を加えた。

2. 高温核熱利用

2.1 エネルギーの利用体系



2-1 エネルギーの利用体系

エネルギーとは、エネルギー“仕事をする能力”という意味である。

有史以来人類は薪に頼ってきた。近年、エネルギー源は石炭から石油へと移行した。

最近、化学反応による発熱を熱エネルギーに利用する方式が注目されている。

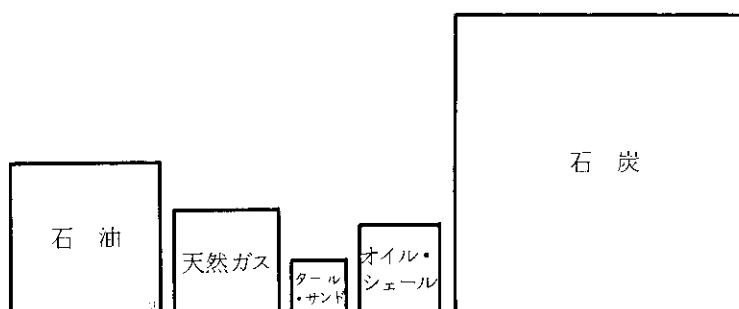
原子力エネルギーは核分裂及び核融合によって得られ、前者は実用化され、後者は開発中で21世紀に実用化されるであろう。

自然エネルギーの利用は局地的、瞬間依存的であり、発電の大型化は地熱を除き無理であろう。

2.2 エネルギー資源と分布

エネルギー資源¹³⁾

化石エネルギー		45 30～2000 270	現在 1985年 現在
原子力エネルギー	熱中性子動力炉利用 高速中性子動力炉利用	2.4 1000	現在 1995年
核融合エネルギー	D-T 反応 D-D 反応	320 10億	2020年 2050年
太陽エネルギー		30/y	2000年
水力エネルギー		0.1/y	現在
地熱エネルギー	蒸気熱 熱水利用 岩石熱利用 マグマ熱利用	1 1000 10万 10億	現在 1990年 1990年 ?
海洋		1.2/y	1990年
	資源の種類	埋蔵量(Q)	実用時期



BP Statistical Review 1975

エネルギー資源量の評価¹⁴⁾

エネルギー単位

石油	1 Ton 燃焼熱量	1 Toe = 1.2×10^4 Kwhr
1日当たり石油 1 Mbarrel	燃焼熱量	1 MBPD = 4×10^5 Kwhr
石炭	1 Ton 燃焼熱量	1 Toe = 8×10^3 Kwhr
		1 Q = 2.9×10^{12} Kwhr

2-2 エネルギー資源と分布

エネルギー資源別の埋蔵量を示す。

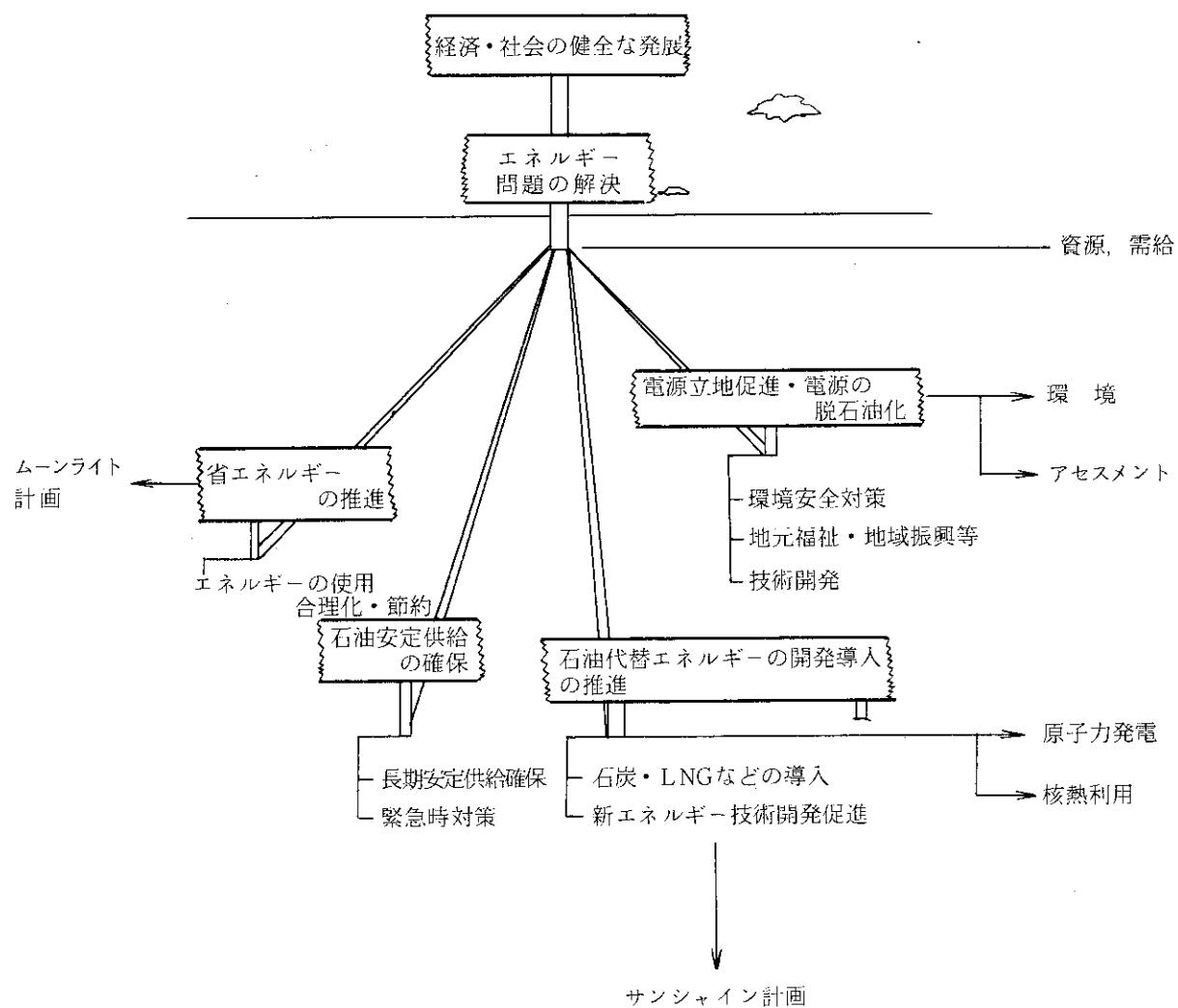
大きなエネルギー単位はQ [= 2.9×10^{12} KWhr] で示す。石油、天然ガスは石炭に比べて少なく、採取しにくい。原子力は現状は熱中性子炉が主体であるが、高速炉が実用化されると、そ

のエネルギー量は1000Qとなる。

核融合は重水素及びトリチウムを用い、得られるエネルギー量は膨大である。

太陽エネルギーは自然に得られるが、エネルギー密度が分散し、不規則であり技術改良が必要である。水力発電は立地問題があるので、今後増加は期待できない。地熱エネルギー利用は今後も増加するであろう。現状は化石エネルギー利用の多様化が主体であるが、今後原子力エネルギーの利用は増加するであろう。

2.3 エネルギー問題の取り組み

エネルギー問題への取り組み⁹⁾

2-3 エネルギー問題の取り組み

日本のようにエネルギーが少なく、多量消費国（全世界のエネルギー量の5～6%を消費、石油輸入量は全世界の10%）の姿勢としては、今後、資源の有効利用、需給及び立地等の体制整備を行い、更に、代替エネルギーの促進（サンシャイン計画）、省エネルギー（ムーンライト計画）の推進等が必要である。

2.4 高温システム達成の意義

表 極限条件技術

(極) 高 温	\longleftrightarrow	(熱) 低温
高 壓	\longleftrightarrow	(高) 真空
高速度	\longleftrightarrow	— —
高熱流束	\longleftrightarrow	断熱

表 高温システム達成の意義

1. エネルギー変換効率の向上→(高効率プラント)
2. 環境放出物の低下と無公害化→(クリーン)
3. 高出力高熱負荷プランの達成
4. 多目的エネルギー利用とカスケード利用→(多目的コンビナート)
5. クローズドシステム化
6. 新規で有意な反応と機能の適用→(波及効果)

2.5 热力学サイクル

熱入力 (MWT)

↓ T 1 (°K)

プラント 有効出力 (MWE)

↓ T 2 (°K)

放出力 (MWW)

カルノーサイクル

$$\text{効率}(\eta) = \frac{\text{有効出力 (MWE)}}{\text{熱入力 (MWT)}} = 1 - \frac{T_2}{T_1}$$

$$\text{環境効率}(\xi) = \frac{\text{有効出力 (MWE)}}{\text{放出力 (MWW)}} = \frac{MWE}{MWT - MWE} = \frac{\eta}{1 - \eta}$$

$$\text{高効率化 } \eta = 1 - \frac{T_2}{T_1} \rightarrow 0 \text{ K} \quad (1 \rightarrow \infty \text{ K}) \quad (\text{永久機関})$$

$$\xi = \frac{\eta}{1 - \eta} \rightarrow 1 \quad (1 \rightarrow 1) \quad (\text{高温化}) \quad (\text{高温技術})$$

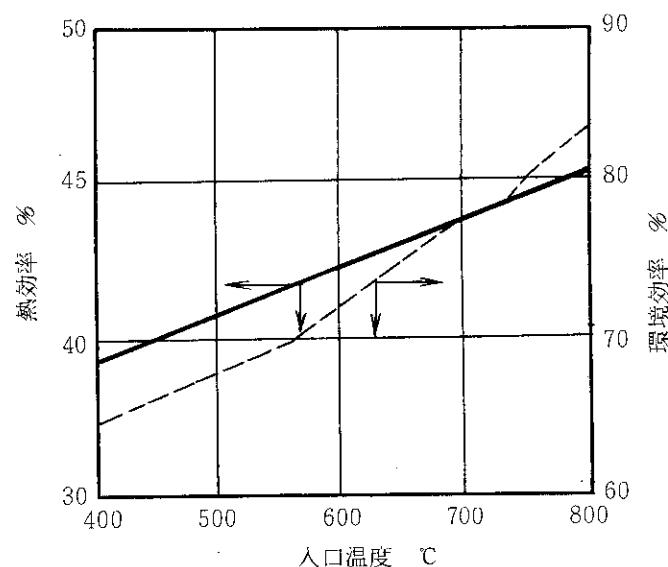


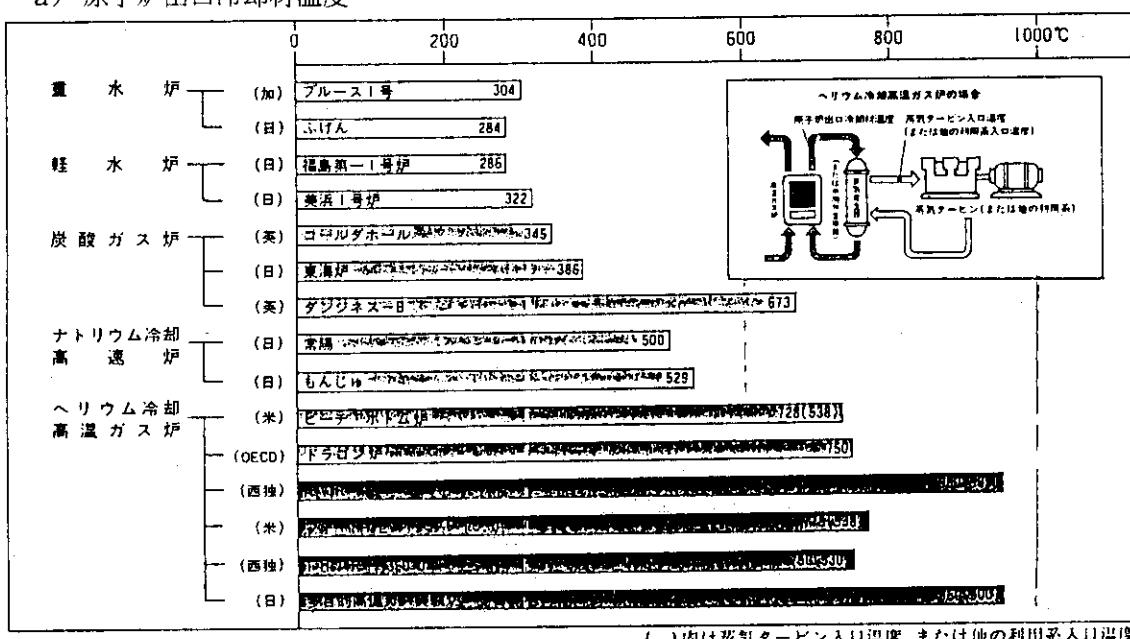
図. ランキンサイキルの熱効率と環境効率²⁴⁾
(入口圧力; 70 kg/cm², 排圧; 0.05 kg/cm²)

2-5 热力学サイクル

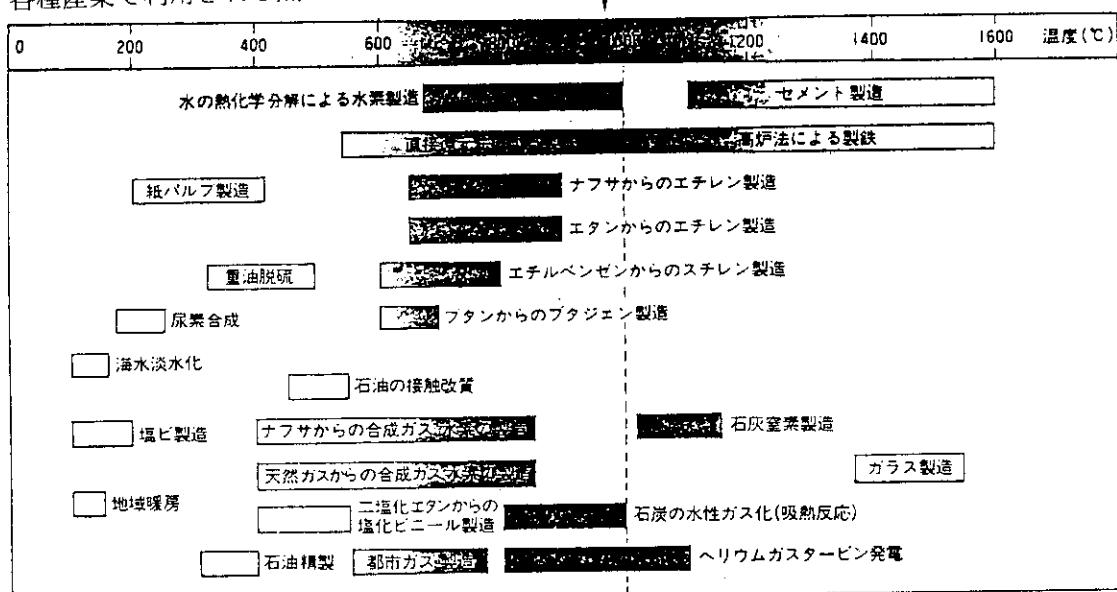
熱機関は 80 年間の技術的進歩によって 200°C から 600°C へと高温化を遂げ (平均 5°C/年の高温化), 热効率も 25% から 38% に上昇した。

効率の高い永久機関に近付くためには, より高温化が必要であり, また, 热機関の無公害化は永遠の課題である。

2.6 原子炉温度と産業利用

a) 原子炉出口冷却材温度¹²⁾

()内は蒸気タービン入口温度、または他の利用系入口温度

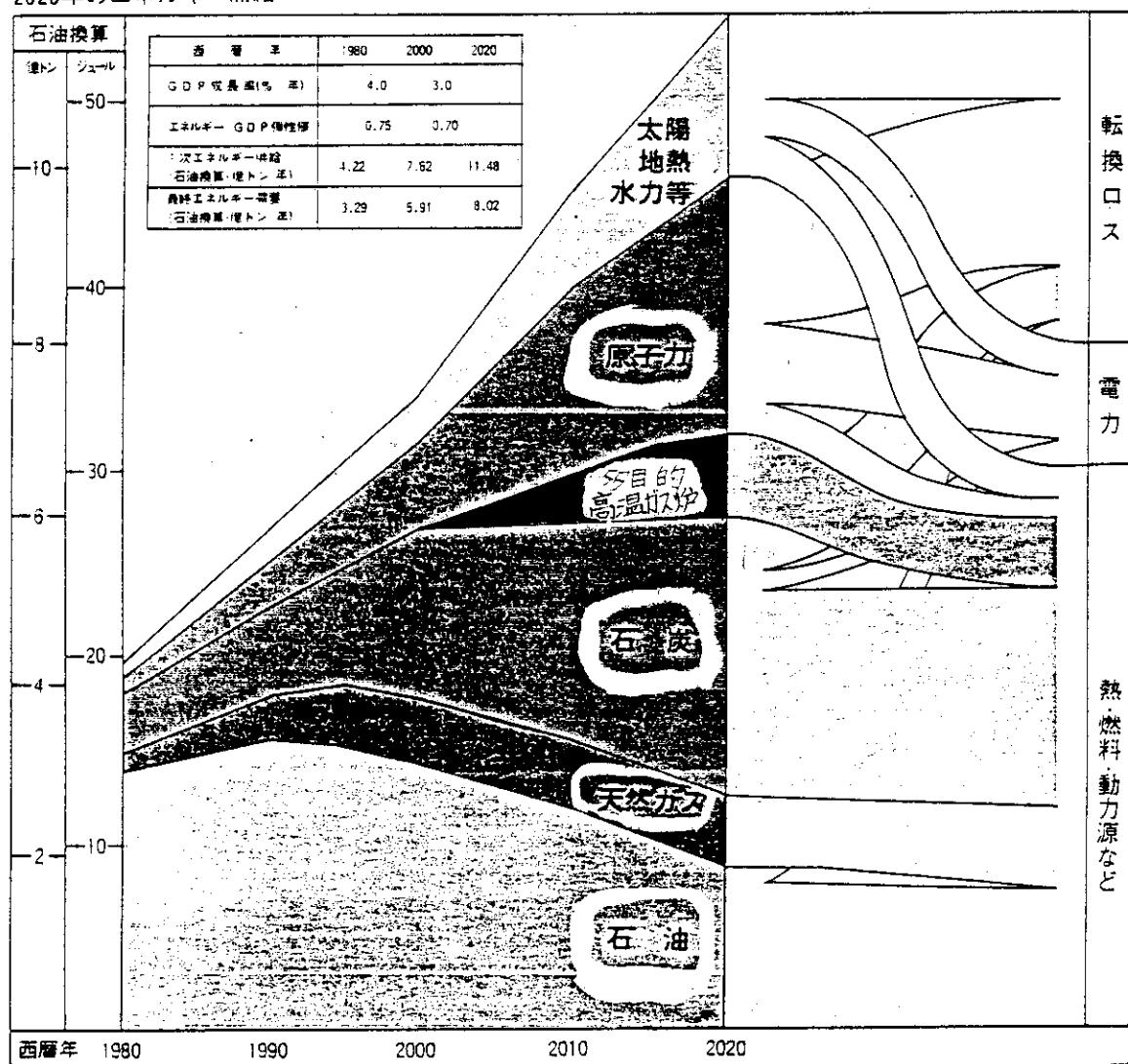
b) 各種産業で利用される熱エネルギーの温度条件¹²⁾

2-6 原子炉温度と産業利用

軽水炉の最高温度は280°Cから300°Cで、発電効率は約30%，残りの70%の熱エネルギーは環境に放出されている。これに対し、高温ガス炉は950°Cから1000°Cの高温熱エネルギーが得られるので、利用効率が高く、70%に達する。

2.7 エネルギー需給

2020年のエネルギー需給¹⁴⁾



2-7 エネルギー需給

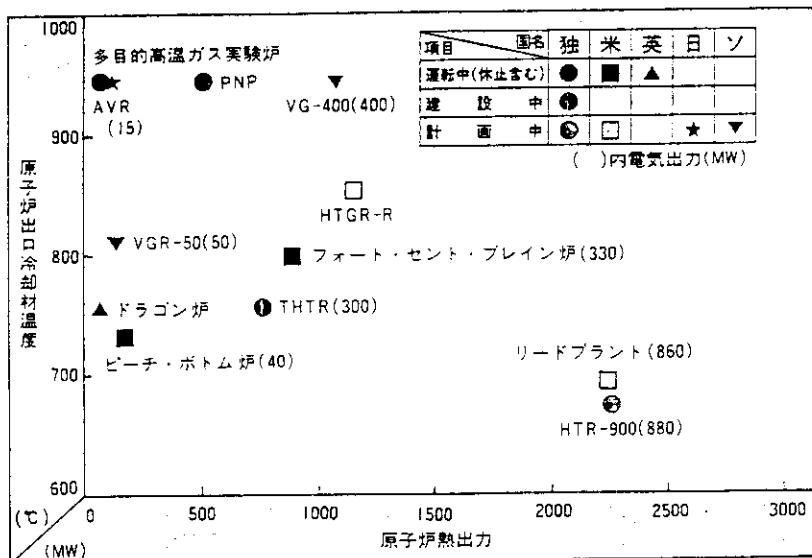
エネルギー需給の予測図で、2020年のエネルギー需要は1980年代の2倍以上に増加する。また、2020年のエネルギー供給の内訳は石油の比率が低下し、原子力、石炭の比率が大巾に増加すると予想される。しかし、2020年においても依然として石油、石炭、天然ガスなどの輸入化石燃料に依存せざるを得ないと予想される。

3. 高温ガス冷却炉の現状

3.1 西独及び米国における高温ガス炉の開発

	原 子 炉	熱 出 力 (MW)	電 気 出 力 (MW)	原子炉出口温度 (°C)	2次系蒸気温度 (°C)	定 格 運 転 開 始 年
西 独	AVR (発電用実験炉)	46	15	950	505	1974 (運転中)
	THTR (発電用原型炉)	750	308	750	530	1985 (建設中)
	核熱蒸気併給 発電用実証炉	2250	880	680	発電用 530 プロセス用 400	(計画検討中)
	PNP (核熱プロセス利用原型炉)	500	—	950	—	(設計中)
米 国	ビーチ・ボトム炉 (発電用実験炉)	116	40	728	538	1967 (運転終了)
	フォート・セント・ブレイン炉 (発電用原型炉)	842	330	785	538	1982 (運転中)
	核熱蒸気併給 発電用実証炉	2240	350~860	693	発電用 538 プロセス用 538	(計画検討中)

世界の高温ガス炉の現状¹²⁾

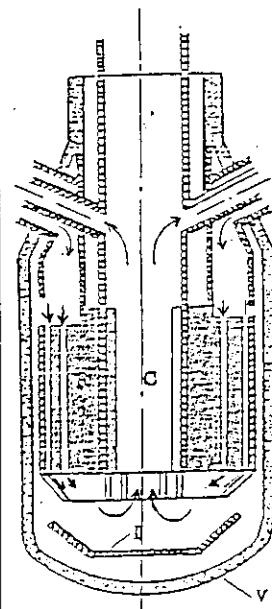
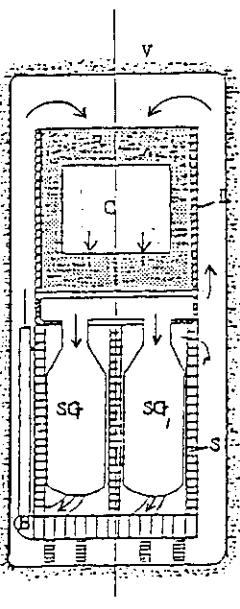
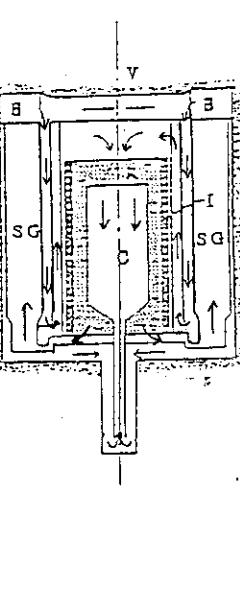


3-1 西独及び米国における高温ガス炉の開発

西独では、運転中の原子炉が1基、建設中が1基、設計及び計画中の炉が2基ある。

米国では、発電用実験炉としての目的を終えて、1967年に運転を終了した原子炉が1基、運転中の炉が1基、計画中の炉が1基ある。

3.2 HTGR 炉心構成⁴⁾

炉型 (国名)	ドラゴン炉 (イギリス)	フォードセントブレン炉 (米国)	THTR 炉 (ドイツ)
冷却材入口温度 °C	350	403	250
"出口"	750	750	750
冷却材圧力	20	49	40
流れの方向	上向流	下向流	下向流
配 置	ループ	タンク	タンク
支 持 方 式	吊下げ形(hunging)	下部支持形(standing)	下部支持形
圧 力 容 器	鋼製容器	PCRV	PCRV
構成配置図			
備 考	<ul style="list-style-type: none"> ○ つり下げ形 ○ 反射体中の孔を通って強制冷却 底部は熱反射板の取り付け 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 下部に支持柱を取り付け下部に荷重を伝達 ○ 外筒と下部床への垂直及び水平荷重の受け方 	<ul style="list-style-type: none"> ○ インテグラル形 ○ 上下面熱遮へいのため強制冷却

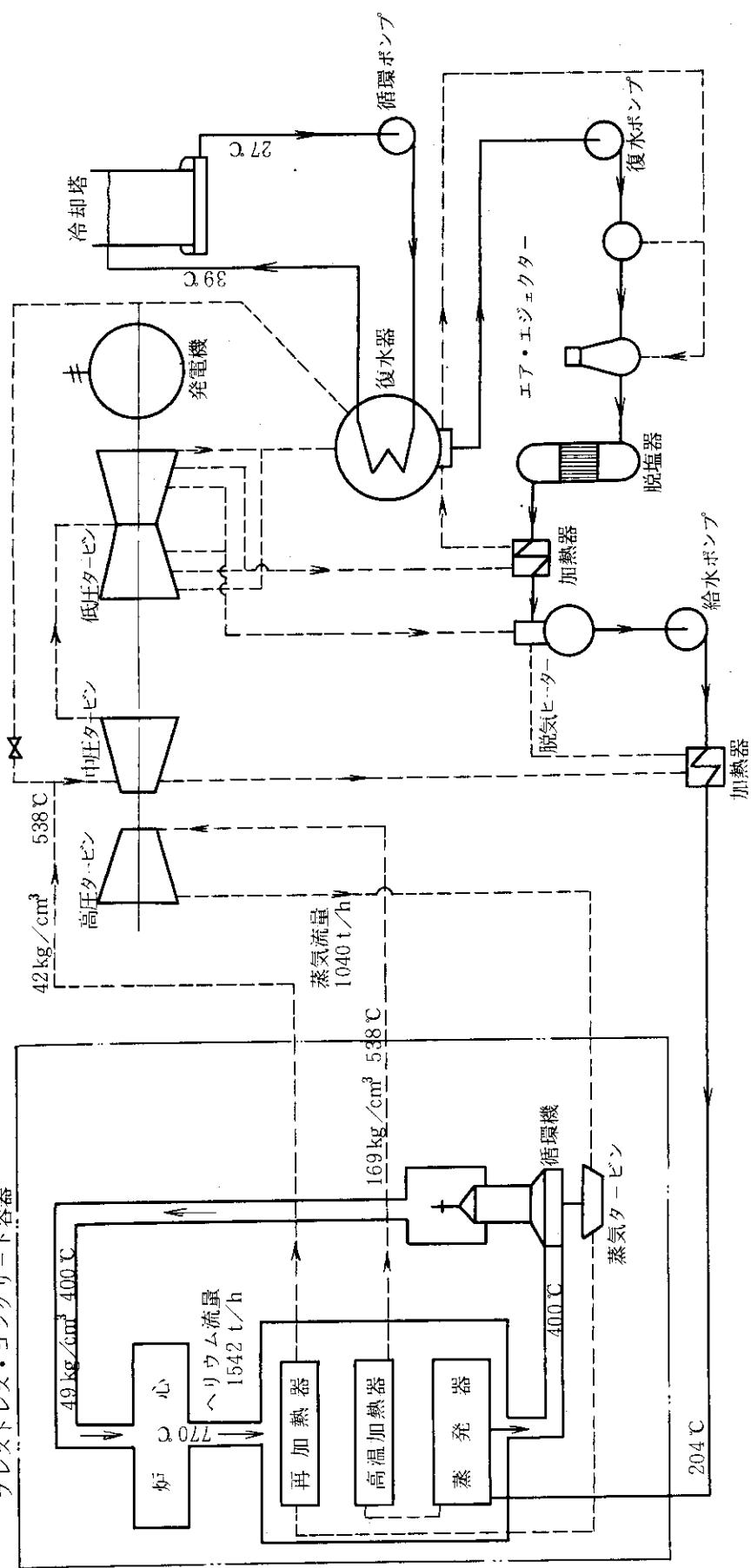
3-2 HTGR 炉心構成

ドラゴン炉の炉心部支持方式はつり下げ形で冷却ガス流は上向流、圧力容器は鋼製容器である。フォードセントブレン炉の炉心は下部支持形で、冷却ガス流は下向流、圧力容器はプレストレスト・コンクリート容器である。蒸気発生器は原子炉下部に設置されている。

THTR 炉の炉心は下部支持形で、冷却ガス流は下向流、圧力容器はプレストレスト・コンクリート容器である。蒸気発生器は原子炉側部に設置されている。

3.3 フォートセントブレンズ炉フローシート³⁾

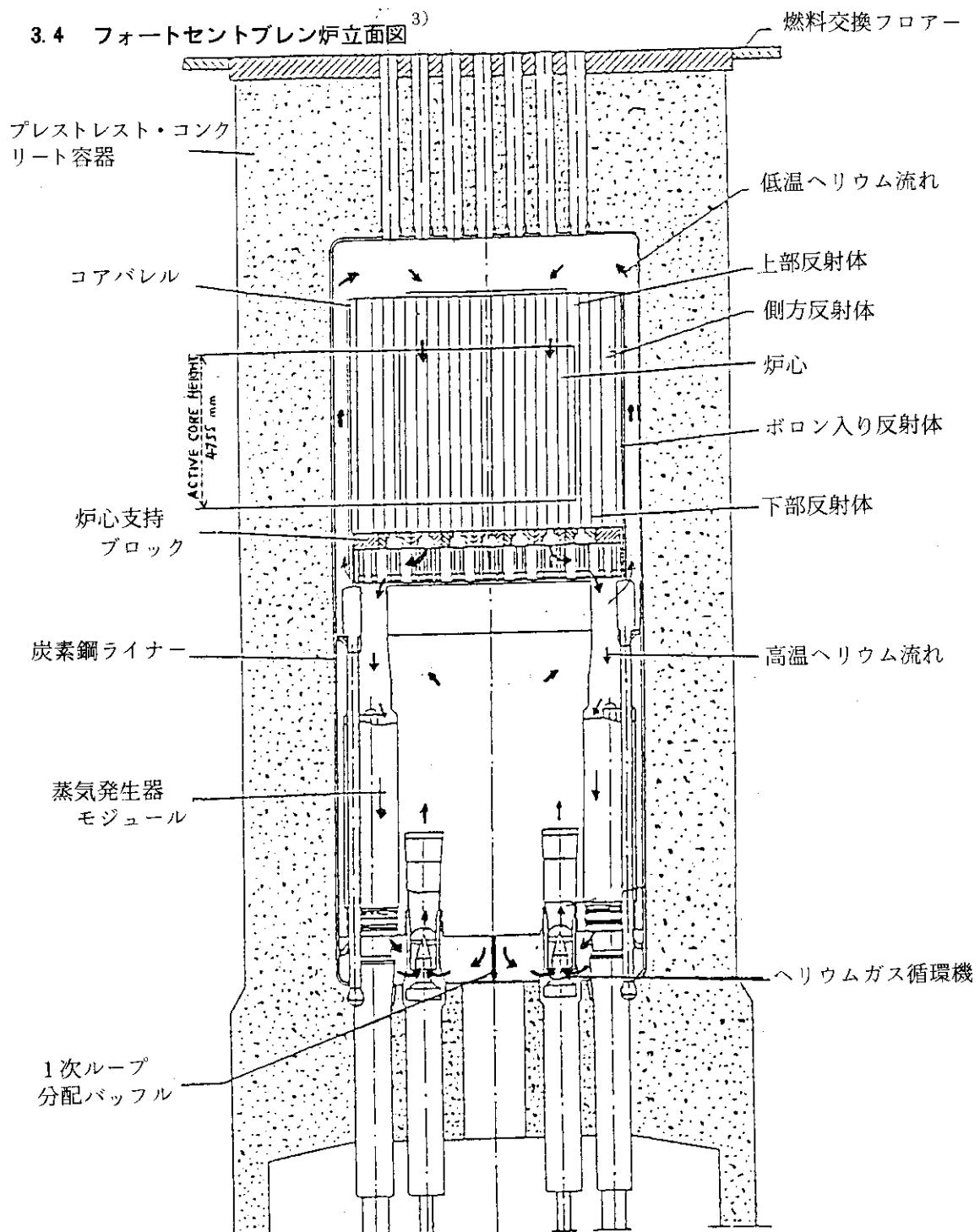
プレストレス・コンクリート容器



(熱出力 = 842 MWt, 電気出力 = 330 MWe)

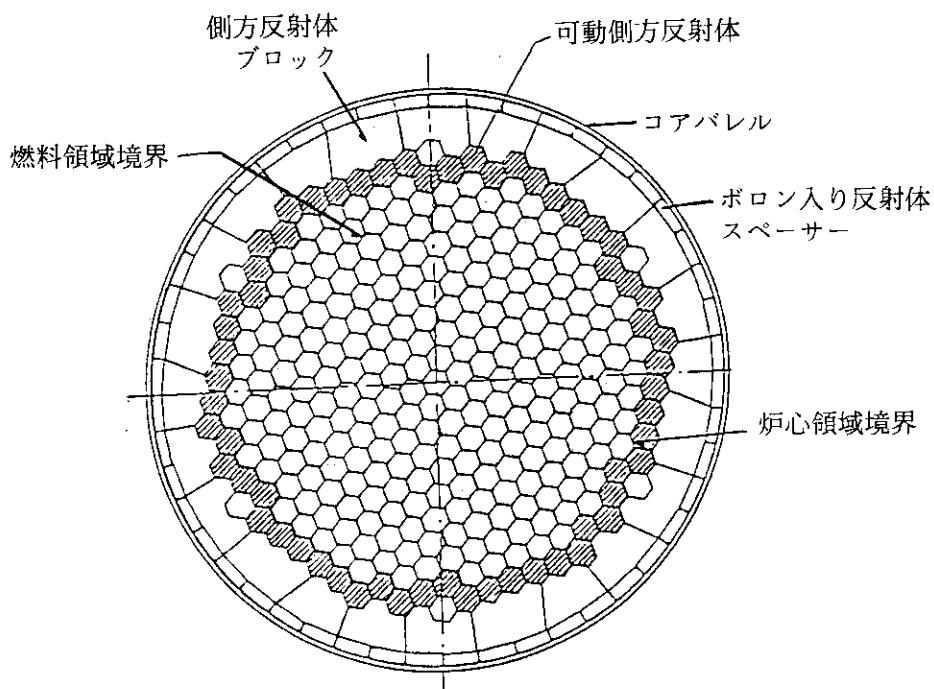
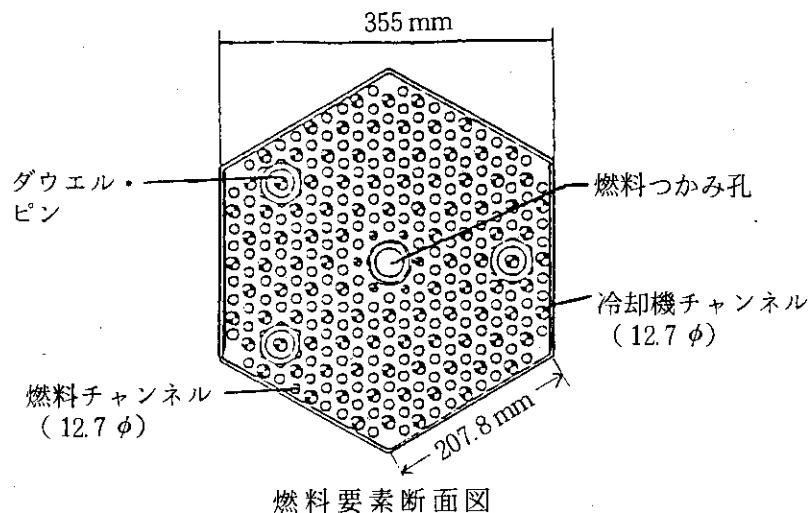
3-3 フォートセントブレンズ炉フローシート

フォートセントブレンズ炉は熱出力 842 MWt, 電気出力 330 MWe の高温ガス炉で, 770 °C の高温ヘリウムガスを炉心下部にもうけられた蒸気発生器に供給し, 538 °C, 169 気圧の高压蒸気を発生し, 発電用の高圧タービンを駆動する。高圧タービンを通った蒸気は再び蒸気発生器で加熱され 538 °C, 42 気圧の蒸気となり発電用中圧及び低圧タービンに供給される。ヘリウムガス循環機 (2 台) は蒸気タービンによって駆動される。原子炉, 蒸気発生器, 循環機はプレストレス・コンクリート容器内に設置されている。



3-4 フォートセントブレン炉立面図

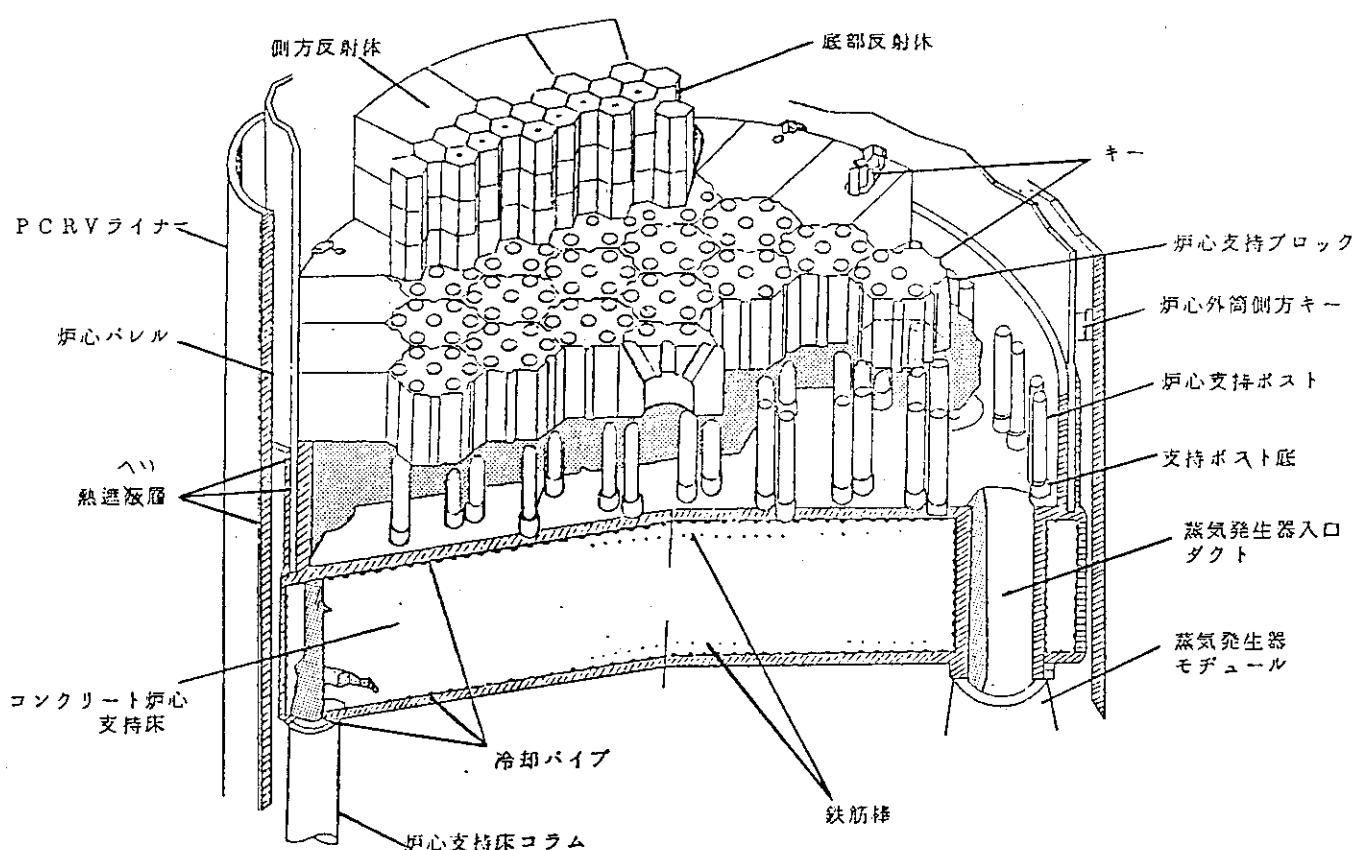
プレストレスト・コンクリート容器内に原子炉、12基のモジュール型蒸気発生器、ヘリウムガス循環機4基が組み込まれた構造となっている。1次系は2-Loopで、6基のモジュール型蒸気発生器と2基のヘリウムガス循環機が1-Loopを構成している。蒸気発生器及びヘリウムガス循環機は炉心下部に設置されている。炉心を通った高温ヘリウムガスは炉心支持ブロックを通り、直ちに蒸気発生器へ流入する。ヘリウムガス循環機を出たヘリウムガスは側方反射体の外側を通って上昇し、炉心上部から下向流となって炉心を冷却する。制御棒は74本(2本で1組)で、炉心上部から挿入される構造となっている。

3.5 フォートセントブレン炉断面図³⁾

3-5 フォートセントブレン炉断面図

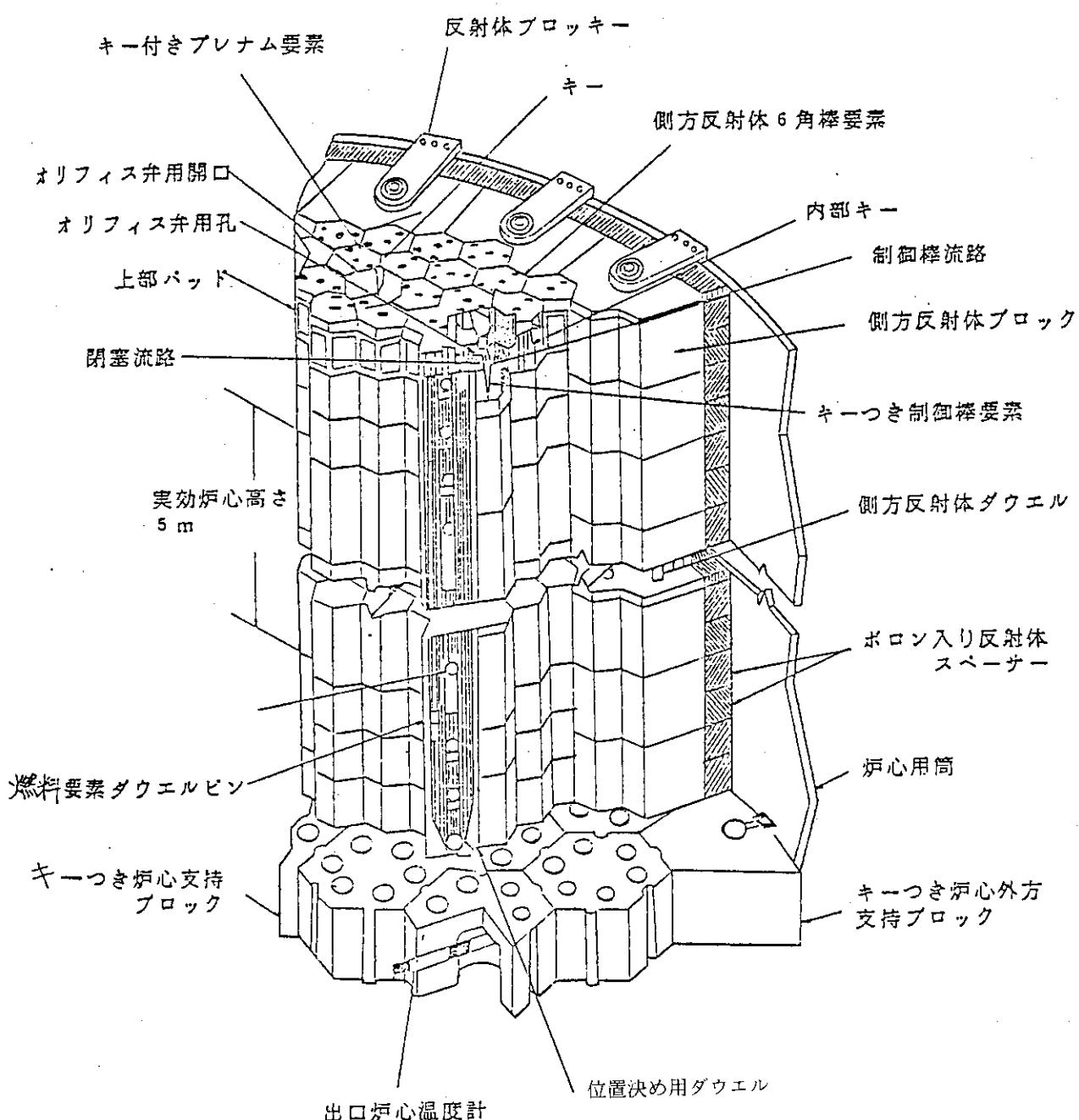
フォートセントブレン炉の燃料要素は、1辺の長さ 207.8 mm の六角形の黒鉛ブロックで、 12.7ϕ の燃料チャンネル、冷却材チャンネルが設けられている。

炉心部は燃料要素を積み重ね、その回りに同形の黒鉛反射体が取り囲んだ構造となっている。炉心部の外側に、固定反射体を積み重ね、これらを固定するため、コアバレルが設けられている。

3.6 フォートセントブレン炉炉心支持構造²⁵⁾

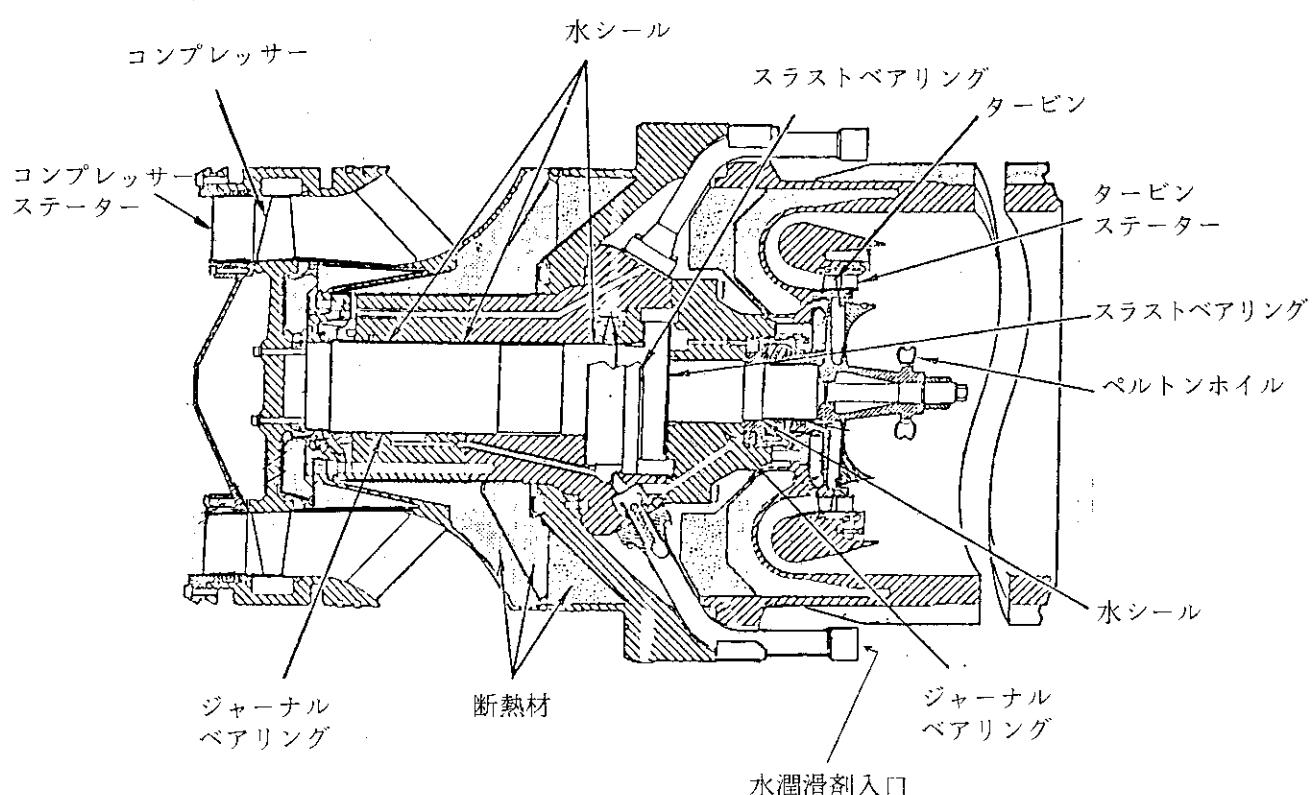
3-6 フォートセントブレン炉炉心支持構造

原子炉底部には、コンクリート炉心支持床が設けられ、炉心部の重量を支えている。炉心部と支持床との間には熱遮へい層が設けられ、支持床を高温から保護する。

3.7 フォートセントブレン炉炉心構造図²⁵⁾

3-7 フォートセントブレン炉炉心構成図

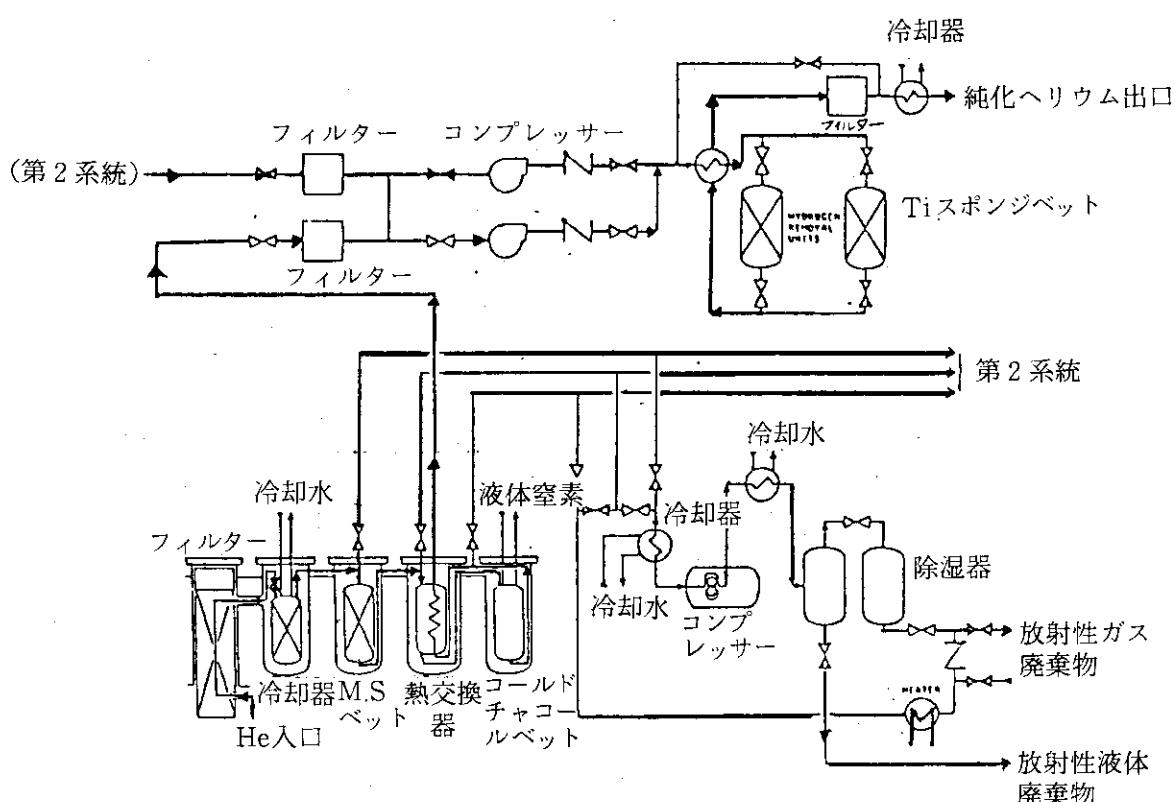
フォートセントブレン炉の炉心はプレストレストコンクリート容器のコアバレル内にボロン入り反射体スペーサー、側方反射体、燃料要素の各ブロックを、炉床部の炉心支持ブロック上に積み重ねて構成されている。炉心部の実効高さは 4.76 メートルである。

3.8 フォートセントブレン炉ガス循環機⁴⁾

型式	1段軸流型
台数	4 / 炉
消費電力	(5500HP)
風量	396 ton/h
出口温度	401°C
出口圧力	4.9.2%
風圧	0.9.8.5%
回転数	9,550 rpm
ベアリング方式	水ベアリング
流量制御	スピードコントロール
駆動装置	1段軸流蒸気タービン
駆動方式	1段軸流蒸気タービン

3-8 フォートセントブレン炉ガス循環機

1段軸流型のガス循環機で水ベアリングを使用し、流量制御はスピードコントロールによって行う。駆動方式は1段軸流蒸気タービンで、蒸気発生器からの蒸気で駆動する。

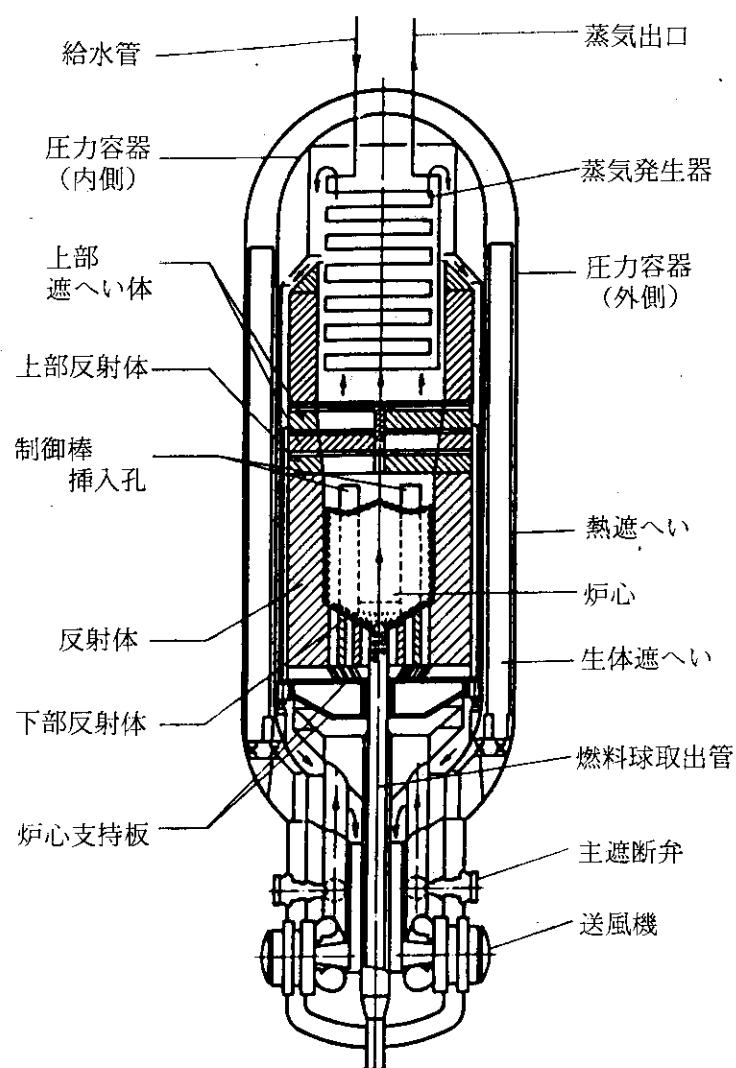
3.9 ヘリウムガス精製系（フォートセントブレン炉）⁴⁾

He インベントリー	3650 kg
精 製 系 流 量	424 kg/hr
一 次 系 不 純 物	H ₂ 10 ppm
	N ₂ 10 ppm
	CH ₄ 1 ppm
	H ₂ O + CO + CO ₂ 10 ppm

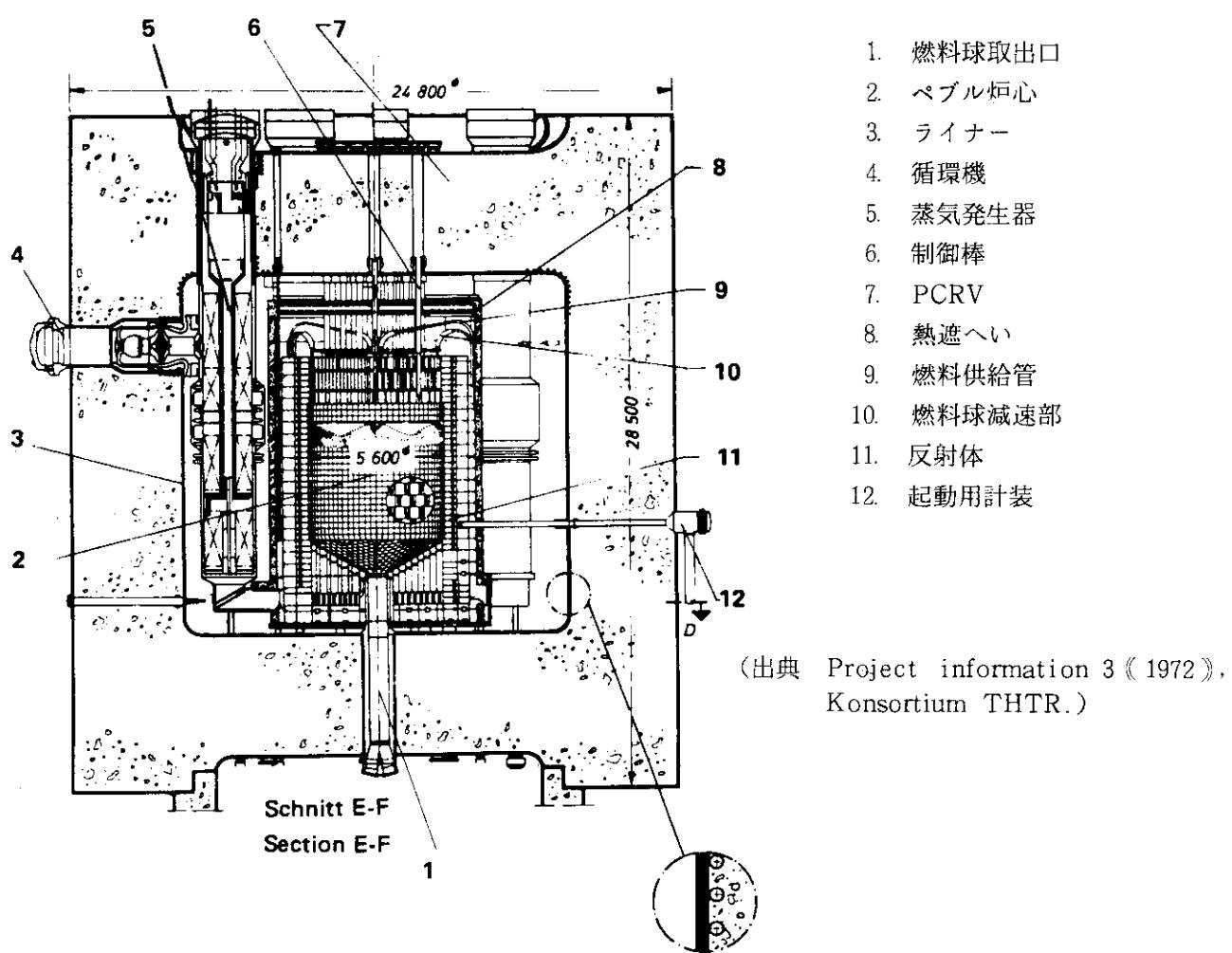
3-9 ヘリウムガス精製系（フォートセントブレン炉）

フォートセントブレン炉の精製系はモレキュラーシーブベッド (M. S. ベッド), コールドチャコールベッド, チタンスポンジベッド, 再生装置等から構成されている。精製系流量は 424 kg/hr で, ヘリウムインベントリーに対する比率は約 12 %/hr である。再生時に発生するトリチウムガス及びトリチウム水は放射性廃棄物処理装置で処理する。

3.10 西独 AVR の構造⁷⁾(ペルベット型炉心の直上に蒸気発生器を置く構成で、950°Cのガス温度を達成した。)

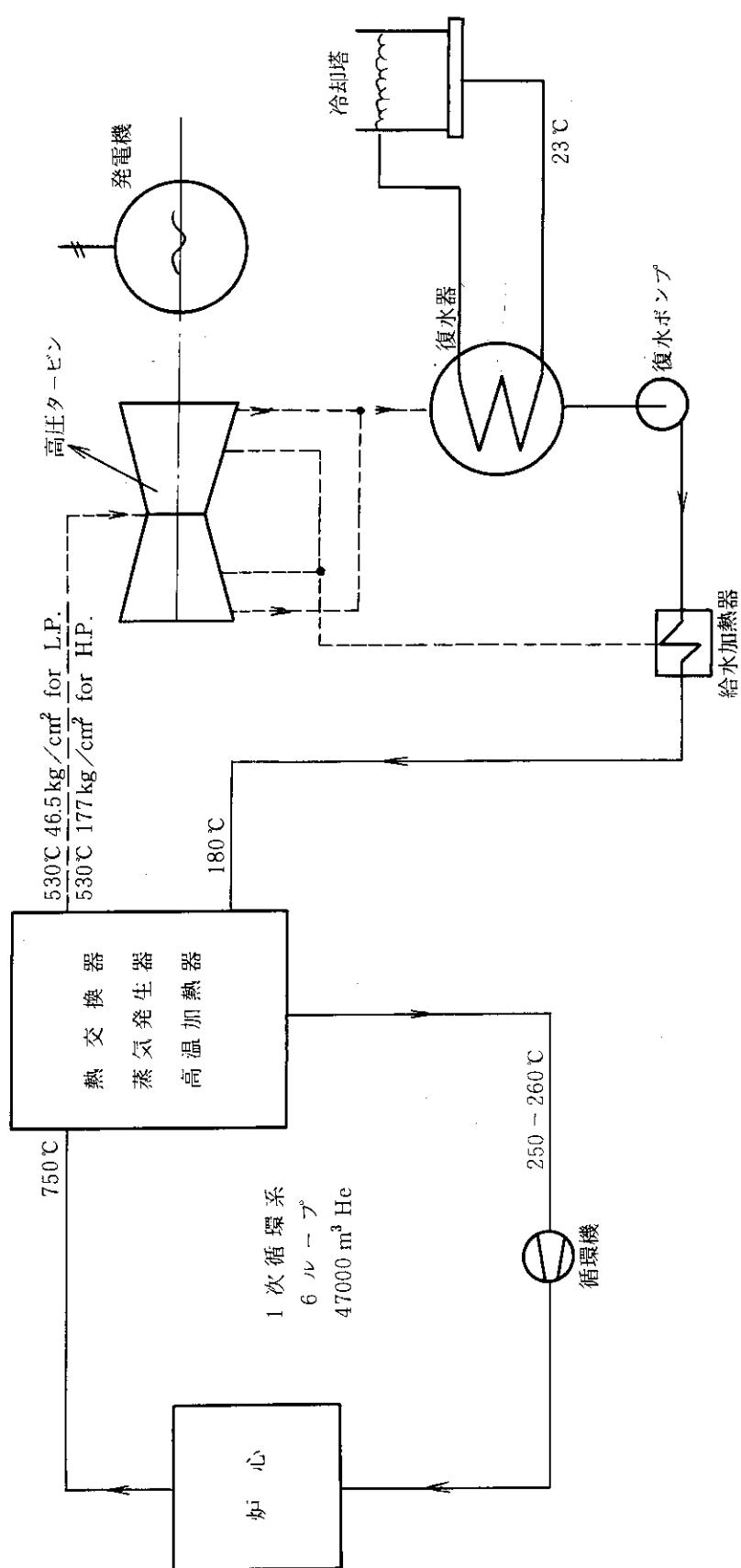


3.11 T H T R 炉断面図



3-11 THTR 炉断面図

THTR はペブル形燃料を使用する原子炉で、原子炉、蒸気発生器、循環機がプレストレスト・コンクリート容器内に設置されている。熱出力は 750 MW、電気出力は 300 MW で、炉心出口最高温度は 750 °C である。1 次系は 6-Loop で 6 基の蒸気発生器及び循環機がもうけられている。

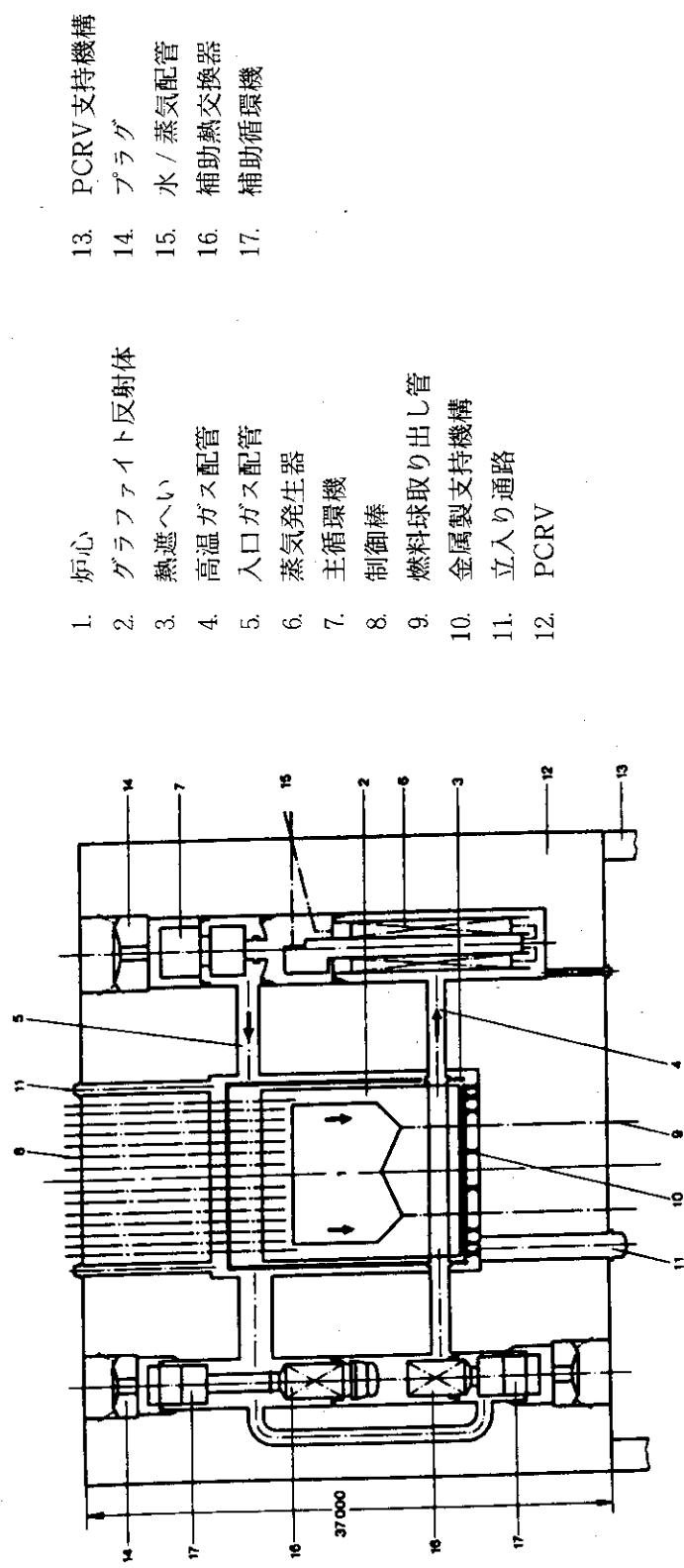
3.12 THTR 炉フローシート (西ドイツ)³⁾

3-12 THTR 炉フローシート (西ドイツ)

西ドイツの発電用原型炉であるTHTRのフローシートを示す（1983年9月臨界）。

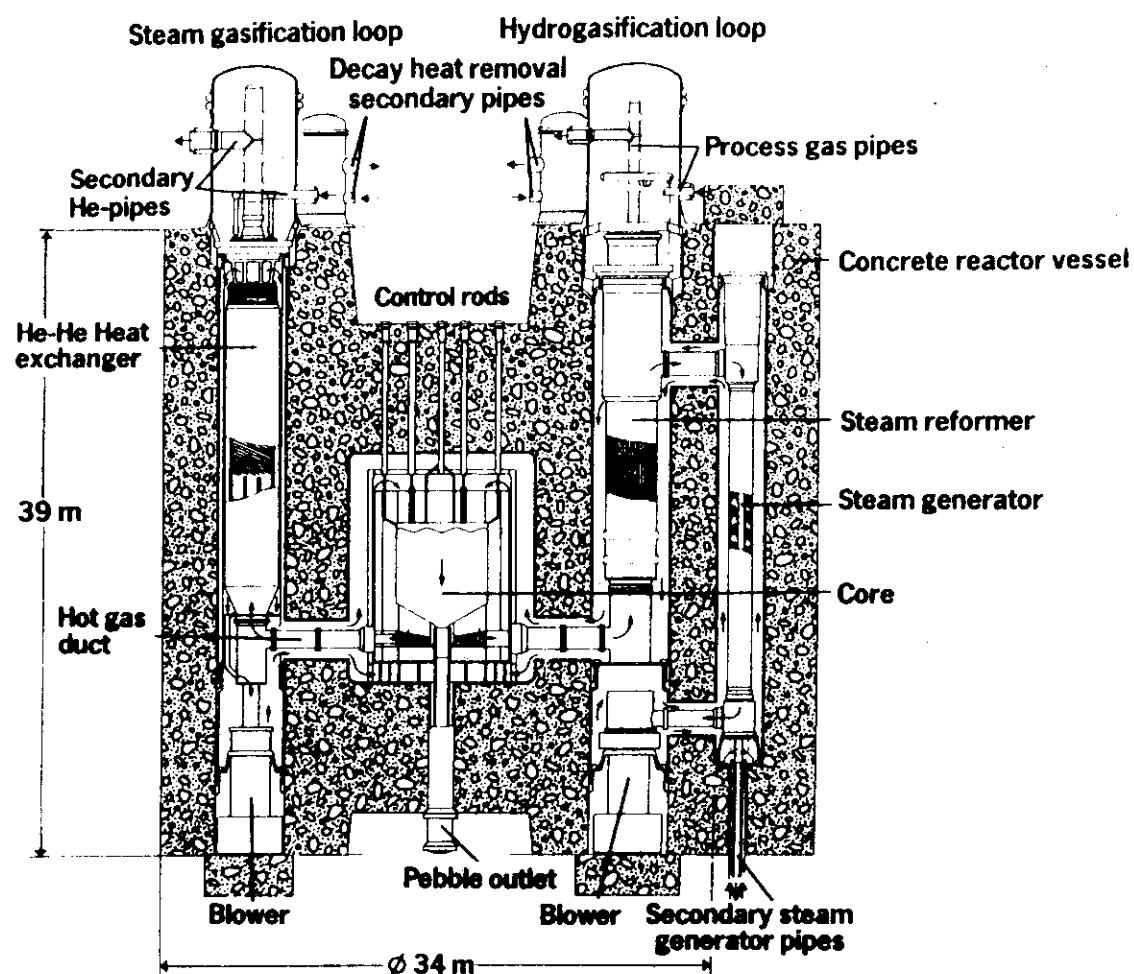
1次系には6基のループがあり、蒸気発生器で530°C、177.5気圧の高圧蒸気を発生し、タービンを駆動し発電する。

3.13 HTR-900断面図 (THTRの後継炉として試設計された900MWeの発電用実証炉。現在は500MWe程度の規模が検討されている。)

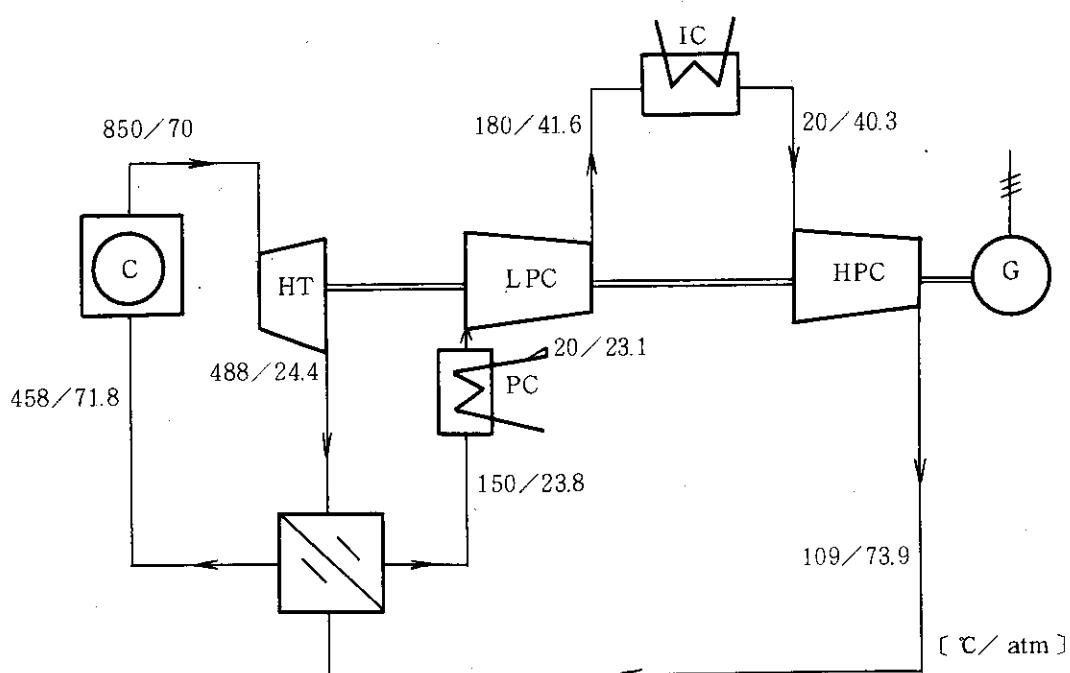


(出典 BBC, HRB, "Energieversorgung" (1980))

3.14 PNP-500 (石炭と褐炭のガス化、及び核熱の遠距離
輸送を試験する 500 MWT の原型炉)



(出典 Pruschek, R., Weisbrodt, I. "Rrocess Heat with HTR"
ANS 27 th Annual Meeting (1981))

3.15 HHT ヘリウムガスタービン発電炉²³⁾

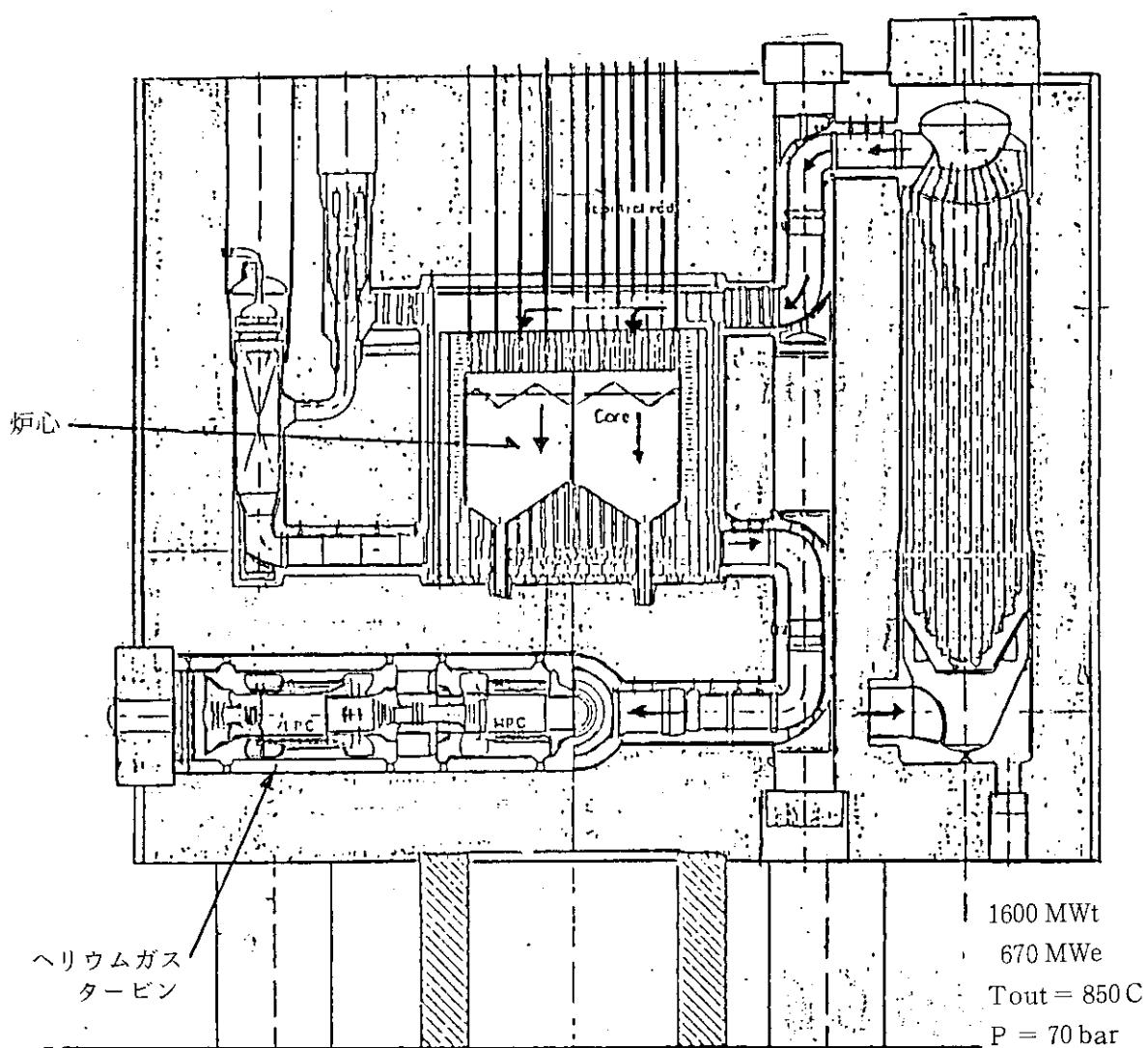
C = 高温ガス炉
 HT = ヘリウムガスタービン
 LPC = 低圧コンプレッサー
 HPC = 高圧コンプレッサー
 PC = 冷却器
 IC = 中間冷却器
 G = 発電機

3-15 HHT ヘリウムガスタービン発電炉（計画中）

現在、西ドイツで計画中の直接サイクルヘリウムガスタービン発電炉のフローシートを示す。

HHT ヘリウムガスタービン発電炉の基本設計値は次のとおりである。

炉出力	1640 MW
電気出力	675 MW
プラント効率	41.2 %
タービン入口温度	850 °C
タービン入口圧力	7 MPa
平均炉出力密度	5.5 MW/m ³

3.16 HHT ガスタービン発電炉断面図²³⁾

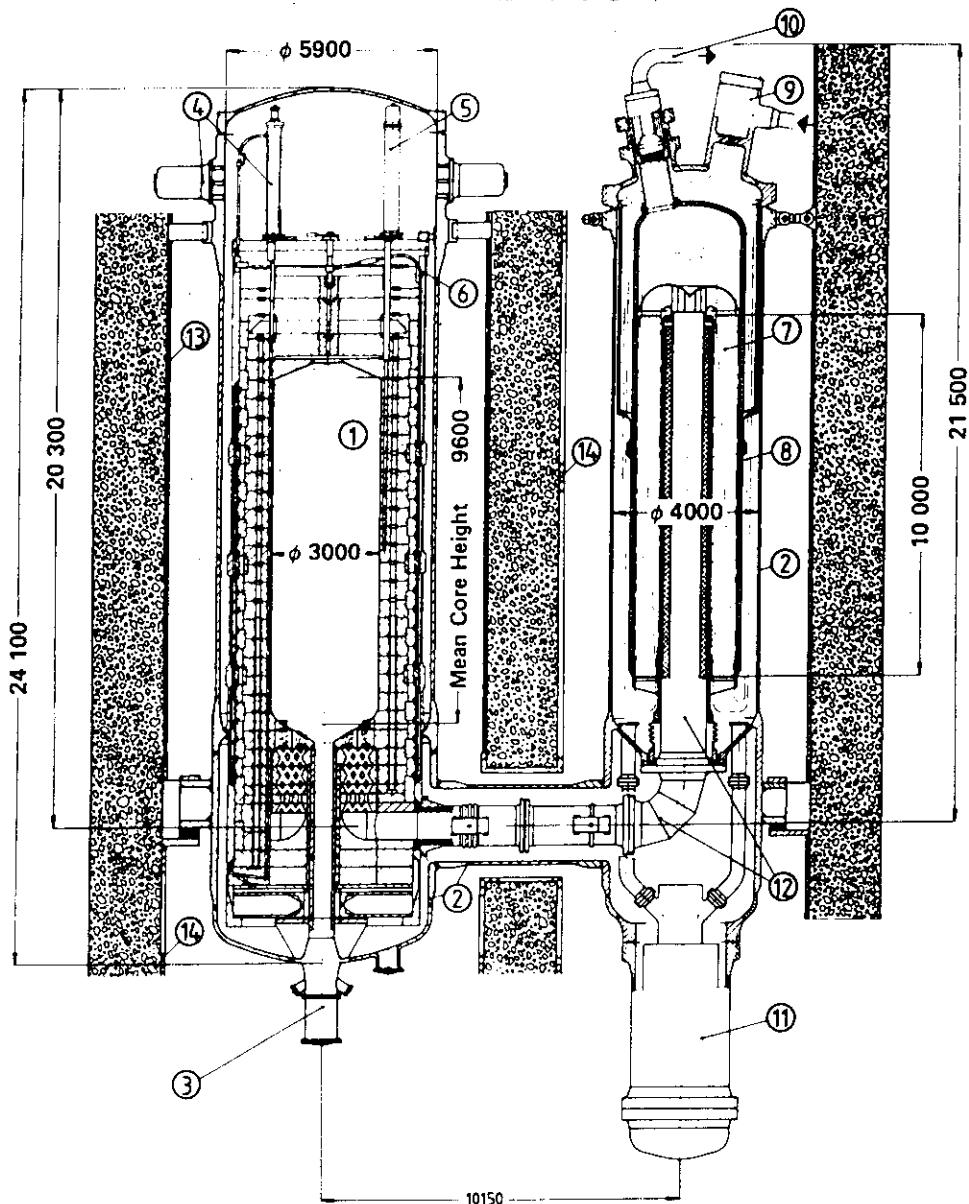
3-16 HHT ガスタービン発電炉断面図

HHT も THTR と同様、ペブル形燃料を使用する原子炉で、原子炉、ガスタービン、蒸気発生器がプレストレスト・コンクリート容器内に設置される。

電気出力は 670 MWe、原子炉出口温度 850°C、圧力は 70 気圧である。

3.17 モジュール型高温ガス炉

(熱出力 200 MW 程度のモジュールを複数個配置することにより、安全性の向上と工期の短縮をはかる。)



- | | | |
|----------------------|---------------------|--------------------|
| 1. Pebble Bed | 6. Fuel Loading | 11. Blower |
| 2. Pressure Vessel | 7. Pipe Assembly | 12. Hot Gas Duct |
| 3. Fuel Discharge | 8. Outer Shroud | 13. Surface Cooler |
| 4. Boronated Spheres | 9. Feed Line | 14. Insulation |
| 5. Reflector Rod | 10. Live Steam Line | |

- | | | |
|-------------|------------|------------|
| 1. ペブルベット炉心 | 6. 燃料供給口 | 11. 循環機 |
| 2. 圧力容器 | 7. 蒸発管 | 12. 高温ガス配管 |
| 3. 燃料取出口 | 8. 外側シュラウド | 13. 表面冷却器 |
| 4. ボロン球插入装置 | 9. 供給管 | 14. 断熱材 |
| 5. 反射体内制御棒 | 10. 蒸気出口 | |

(出典 H. Rentler, G. H. Lohnert, Nuclear Technology, 62 (1983) P. 22)

3.18 高温ガス炉の固有の安全性

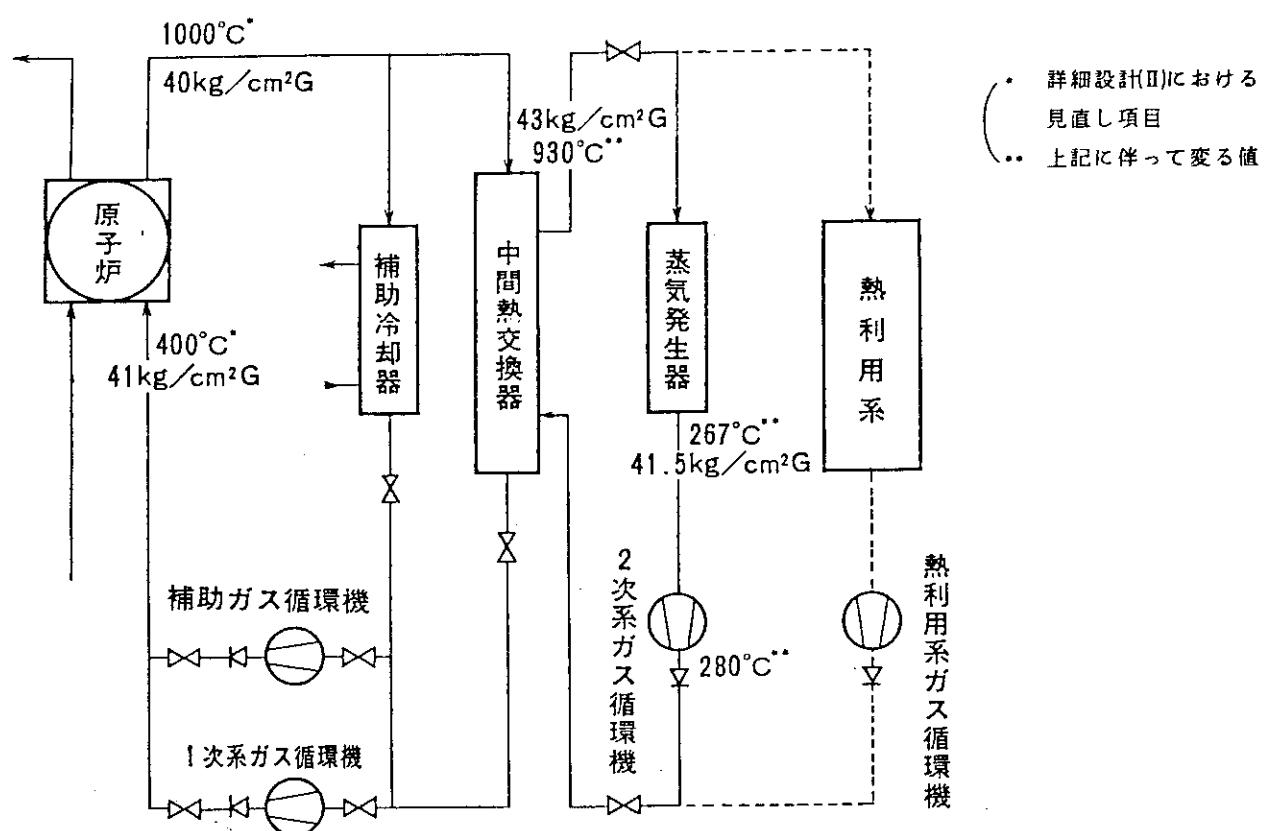
項目	安全性	備考
反応度の温度係数	負の温度係数を有する。	炉心温度の上昇に伴って核分裂反応が縮小する 負の作用が働く。
He の放射化	He ³ (n,p)T によって 生じるトリチウム(T)が 少ない。	He ³ の He ⁴ に対する存在比 $1.7 \times 10^{-5} \%$
黒鉛	融点 3500°C 以上 最大強度 2480°C	黒鉛の融点が高く、炉心溶融などが起こりにくい。
熱容量	2.8°C/sec (全出力) 原子炉停止後 30 分間無冷却可能	炉心部の熱容量が大きいので、温度変化速度が小さい。
黒鉛被覆粒子燃料	1800°C までは FP の放出はほとんどない。 1800°C 以上でアメバ現象 UO ₂ /ThO ₂ の共晶点 2450°C	高温においても燃料の健全性が保たれる。

3-18 高温ガス炉の固有の安全性

- i) 反応度について、負の温度係数を有している。このため、炉心温度が上昇すると核分裂が縮少し、炉の出力が低下するという自己制御作用が働くため、安全性が高い。
- ii) ⁴He は放射能化されない。 $1.7 \times 10^{-5} \%$ 含まれている ³He と中性子の反応でトリチウムを生じるが、³He の存在比が小さいのでトリチウムの生成量は少ない。
- iii) 炉心部は黒鉛ブロックで構成される。黒鉛は融点が高く、最大強度も 2480°C 附近にあるため、燃料破損や炉心溶融が起こりにくい。
- iv) 炉心部の熱容量が大きく、温度変化速度が遅いため炉心部の急激な温度上昇が起こらない。
- v) 黒鉛被覆粒子燃料は 1800°C 付近までは FP の放出がほとんどなく、高温においても燃料の健全性が保たれる。

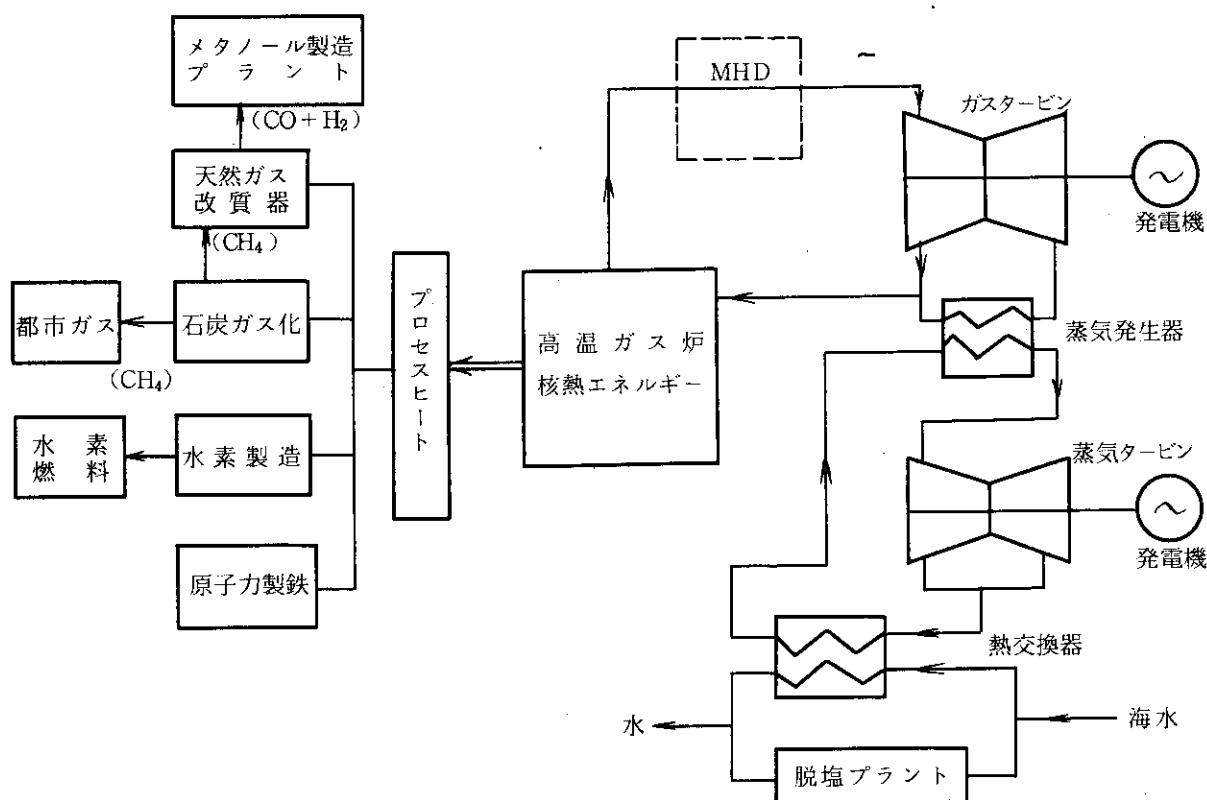
3.19 実験炉目標基本条件¹⁴⁾

・熱出力	50 MW
・出口冷却材温度	950 °C
・入口冷却材温度	400 °C
・燃料体型式	Mk-III改良型
・炉容器材料	2 1/4 Cr-1 Mo鋼
・冷却回路	2 ループ改良システム

3.20 実験炉系統図⁵⁾

4. 热利用技术

4.1 高温ガス炉を中心とするコンビナート（カスケード利用）

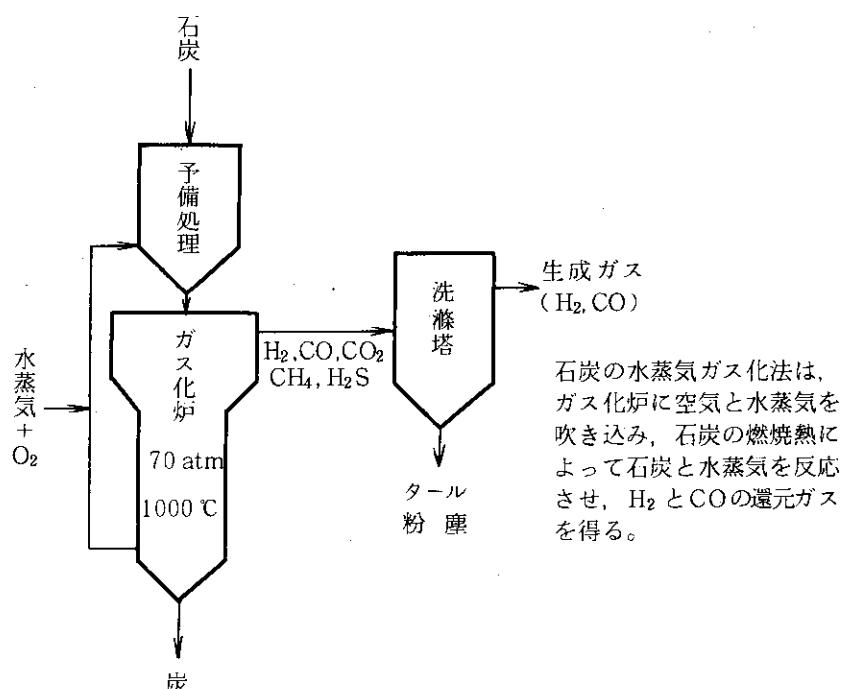


4-1 高温ガス炉を中心とするコンビナート

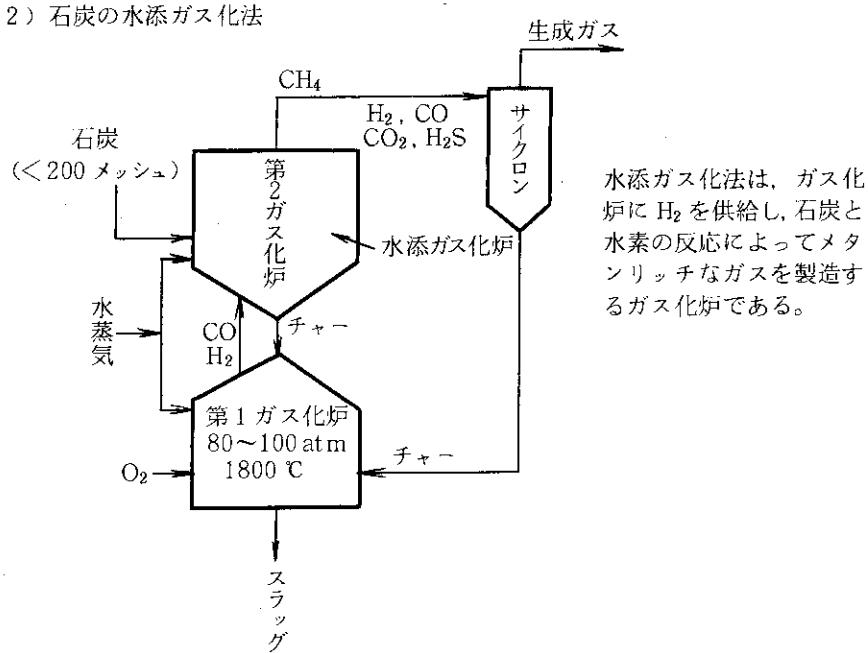
高温ガス冷却炉の高温熱エネルギーを、高温から低温へカスケード利用することによって、MHD発電から海水の脱塩プラントに至るまで核熱エネルギーを有効に利用することができる。また、核熱エネルギーをプロセスヒートとして利用することにより、原子力製鉄、化学工業用熱源及び水素燃料の製造等に使用できる。従って、高温ガス冷却炉を中心とする発電、製鉄、化学工業等から成るコンビナートを形成することができる。

4.2 石炭のガス化⁸⁾

1) 石炭の水蒸気ガス化法

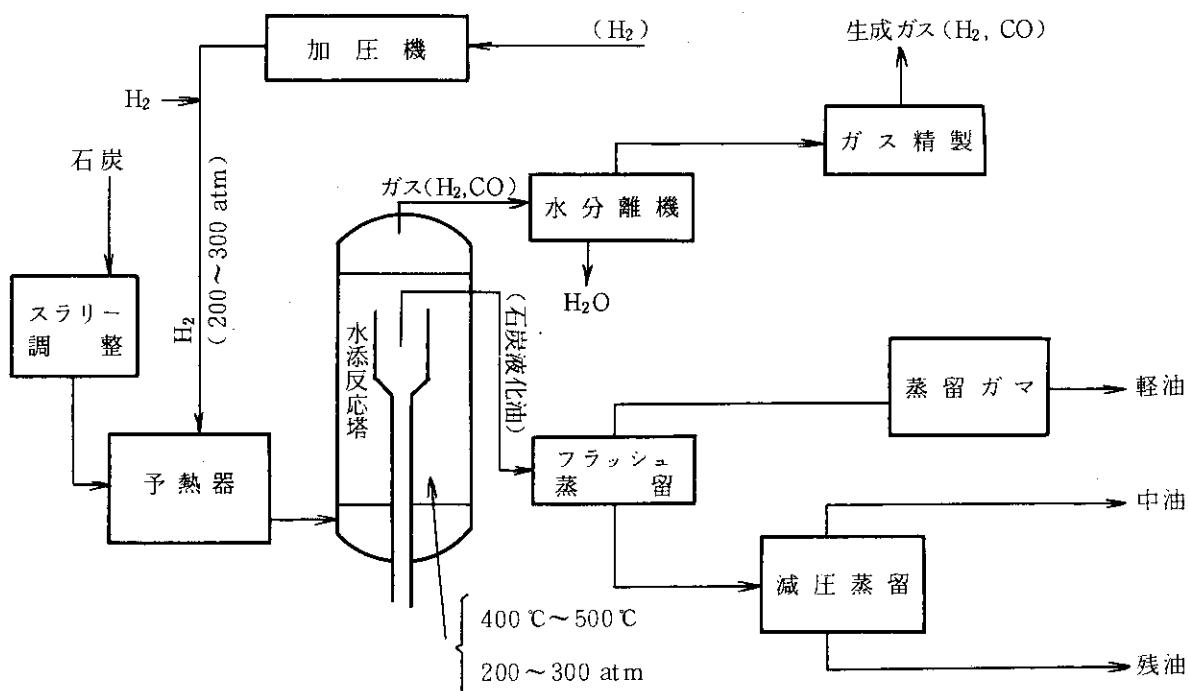


2) 石炭の水添ガス化法



4-2 石炭のガス化

石炭の代表的なガス化法を示す。水蒸気ガス化法は高温、高圧の石炭に水蒸気を供給し、1酸化炭素、水素から成る還元ガスを製造する。水添ガス化法では高温高圧の石炭に水蒸気及び水素ガスを供給しメタンリッチなガスを製造する。石炭ガス化の熱源として核熱エネルギーを利用することによって、1次の核熱エネルギーを効率良く2次エネルギーに変換できる。

4.3 石炭の液化⁸⁾

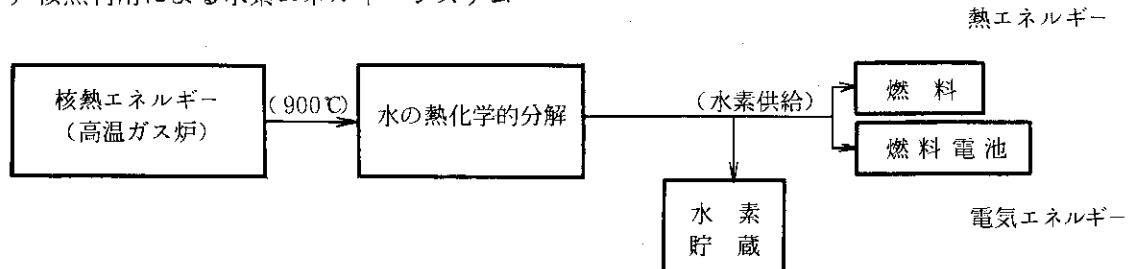
(石炭の水添液化フローシート)

4-3 石炭の液化

石油に比べて埋蔵量が非常に多い石炭よりガソリン、軽油等の製造を行うプロセスが石炭液化である。石炭ガス化法に比べて技術的な困難が多い。高温高圧の石炭粉末と触媒との混合物に水素ガスを供給し、生成した石炭液化油を蒸留して石油製品を製造する。石炭液化と同時に還元ガスも生成する。

4.4 水素エネルギー・システム

i) 核熱利用による水素エネルギー・システム



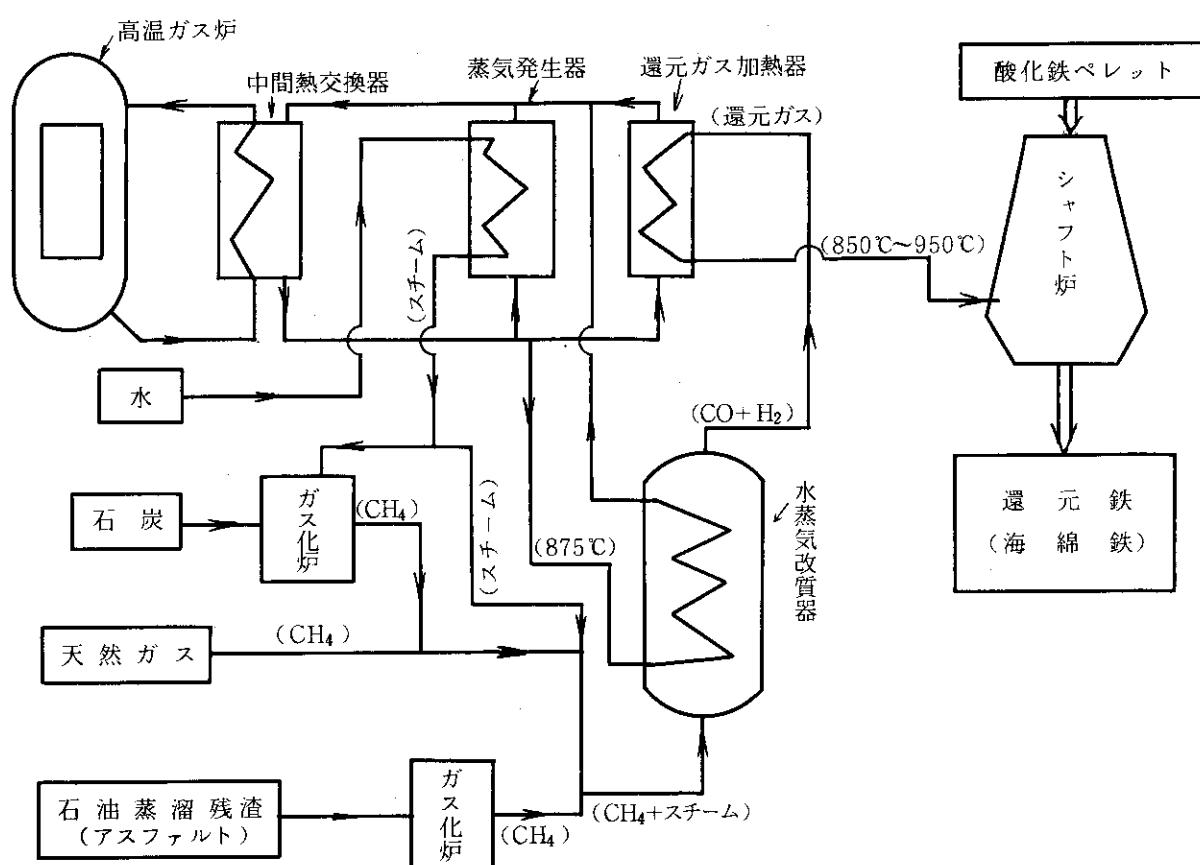
ii) 水の分解による水素製造のエネルギー効率

製造方法	製造温度	効率
熱化学的 水素製造	700°C ~ 850°C	70 ~ 80 %
直接熱分解	2000°C ~ 3000°C	不明
電気分解	常温	20 ~ 25 % ^(注)

注) 水の電気分解による電力効率は約 70 %であるが、
火力発電では1次エネルギーから電力への変換効率
が約 30 %であるため、全体では 20 %程度となる。

4-4 水素エネルギー・システム

水素ガスはガソリンに代る2次エネルギーとして注目されている。水の電気分解による水素製造の電力効率は約 70 %であるが火力発電の1次エネルギーから電力への変換効率が約 30 %であるため、1次エネルギーからの水素製造効率は 20 %から 25 %程度で低い。これに対して、熱化学的水素製造法が確立できれば、その効率は 70 %から 80 %と推定され非常に高い。核熱利用による水素製造システムが確立すると、燃料電池、自動車用燃料として利用でき、メリットは大きい。また、水素燃料はクリーンエネルギーとしても注目されている。

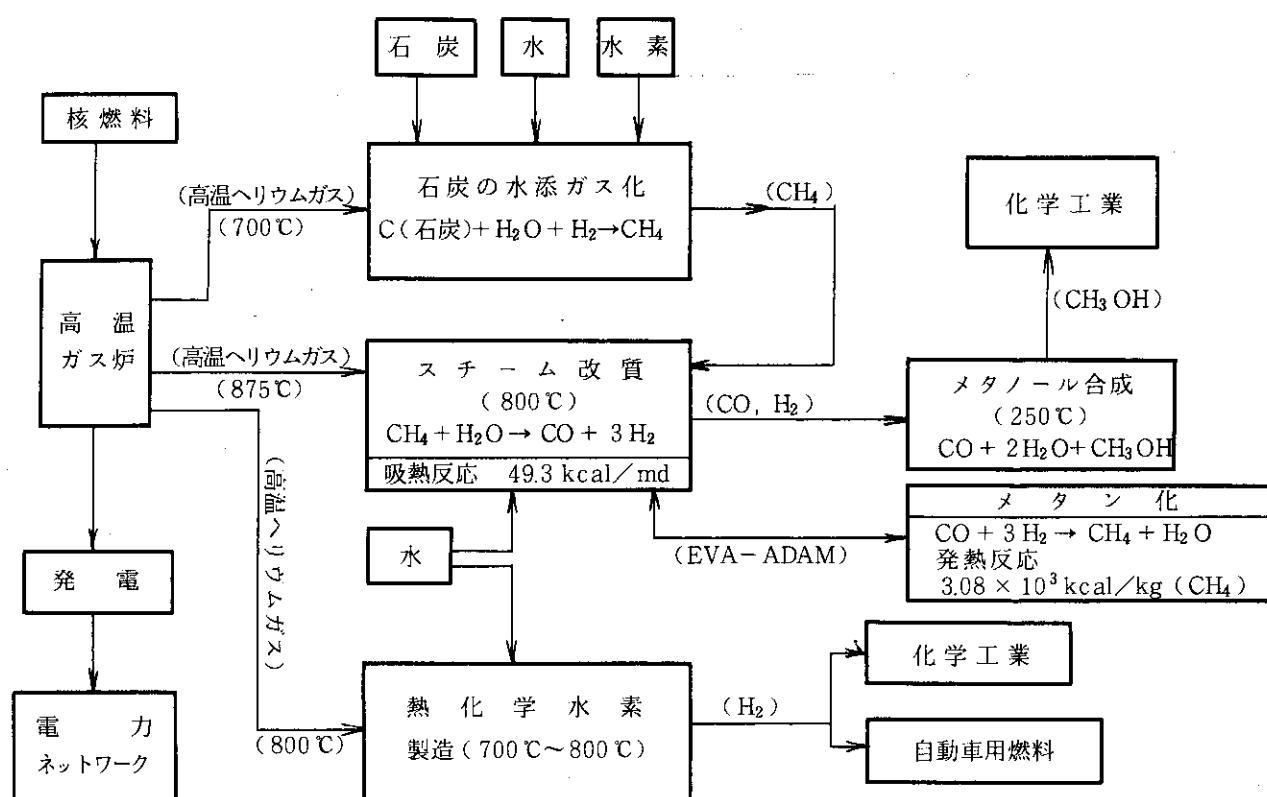
4.5 原子力製鉄プラント⁵⁾

4-5 原子力製鉄プラント

原子力製鉄プラントの概要を示す。原子力製鉄では、850°Cから950°Cに加熱した還元ガス($\text{CO}+\text{H}_2$)をシャフト炉(高炉)の底部より供給し、成形した酸化鉄ペレットを固体状で還元し海綿鉄を製造する。還元ガスは天然ガス(CH_4 が主成分)又は石炭ガス化炉から供給されるメタンを水蒸気改質器に通して製造する。

石炭ガス化炉、水蒸気改質器、還元ガス加熱器の熱源として核熱エネルギーを利用することによって、化石燃料の節約及びその有効利用を図ることができる。

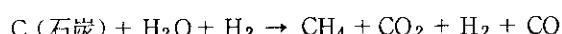
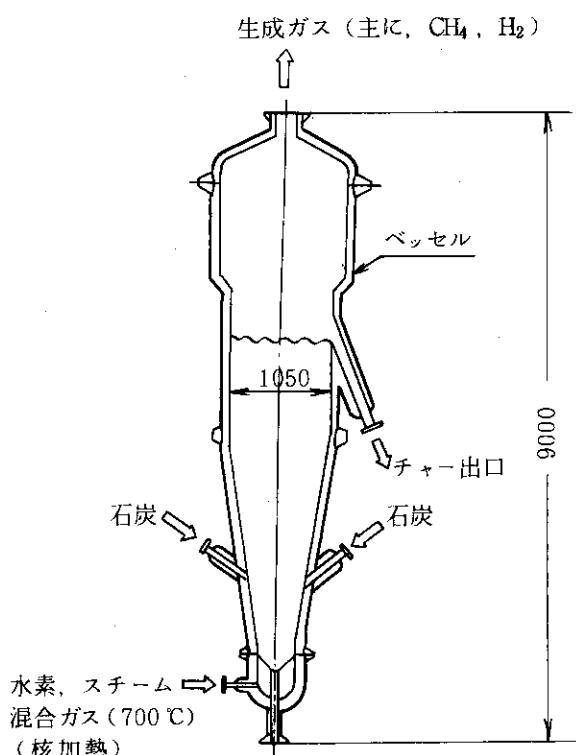
4.6 多目的高温ガス炉熱利用システム（例）



4-6 多目的高温ガス炉熱利用システム

将来の多目的高温ガス炉の熱利用システムを示した。高温ガス炉の熱エネルギーは発電用以外に、化学工業用原料の製造、水の熱化学的分解による水素の製造等に利用される。

特に水素は自動車用燃料等、公害の無いクリーンエネルギーとして注目されている。

4.7 石炭の水添ガス化炉⁶⁾

石炭ガス化システム設備概要

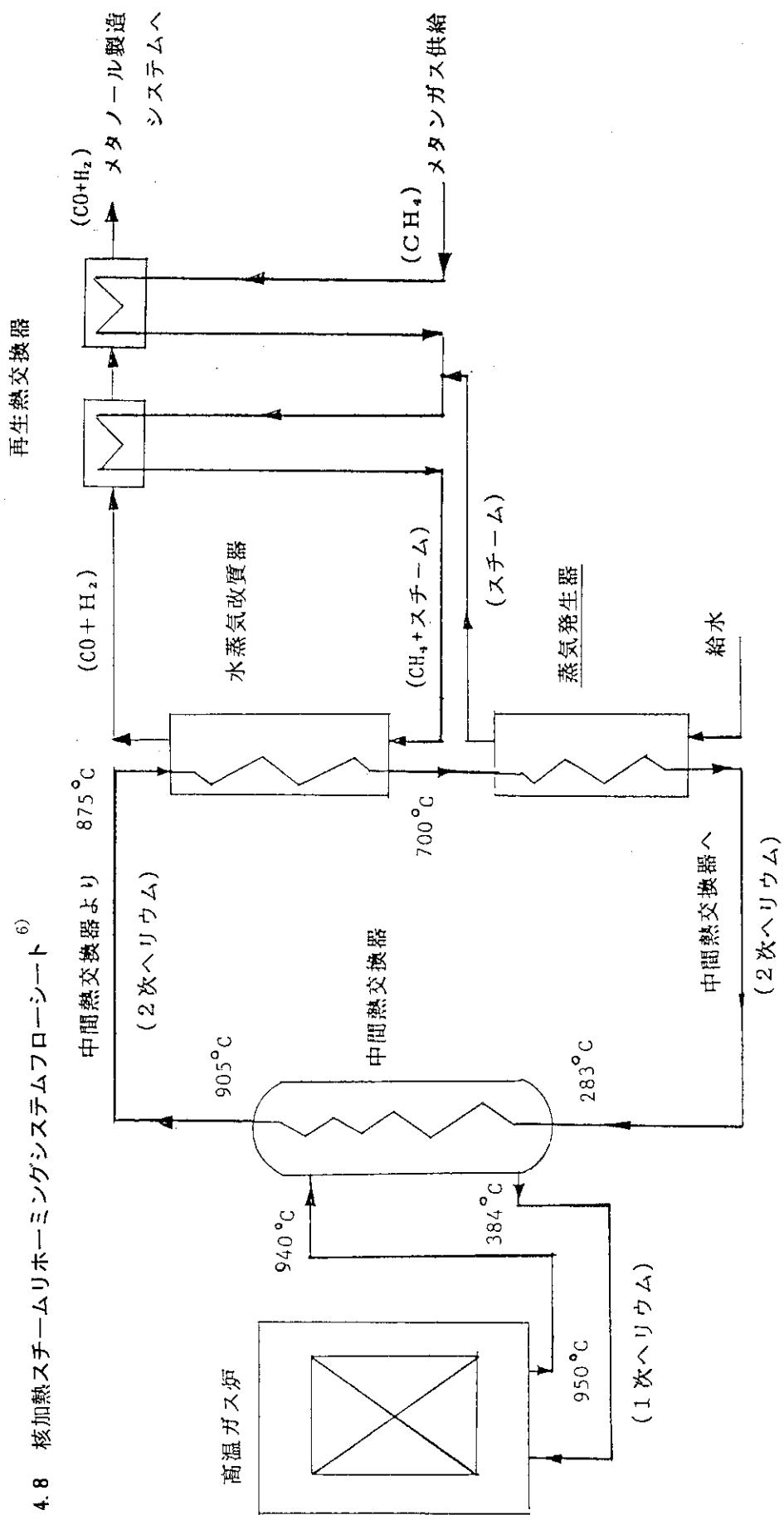
1. 石炭投入量	88 T/D
2. 水添炉出口生成ガス量	7,607 Nm ³ /H (dry ベース)
3. アッシュ量	15.1 T/D (C分含有 4.76 wt%)
4. 原料炭	
組成	C 64.6 wt%
	H 5.3 wt%
	O 12.4 wt%
	N 1.0 wt%
	S 0.3 wt%
	ASH 16.4 wt%

4-7 石炭の水添ガス化炉

実験炉用の熱利用システムで検討されている水添ガス化炉の概要を示す。

1日 88 トンの石炭を処理し、7607 N m³/hr の生成ガスを得る。水添ガス化炉に供給される水素、スチーム混合ガスの核加熱温度は 700°C である。

4.8 核加熱スチームリホーミングシステムフローシート⁶⁾

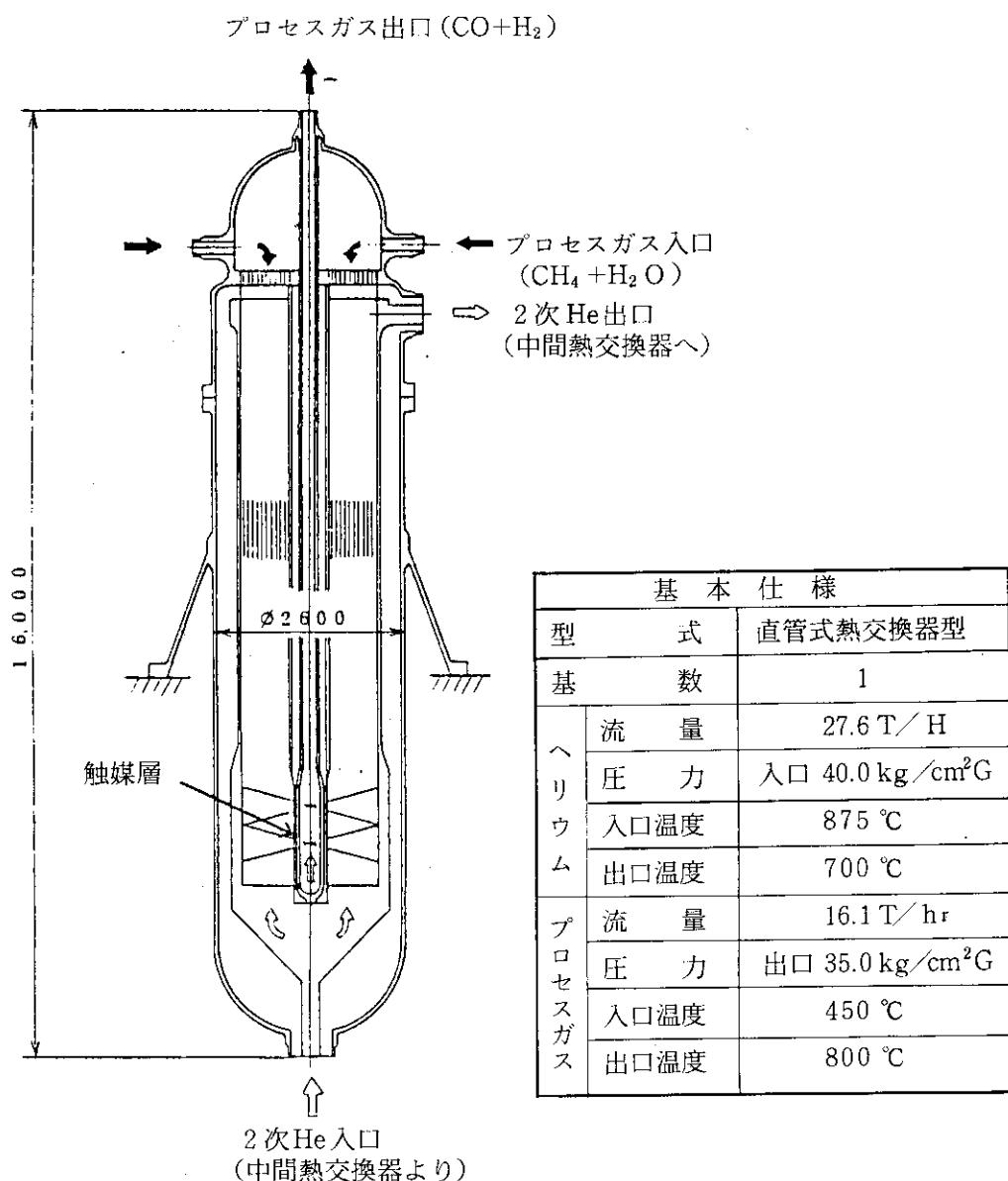


4-8 核加熱スチームリホーミングシステムフローシート

高温ガス炉の核熱エネルギーを利用してしたメタンのステムリホーミングシステムを示す。

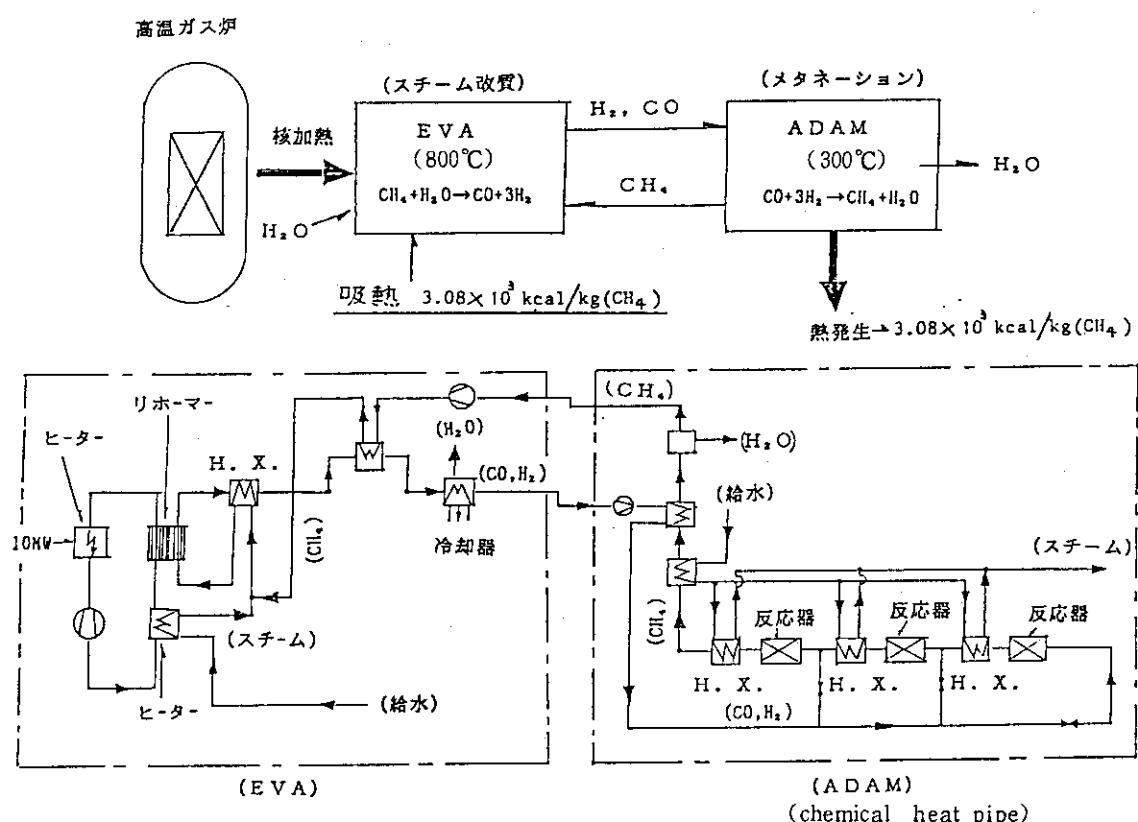
IHX(中間熱交換器)で905°Cに加熱された2次ヘリウムが875°Cで水蒸気改質器に入り、メタンとステムの混合ガスを触媒層で反応させ1酸化炭素と水素に変える。

水蒸気改質器を700°Cで出た2次ヘリウムは、蒸気発生器に入り、ステムリホーミングに必要なステムの製造に使用されたのち、IHXにもどる。

4.9 ヘリウムガス加熱型スチームリホーマ概念図⁶⁾

4-9 ヘリウムガス加熱型スチームリホーマ概念図

実験炉用熱利用システムで検討されているスチームリホーマの概要を示す。縦形のシエルアンドチューブ式U字管形のリホーマで、U字管内が触媒層となっている。プロセスガスは触媒層を通りU字管下部のマニホールドを通って、中央のプロセスガス出口管へと流れる。メタンのリホーミングは触媒層で行われる。触媒層加熱用の875 °Cの2次ヘリウムガスはリホーマ下部の入口から入り上部出口へと流れる。

4.10 核熱エネルギーの長距離輸送¹⁵⁾

4-10 核熱エネルギーの長距離輸送

核熱エネルギーの長距離輸送の方法として西ドイツで研究されているプラントにEVA-ADAMがある。

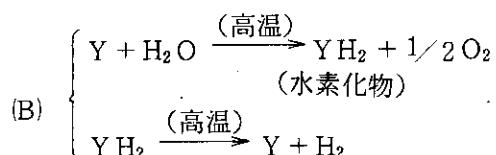
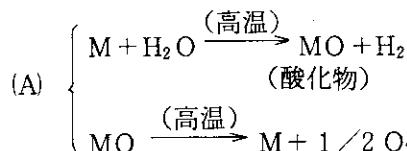
EVAでは約800°Cの核熱によってメタンのスチーム改質を行い、生成した1酸化炭素と水素をパイプラインでADAMに輸送する。

ADAMではEVAから送ってきたCOとH₂を250°C～300°Cの触媒層を通して反応させ、(発熱反応)、450°C～600°Cのメタンとスチームの混合ガスを発生させ、その熱を利用する。

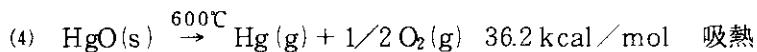
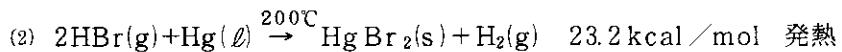
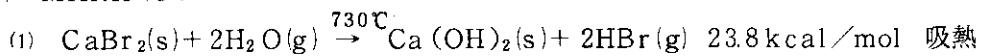
ADAMで発生したメタンは水分を除去したのち再びパイプラインでEVAに送られ、リホーマで1酸化炭素と水素に変換される。このような方式はケミカル・ヒート・パイプと呼ばれ、輸送中に熱損失が起こらないという利点がある。

4.11 核熱エネルギーによる熱化学的水素製造⁷⁾

(1) 水の熱化学的分解による水素製造の原理



(2) MARK I プロセス



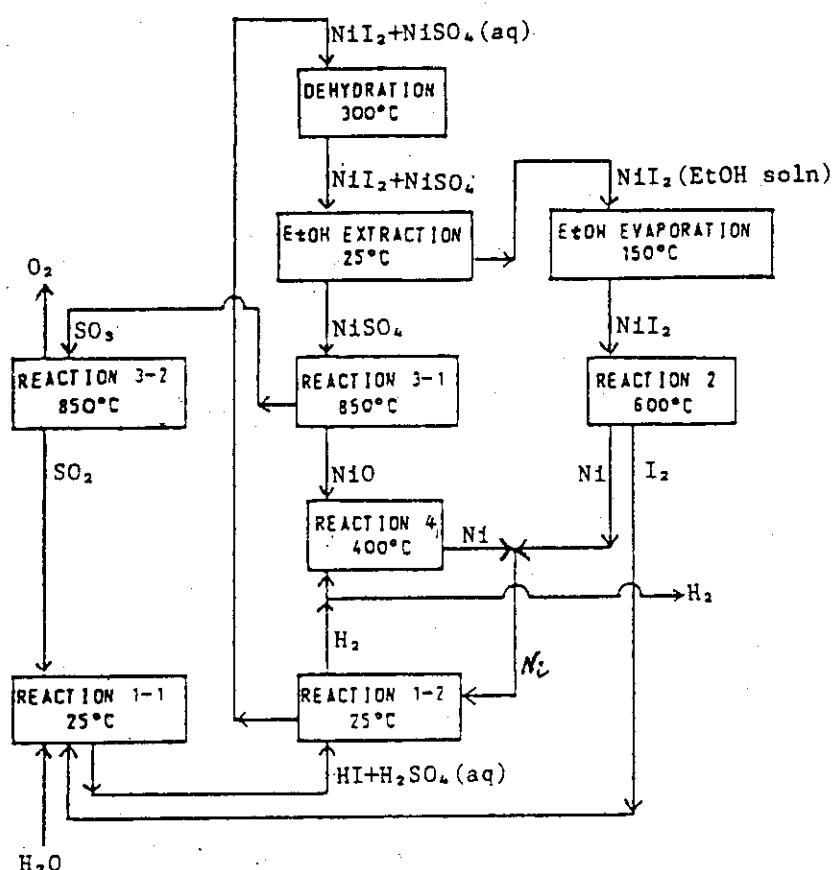
4-11 核熱エネルギーによる熱化学的水素製造

水を直接、熱分解して水素を発生させるためには、3000°C以上の高温が必要である。このため、高温ガス炉から得られる800°C～900°Cの熱を使用して水を熱分解するには図の「水素製造の原理」で示す間接的な方法によって行う。原理(A)では、

物質Mと水を高温(900°C以下)で反応させて水素を製造する。次に酸化物MOを高温で熱分解してMと酸素に分解する。Mは繰り返し水の分解に使用する。原理Bでは物質Yと水を反応させて酸素を発生させ、水素化物YH₂を分解して水素を得る。

MARK-IプロセスはIspra研究所で研究された最初の熱化学的水素製造法で最も研究が進んでいる。Hg, Ca, Brを媒体として用いるもので、4つのプロセスからなっている。

4.12 ニッケル・ヨウ素・硫黄系熱化学水素製造プロセス⁷⁾
(NISプロセス)



NISプロセスは次の反応から構成されている。

	核加熱	反応熱 kcal/mol(H ₂)	原子炉による 加熱
$\text{SO}_2 + \text{I}_2 + 2\text{H}_2\text{O} = 2\text{HI} + \text{H}_2\text{SO}_4$	40°C	- 22.6 発熱	
$2\text{HI} + \text{H}_2\text{SO}_4 + 2\text{Ni} = \text{NiI}_2 + \text{NiSO}_4 + 2\text{H}_2$	60°C	- 25.8 "	
$\text{NiI}_2 = \text{Ni} + \text{I}_2$	700°C	+ 32 吸熱	
$\text{NiSO}_4 = \text{NiO} + \text{SO}_3$	800°C	+ 54.5 "	
$\text{SO}_3 = \text{SO}_2 + \frac{1}{2}\text{O}_2$	880°C	+ 23 "	
$\text{NiO} + \text{H}_2 = \text{Ni} + \text{H}_2\text{O}$	600°C	- 2 発熱	

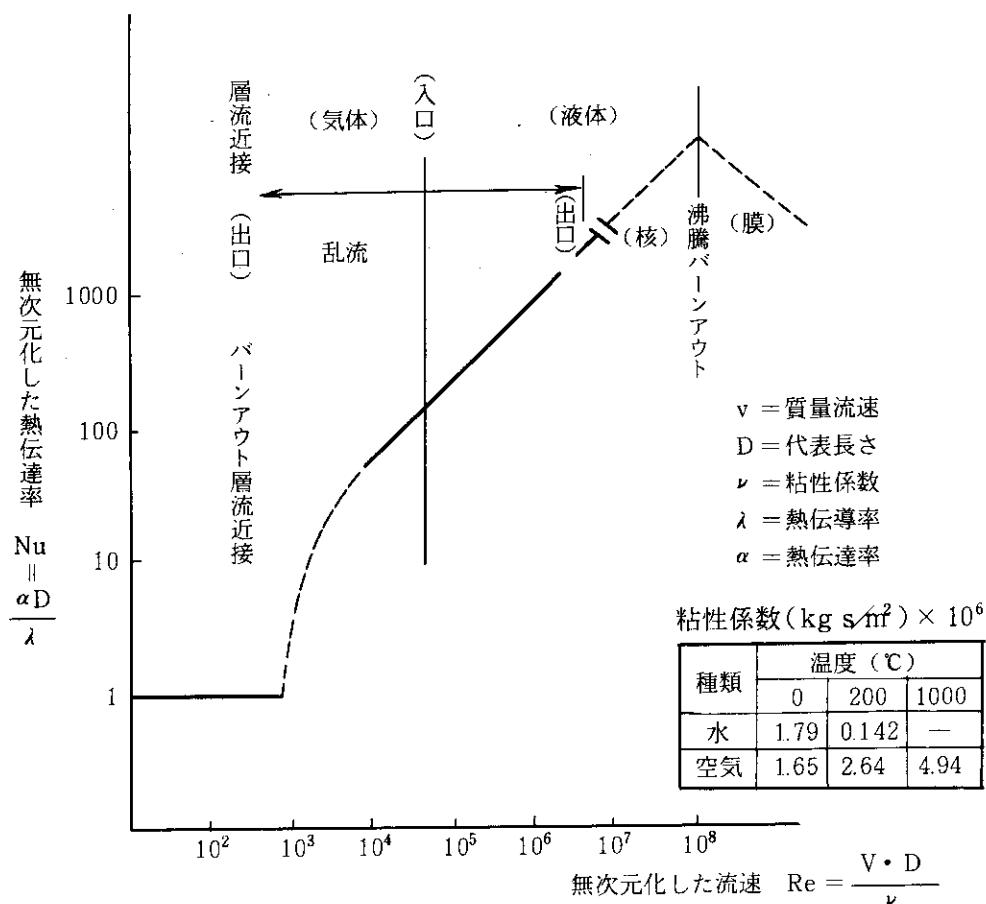
4-12 ニッケル・ヨウ素・硫黄系熱化学水素製造プロセス

原研で研究されている熱化学水素製造プロセスの1例を示す。水の熱化学的分解の媒体として、 SO_2 , I_2 , Ni を用いる。熱分解のプロセスで必要な加熱温度は 600°C から 880°C であるから、核熱エネルギーの利用が可能である。

5. 高温工学の新技術的課題

1) 高温層流化現象

5.1 気体と液体の加熱条件

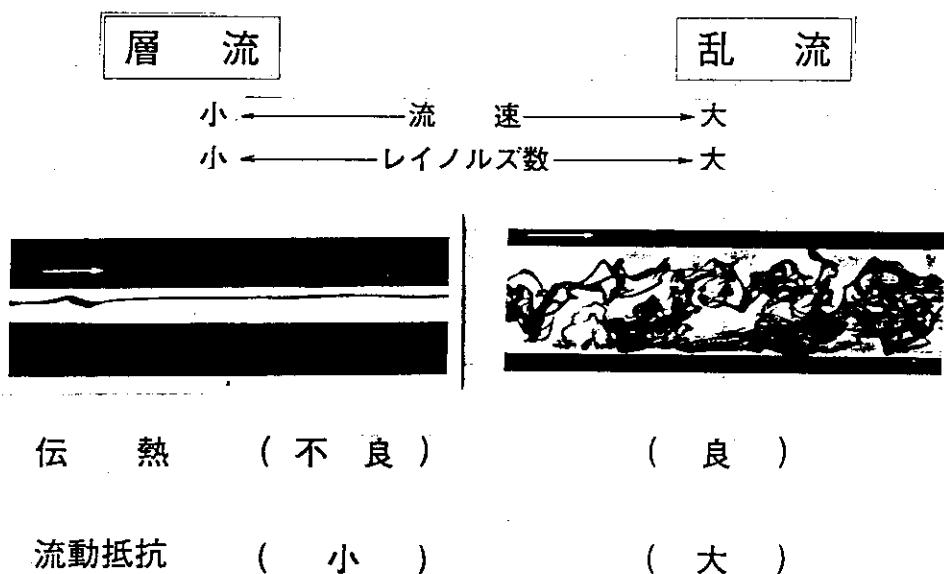


5-1 気体と液体の加熱条件

液体の場合、入口に対し出口領域で Nu が増加する。このため、熱流束が増加し、核沸騰から膜沸騰に移行して燃料のバーンアウトが起る可能性がある。

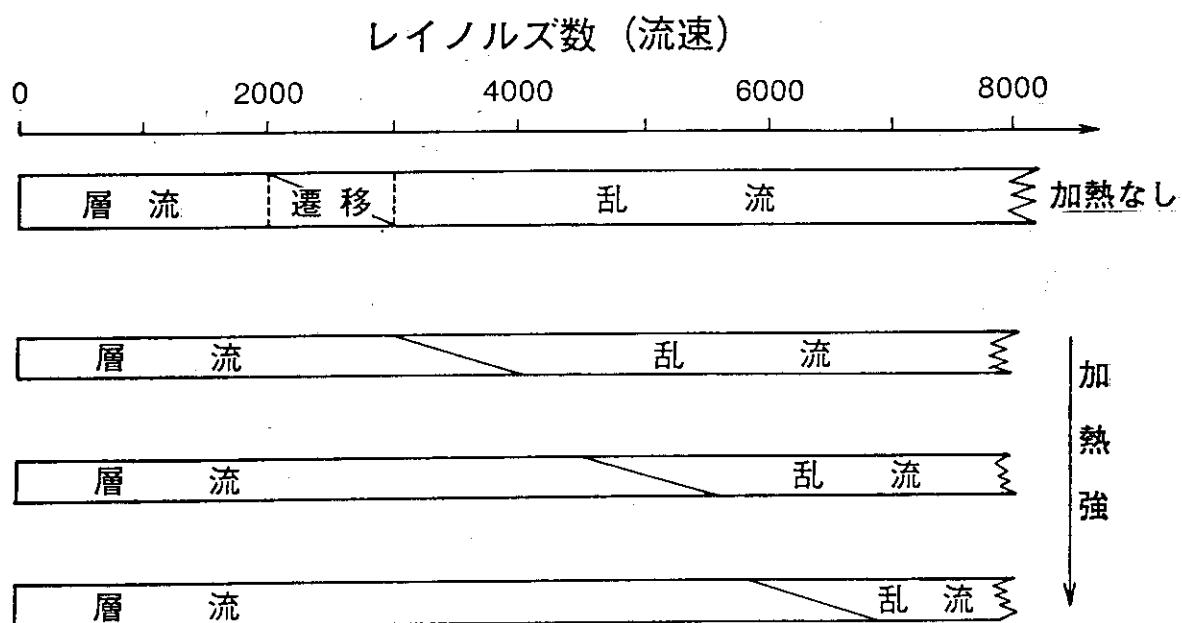
気体の場合、温度上昇に伴い粘性係数が増加するので、 Re が低下し、高温層流化現象を起こす。このため燃料温度が上昇する危険性が生ずる。

5.2 層流と乱流



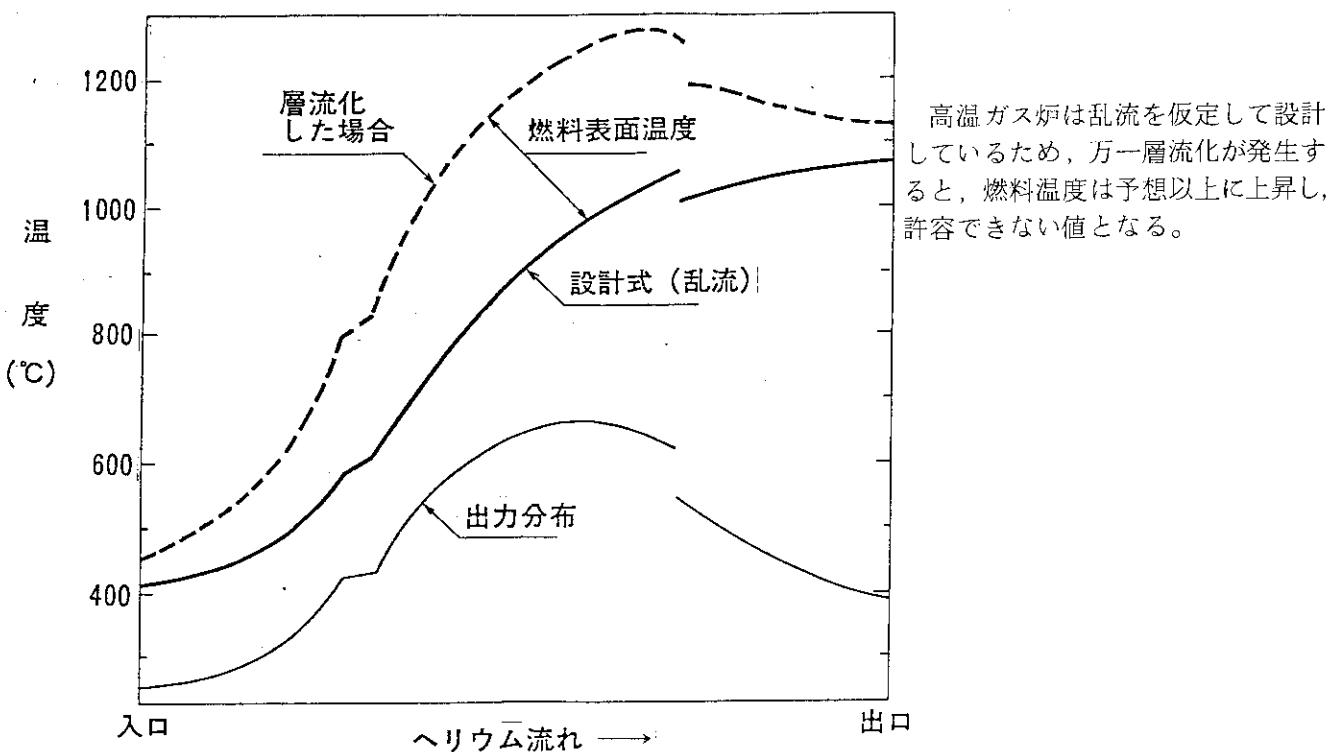
流れの状態には、層流と乱流がある。一般に工業機器では、良い伝熱特性を得るために、乱流状態が利用されることが多い。

5.3 ガス流の加熱による層流化



流れの流速（レイノルズ数）がある値を超えると、流動状態は、層流から乱流へ移行する。円管内のガス流を強く加熱する場合には、高いレイノルズ数まで層流域が広がることが知られており、これをガス流の加熱による層流化と言う。

5.4 層流化による燃料温度上昇

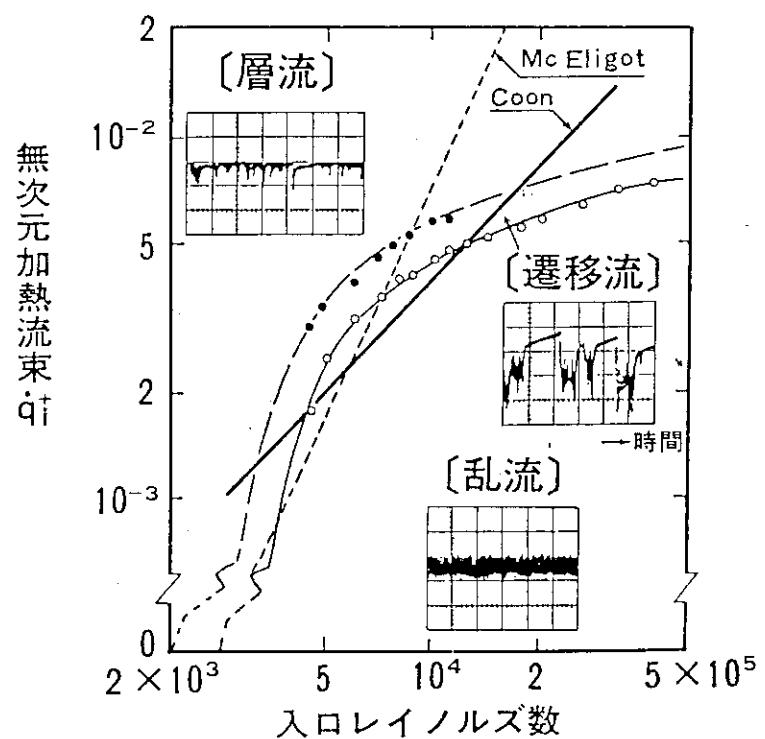


5.5 層流化領域と熱線風速計の出力

円管流路の加熱による層流化実験

円管流路で流れが加熱を受けることによって発生する層流化現象について、乱流から層流への逆遷移に対して与える加熱の強さ（すなわち、加熱量の無次元数 q_1 ）の影響を調べる。

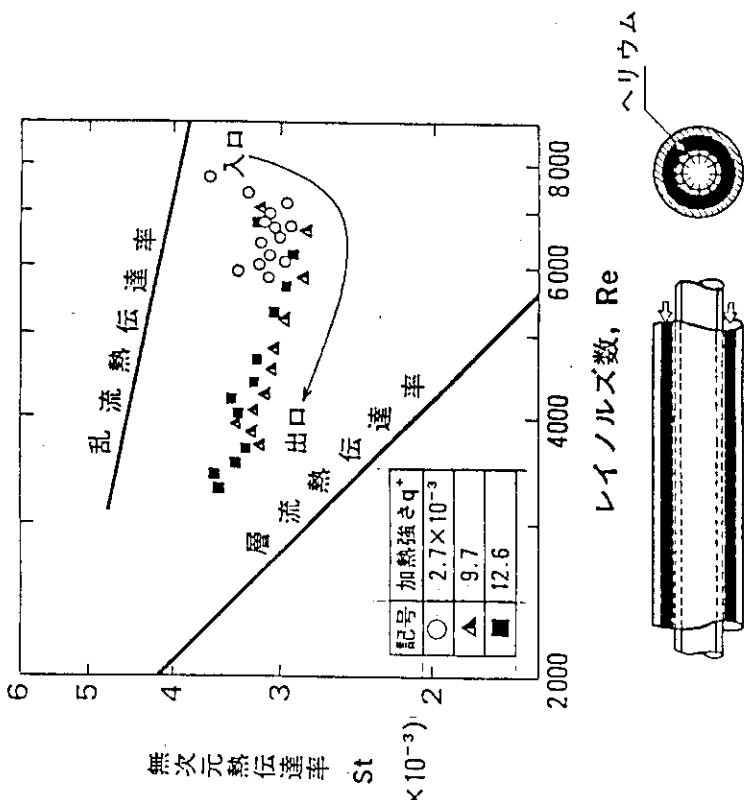
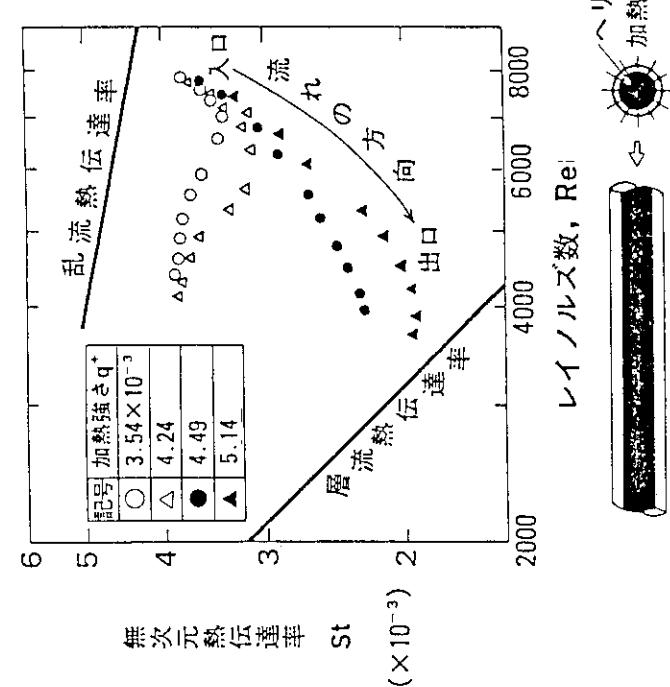
加熱したときの遷移域の範囲は、加熱のない等温流のときの遷移域の範囲とは明らかに異なっており、しかも従来のMcEligotやCoon の傾向とも違うことがはっきりした。



5.6 管内ガス流の加熱による層流化

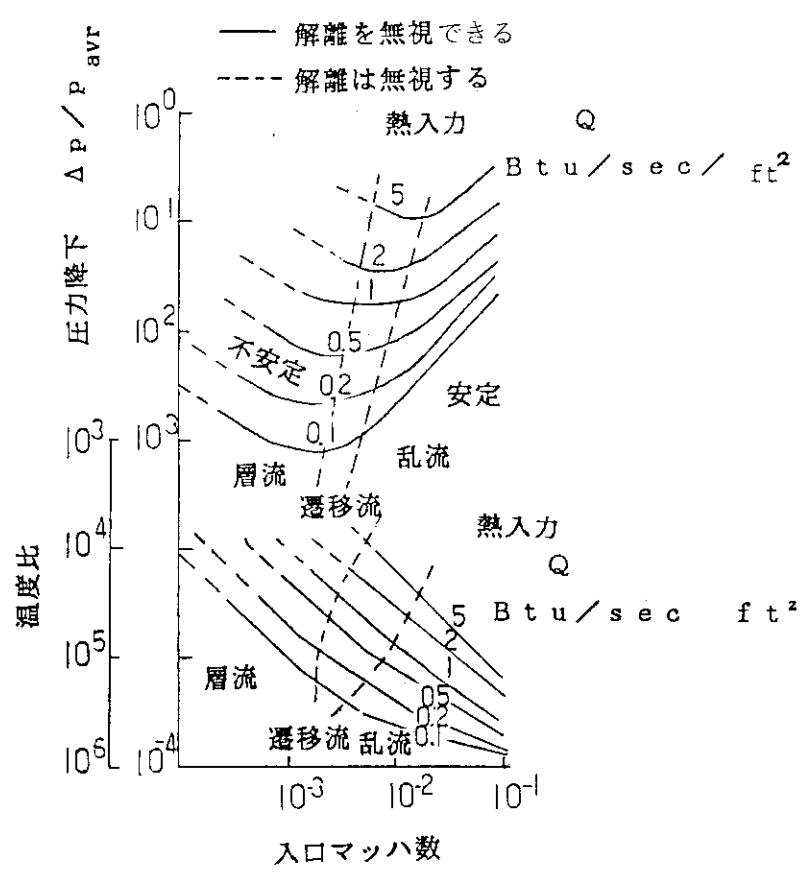
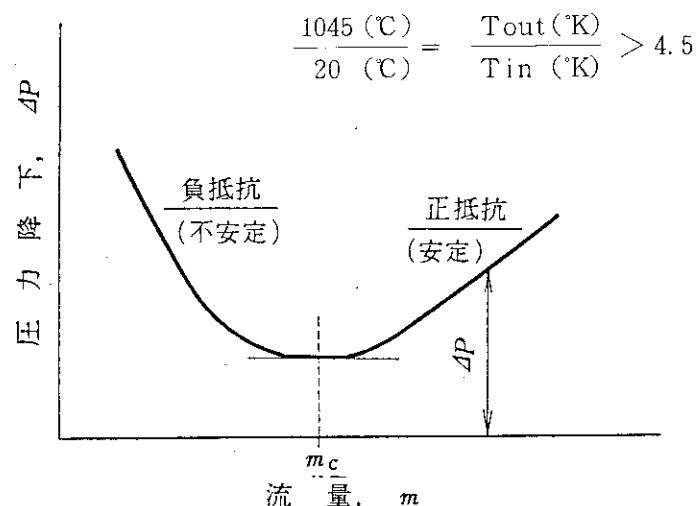
円管流路における加熱層流化

環状流路における加熱層流化



(円管内のがス流を強く加熱すると層流して熱伝達率がほとんど層流値まで低下するが、環状流路の方がス流を内管から加熱する場合には、かなり強く加熱しても、熱伝達率が層流値まで低下することはない。)

2) 高温層流化不安定現象

5.7 高温加熱時の流動抵抗¹⁹⁾

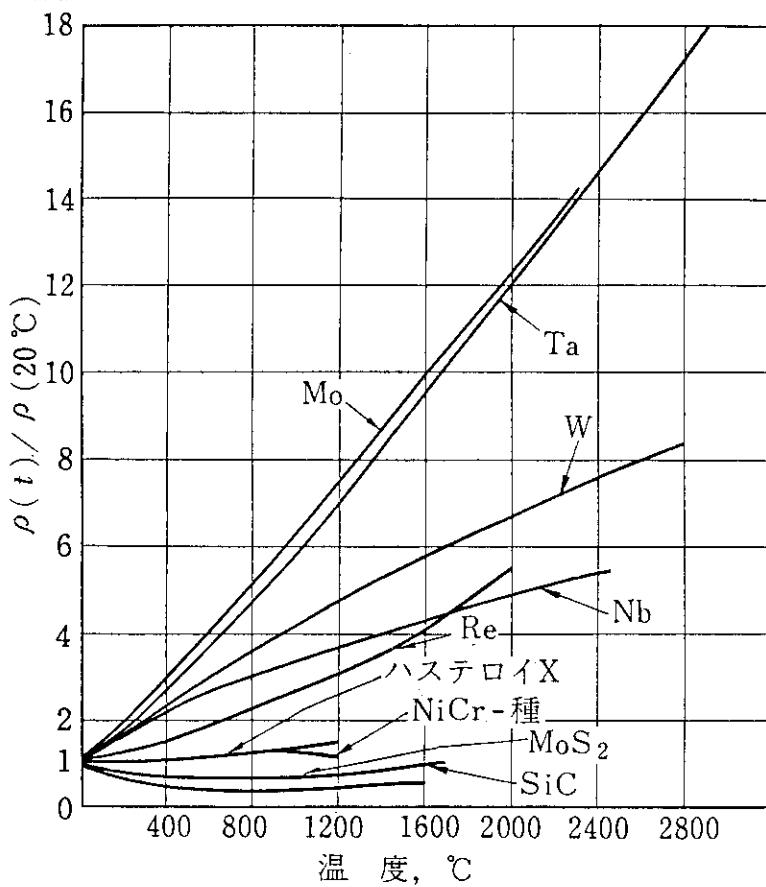
定常流路の特性

3) 高温加熱限界

5.8 高温加熱方式と電気抵抗の変化¹⁶⁾

エネルギー変換方式よりみた高温発生技術

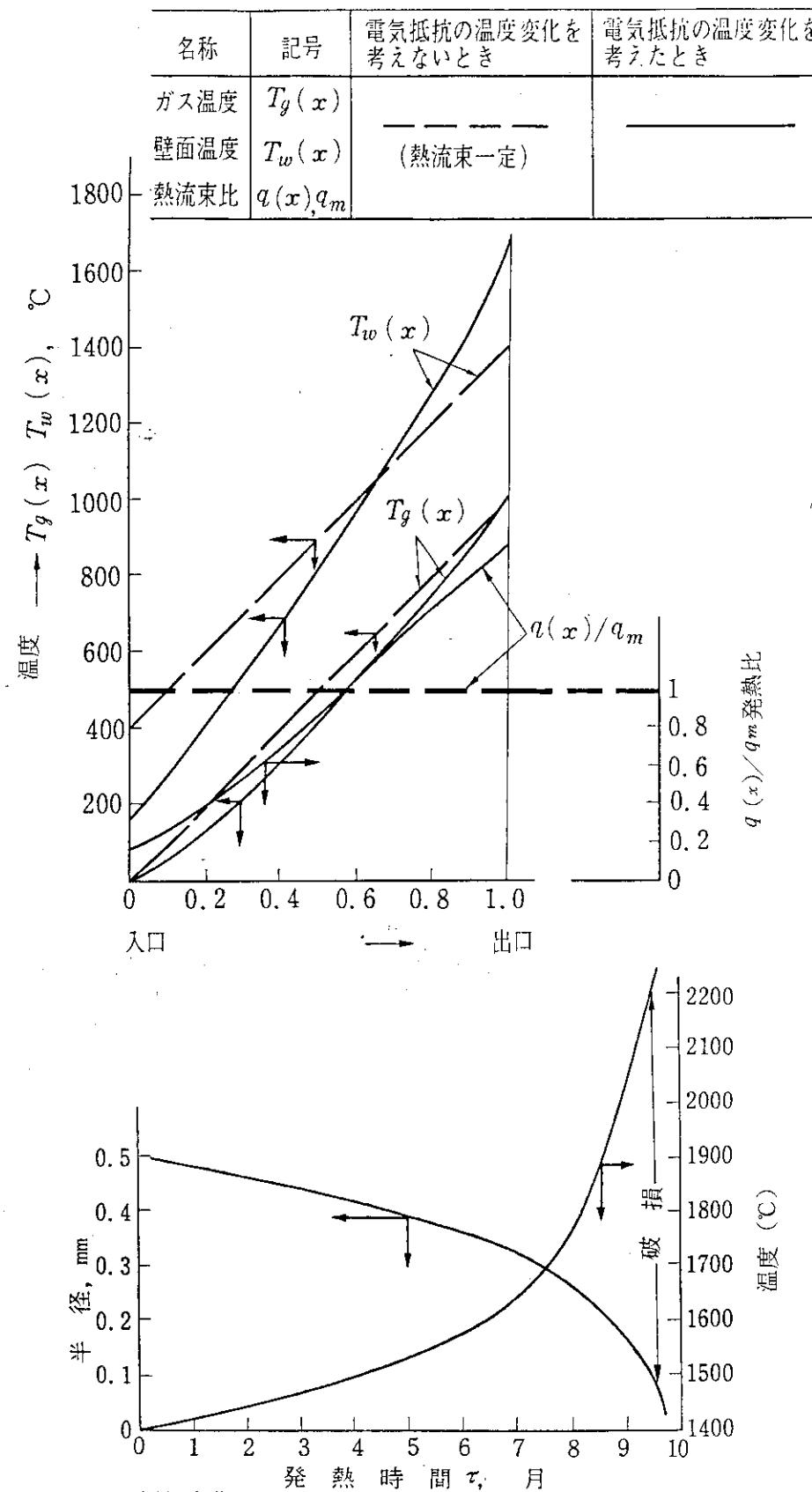
エネルギー方式	種類	達成最高温度
電 気	抵抗発熱	5000(連続)
	誘導発熱	10^4 (連続)
	アークプラズマ	4×10^4 (繰り返し)
熱	燃焼	6000(連続)
太陽	集光	4000(〃)
気体圧縮	衝撃波	5×10^4 (瞬間)
核反応	核分裂	3000(連続)
	核融合	10^8 (繰り返し)
反射エネルギー	電子ビーム	$\sim 10^4$ (瞬間)
	レーザー	$\sim 10^4$ (瞬間)
	加熱器	$\sim 10^4$ (瞬間)



5-8 高温加熱方式と電気抵抗の変化

電気ヒータによる加熱時の発熱体の電気伝導度の変化を示している。

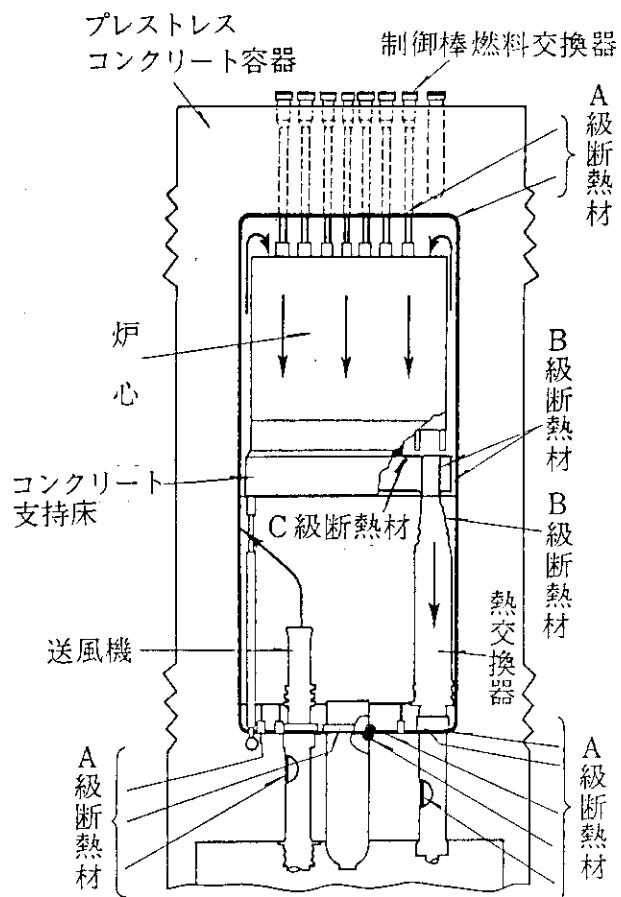
高温発生方式としては、アークプラズマ(くり返し)による高温が最も高い。

5.9 温度分布と経年変化¹⁷⁾

5-9 温度分布と経年変化

加熱器内の温度分布及び発熱体の経年変化を示している。

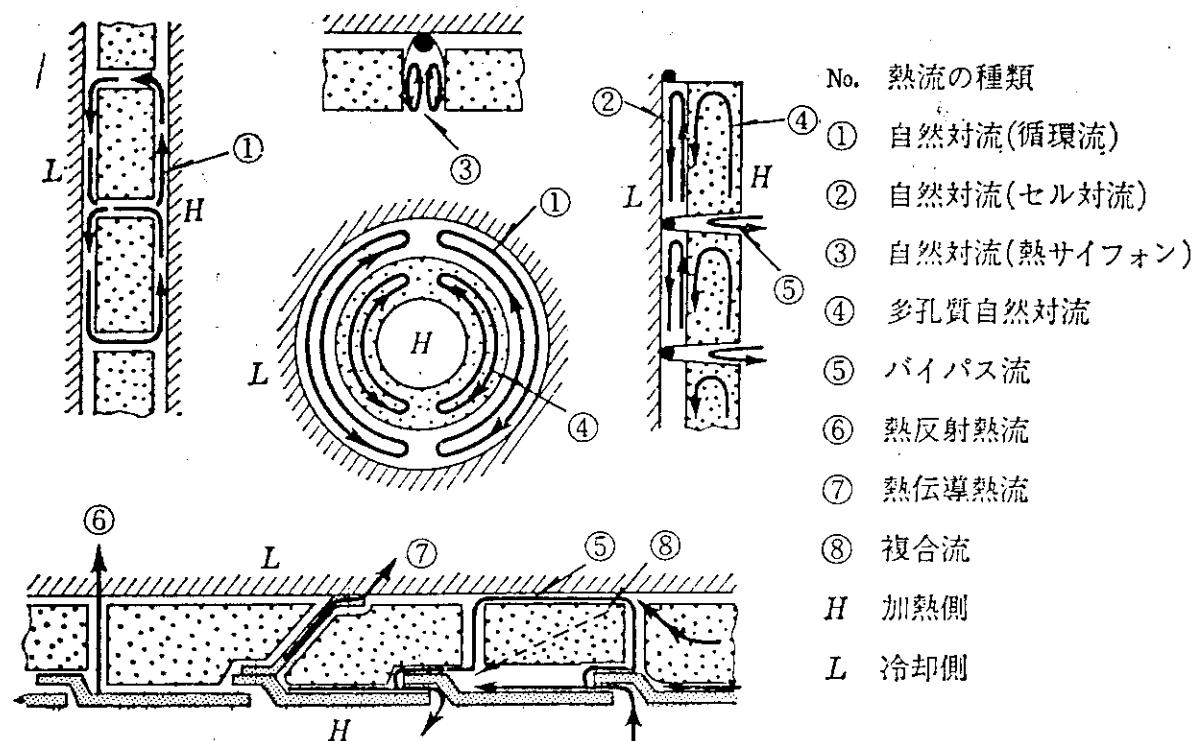
4) 高温断熱層

5.10 高温ガス炉用断熱材²¹⁾

温度 $950^{\circ}\text{C} \sim 350^{\circ}\text{C}$
 热膨張 $\Delta\ell/\ell$ 0.15 – 0.05
 相対热膨張差 1 %

5-10 高温ガス炉用断熱材

炉体支持構造を高温のヘリウムガス冷却材から保護するため、各種の内部断熱材が使用される。図はフォートセントブレン炉の炉心断熱構造物の配置について示したものである。ここでは、断熱材を領域によってA級、B級、C級の3種に分類している。全出力運転時に400°C以下の温度に維持する個所をA級とし、その実施個所はプレストレスコンクリート壁の内張である。B級断熱材は全出力運転時に400°Cから800°Cの温度におかれる個所で、実施個所は炉心出口部高温ヘリウム流路内張である。C級断熱材はB級と同一条件で使用されるが、冷却材喪失事故の際、1650°Cの昇温に耐えることが要求される個所で、実施個所は炉心出口部支持用コンクリート床 上部である。

5.11 高温断熱材特性低下の原因となる熱流²⁰⁾

5-11 高温断熱材特性低下の原因となる熱流

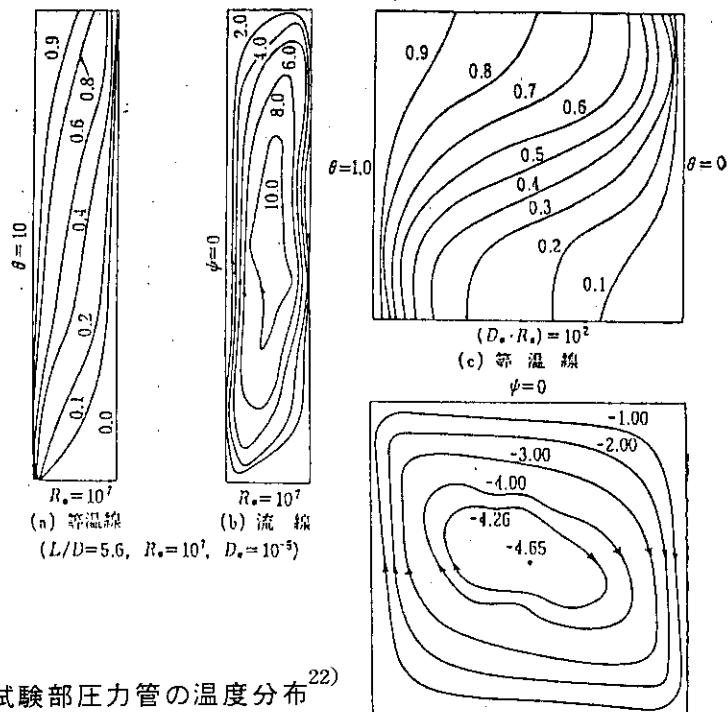
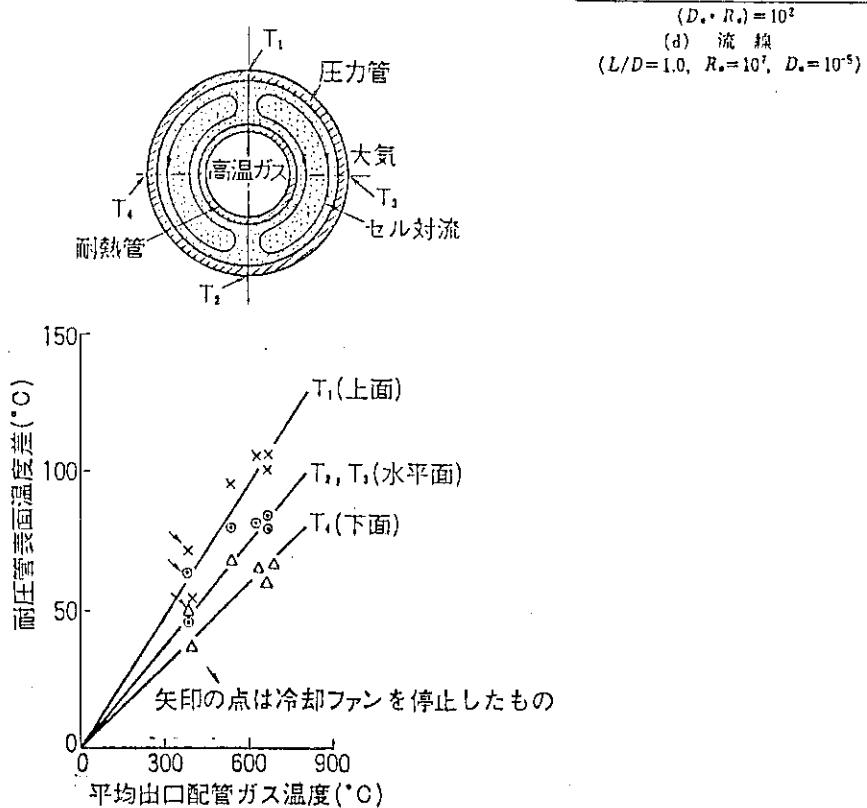
(1) 高温部に設置された内部断熱材の性能低下の原因となる断熱材内部のガスの流れを示す。

5.12 2種の L/D に対する等

温線と自然対流の流線

 θ : 無次元温度 ψ : 流れ関数

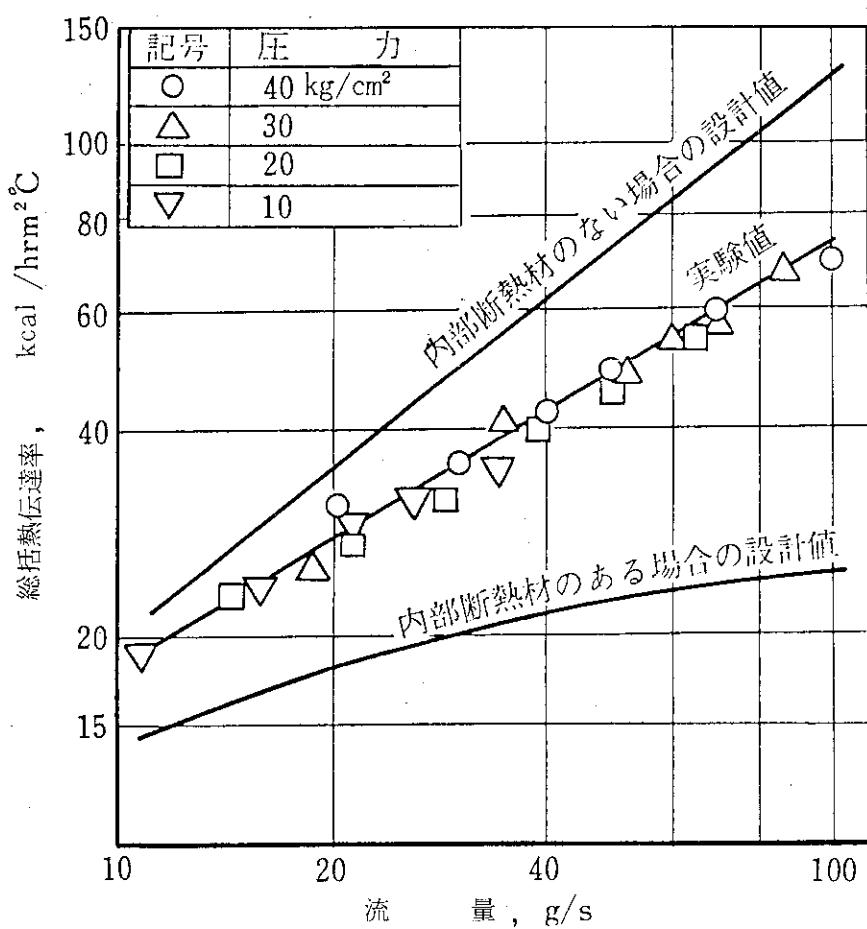
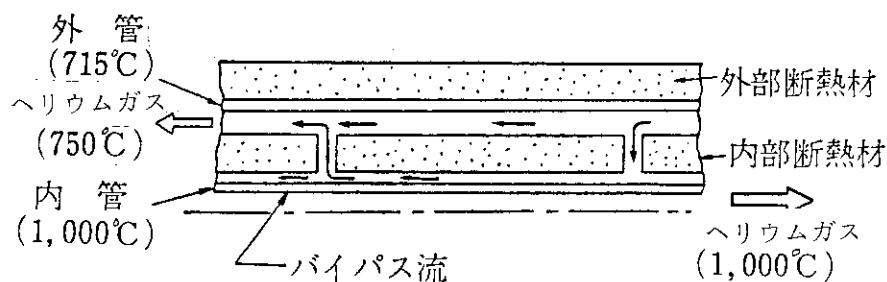
(chan の 解析)

5.13 高温配管試験部圧力管の温度分布²²⁾

5-13 高温配管試験部圧力管の温度分布

高温配管試験部のガス温度と耐圧管温度の測定結果を示す。

5.14 バイパス流の発生

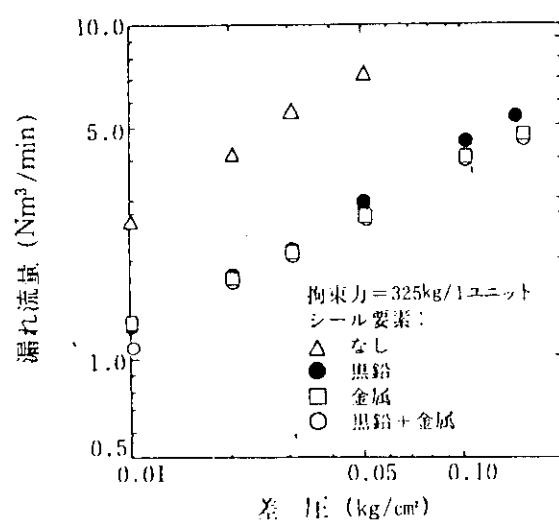
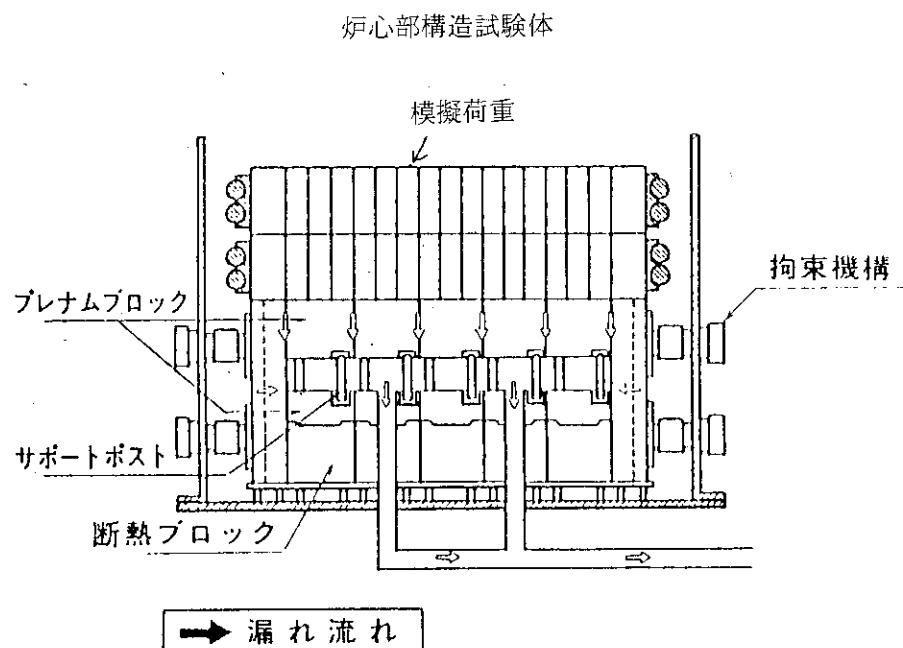


5-14 バイパス流の発生

高温配管試験部の内部断熱材に生じるバイパス流による影響の測定結果を示す。

バイパス流のため、設計値に対して総括熱伝達率の実験値は増加する。

5.15 漏れ流量のデータ



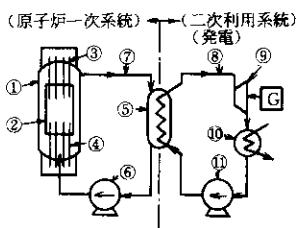
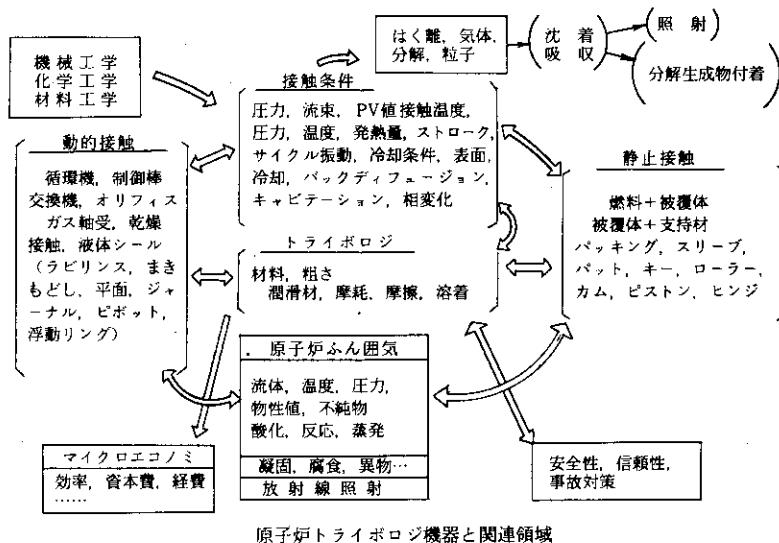
上部プレナムブロックの上方からの漏れ流量と差圧

5-15 漏れ流量のデータ

炉心部構造試験体による漏れ流量の測定結果を示す。差圧の増加に比例して漏れ流量も増加する。

5) 高温摺動

5.16 高温摺動条件

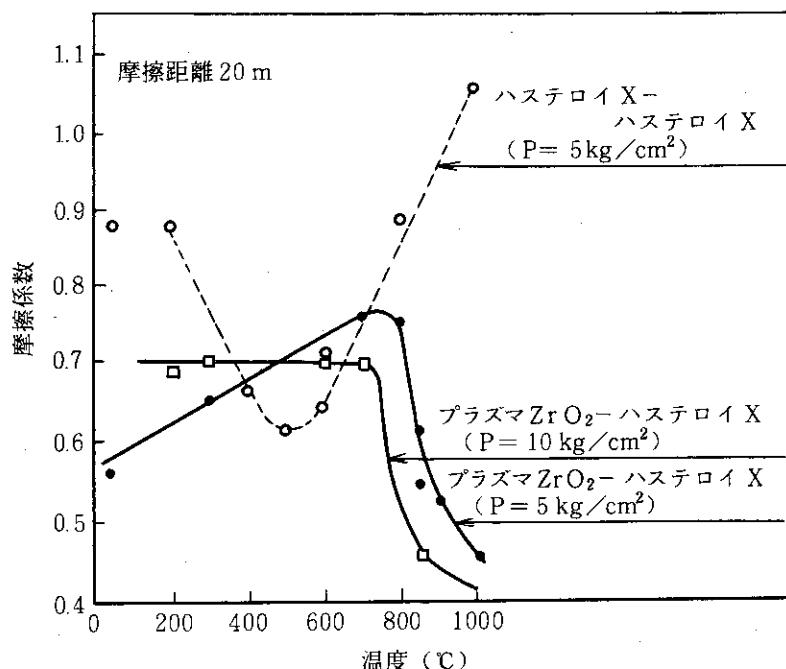


No.	項目 名 称	軸受部		相 対 しゅう 動 部	シール	
		自 己 潤滑形	強 制 潤滑形		静 的	動 的
①	原 子 炉 容 器				○	
②	炉 心 部			○	○	
③	燃 料 交 換 器 と 流 量 調 整 器	○		○	○	○
④	制 御 棒	○		○	○	○
⑤	熱 交 換 器 (蒸 気 発 生 器)			○	○	
⑥	循 環 機	○	○		○	○
⑦	配 管 (一 次 系)	○		○	○	○
⑧	配 管 (二 次 系, 蒸 気)	○		○	○	
⑨	タービン	○	○		○	○
⑩	凝 縮 機	○	○	○	○	
⑪	循 環 ポ ン プ	○	○		○	○

原子力プラントと構成要素

5-16 高温しゅう動条件

高温機器のしゅう動部の技術的問題及び対策等をまとめたものである。相対接触部が常時運動を行っている動的接触部と、静止状態における静止接触部に大別される。これらの接触部は、原子炉固有の放射線照射などを含む原子炉ふん囲気の下で、各種の接触条件におかれながら、所定の相対しゅう動機能を発揮することが要求される。また、とくに、接触面より放出される物質の沈着移行に起因する汚染の発生を防止すると共に、安全性、信頼性および事故防止対策など、設計上、十分注意を払う必要がある。

5.17 摩擦データ条件と摩擦係数²⁶⁾

ヘリウムガス中における摩擦係数と温度との関係
〔Pの値は接触圧力〕

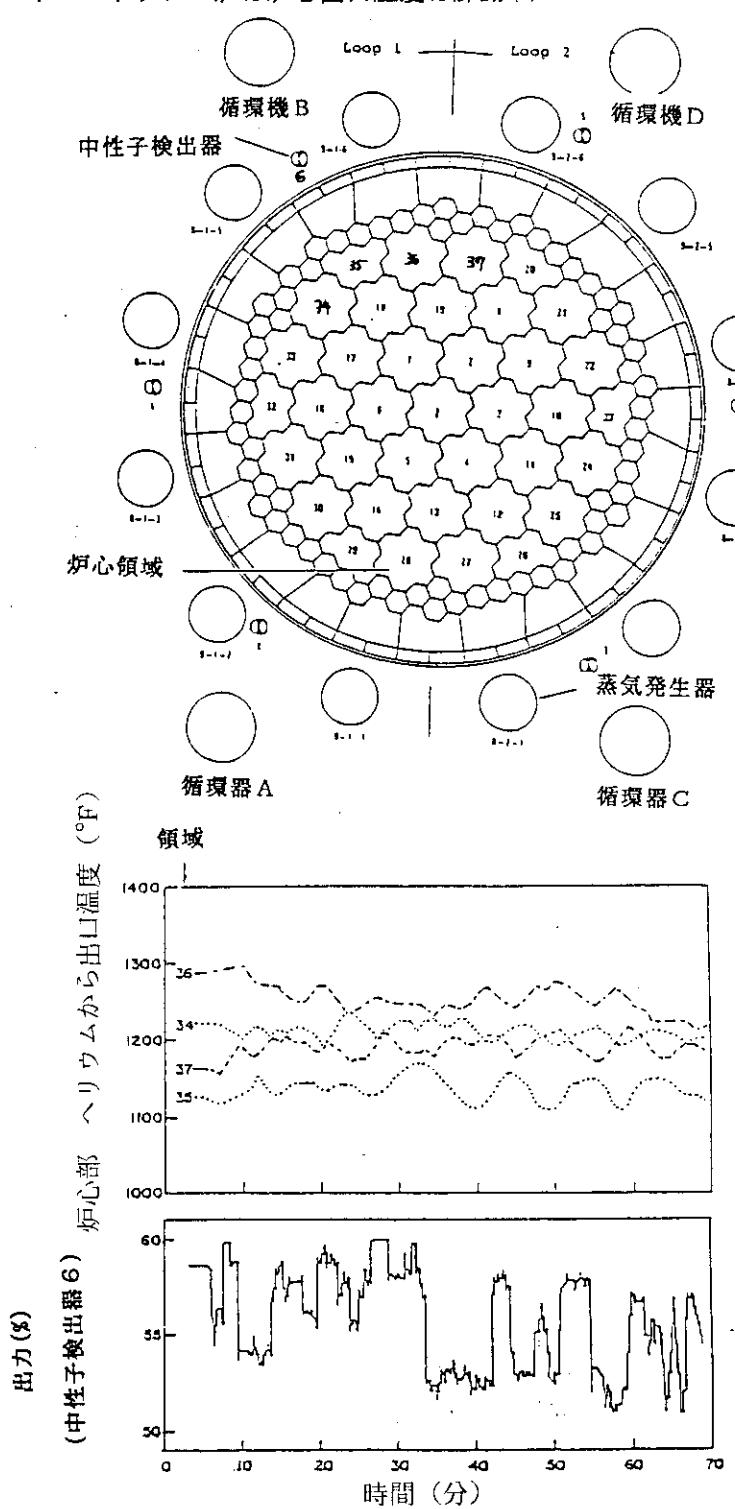
多目的高温ガス実験炉の高温しゅう動部

しゅう動材料	場所	温度°C	両圧kg/cm ²	速度m/s
黒鉛-黒鉛	炉心、燃料体	400~1250	0~1	<10 ⁻⁵
黒鉛-ハステロイXR	炉心、炉床	400~1050	0~10	0~1.5×10 ⁻²
ハステロイX-ハステロイX	配管、中間熱交換器	400~1020	0~10	~10 ⁻⁵
ハステロイX-インコロイ800	配管、中間熱交換器	400~1020	0~1	~10 ⁻⁵
インコロイ800-インコロイ800	改質器	400~1000	0~1	~10 ⁻⁵
セラミック-セラミック	配管スライド部	400~1000	0~10	<10 ⁻⁵
HK40-インコロイ800	改質器	400~980	0~10	<10 ⁻⁵

5-17 しゅう動データ条件と摩擦係数

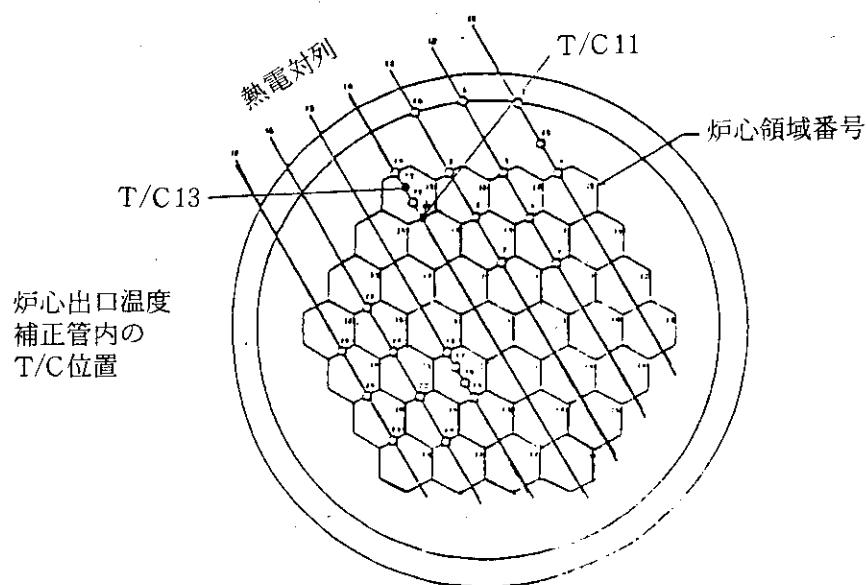
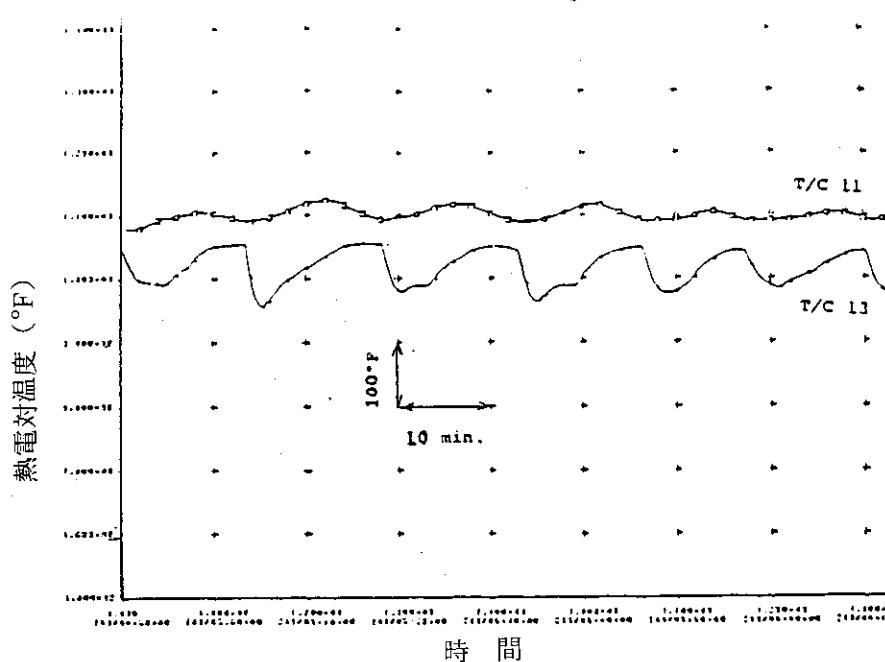
高温しゅう動部の材料と温度及び摩擦係数の測定結果を示す。ジルコニヤのセラミックコーティング材とハステロイXの摩擦係数は温度が700°C以上で減少するが、ハステロイXとハステロイXとの摩擦係数は500°Cで最小を示すが温度上昇によって溶着を生じ、摩擦係数は増加する。ここで、Pは接触圧力(kg/cm²)である。

6) フォートセントブレン炉の温度脈動

5.18 フォートセントブレン炉の炉心出口温度の脈動(1)²⁵⁾

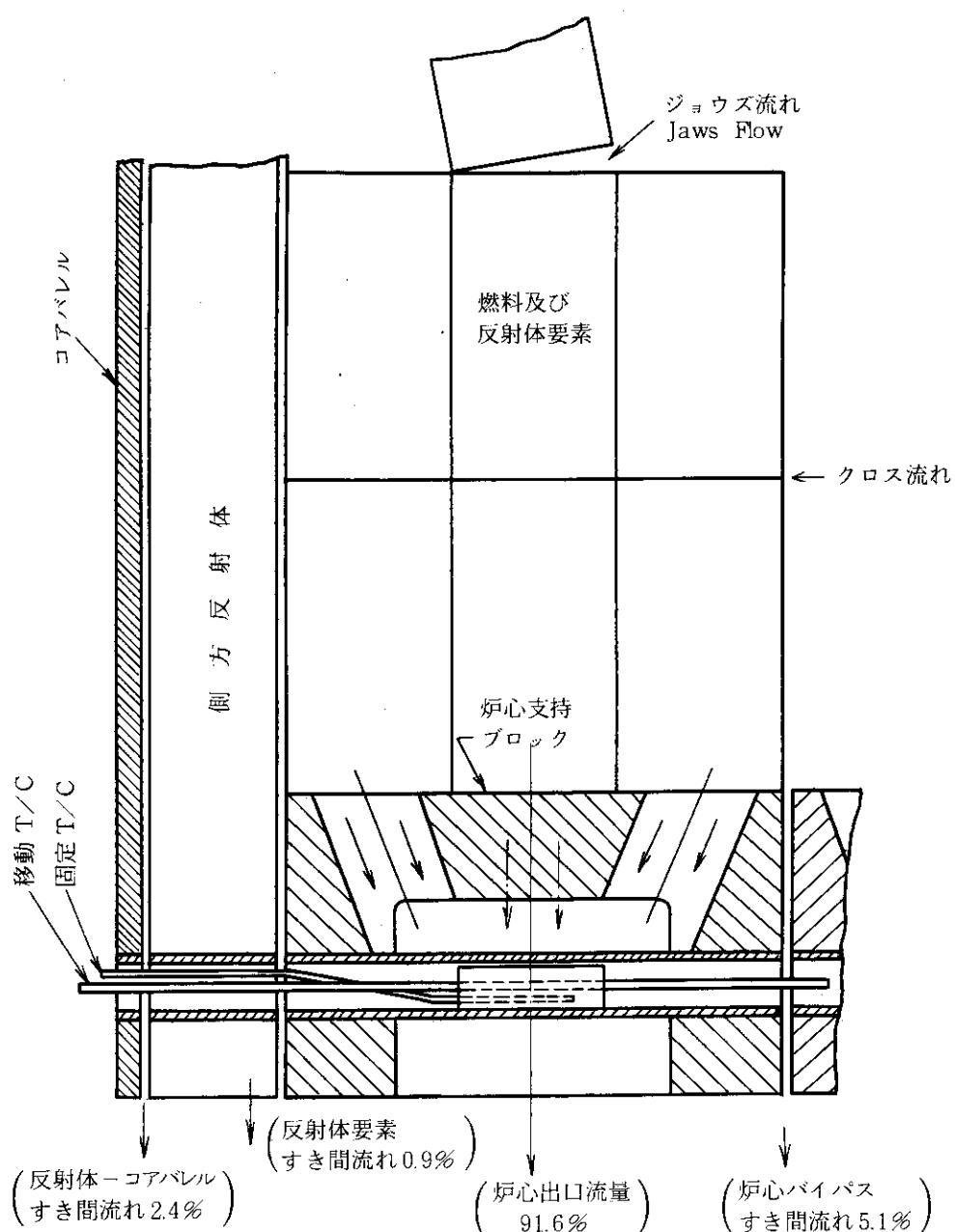
5-18 フォートセントブレン炉の炉心出口温度の脈動

フォートセントブレン炉の出力が50%から60%時に観測された炉心部ヘリウム出口温度の脈動を示す。このような出口温度の脈動は燃料要素、反射体ブロックのわずかな動きによって、各ブロック間のすき間流れ及びクロス流れが変化することによって生じる。

5.19 フォートセントブレン炉の炉心出口温度脈動(2)²⁵⁾

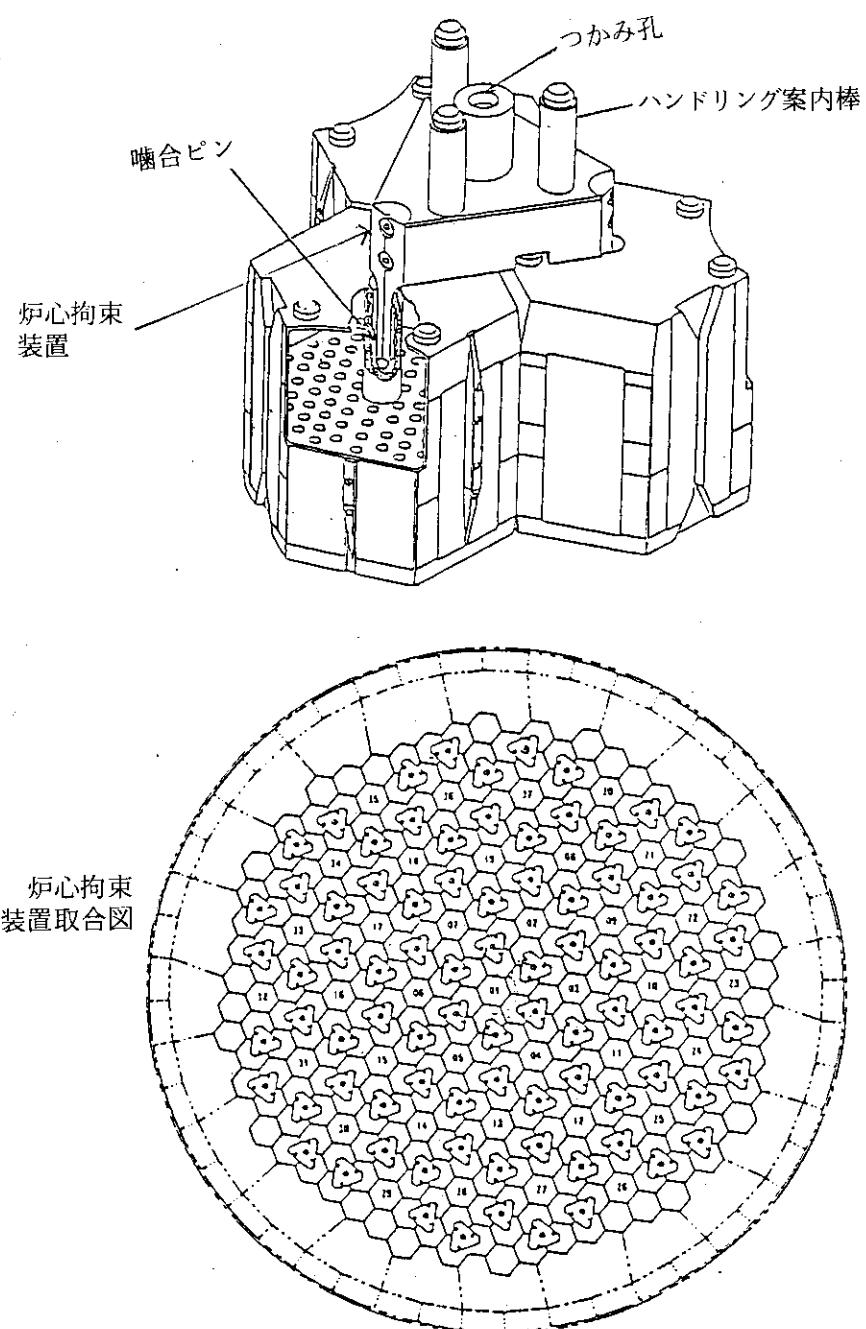
フォートセントブレン炉炉心出口温度脈動について

1. 脈動周期は 5 ~ 20 分
2. 不連続に発生（2年間に 37 回発生し、合計約 100 時間）
3. 炉の出力を下げるとき止まる。
4. 燃料要素、反射体ブロックの僅かな動きによって起こる。
5. 対策として炉心拘束装置の設置

5.20 フォートセントブレン炉の炉心すき間流れ及びクロス流れ²⁵⁾

5-20 フォートセントブレン炉の炉心すき間流れ及びクロス流れ

フォートセントブレン炉の炉心すき間流れ及びその比率を示す。炉心バイパスすき間流れが5.1%，反射体ーコアアバレルすき間流れが2.4%，反射体要素すき間流れが0.9%で、すき間流れの合計は8.4%に達する。

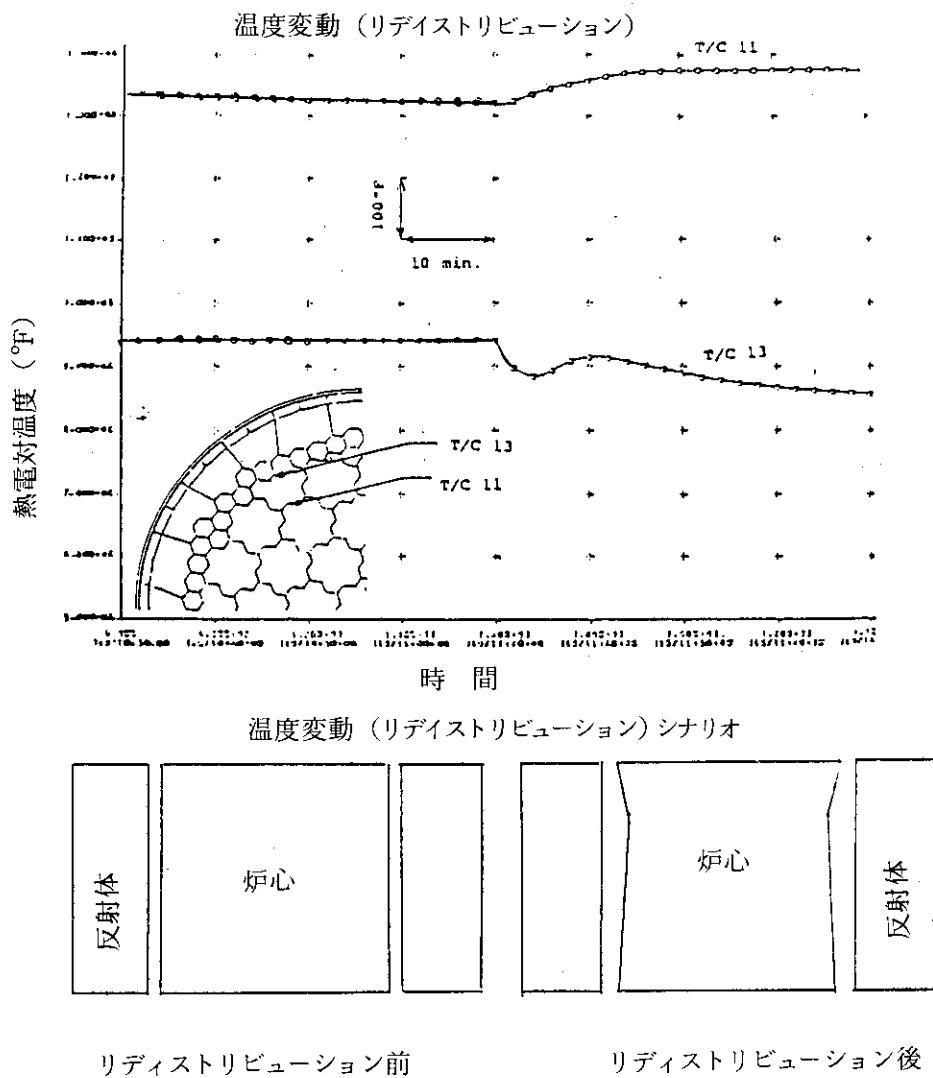
5.21 フォートセントブレン炉の炉心拘束装置²⁵⁾

5-21 フォートセントブレン炉の炉心拘束装置

炉心すき間流れ及びクロス流れを防ぐための炉心拘束装置を示す。

燃料及び反射体ブロックを三角形状の金具で固定する構造となっている。

5.22 フォートセントブレン炉の炉心拘束装置取り付け後の温度変動
(リディストリビューション)



温度変動（リディストリビューション）の発生

1. 約1セントの反応度が加えられたとき。
2. 炉心半径が4～5%減少したとき。
3. 炉心中心部（INNER REGION）の出口温度が増加したとき。
4. 炉心外側部（BOUNDARY REGION）の出口温度が減少したとき。
5. 領域35で“JAWS”フローが起ったとき。
6. 温度変化によりギャップ変化が生じたとき。

5-22 フォートセントブレン炉の炉心拘束装置取り付け後の温度変動

炉心拘束装置を設置することによって、温度脈動は止るが、原子炉運転時、炉心の熱変形によりリディストリビューションが生じ、これに起因する温度変化が測定された。

7) 高温材料

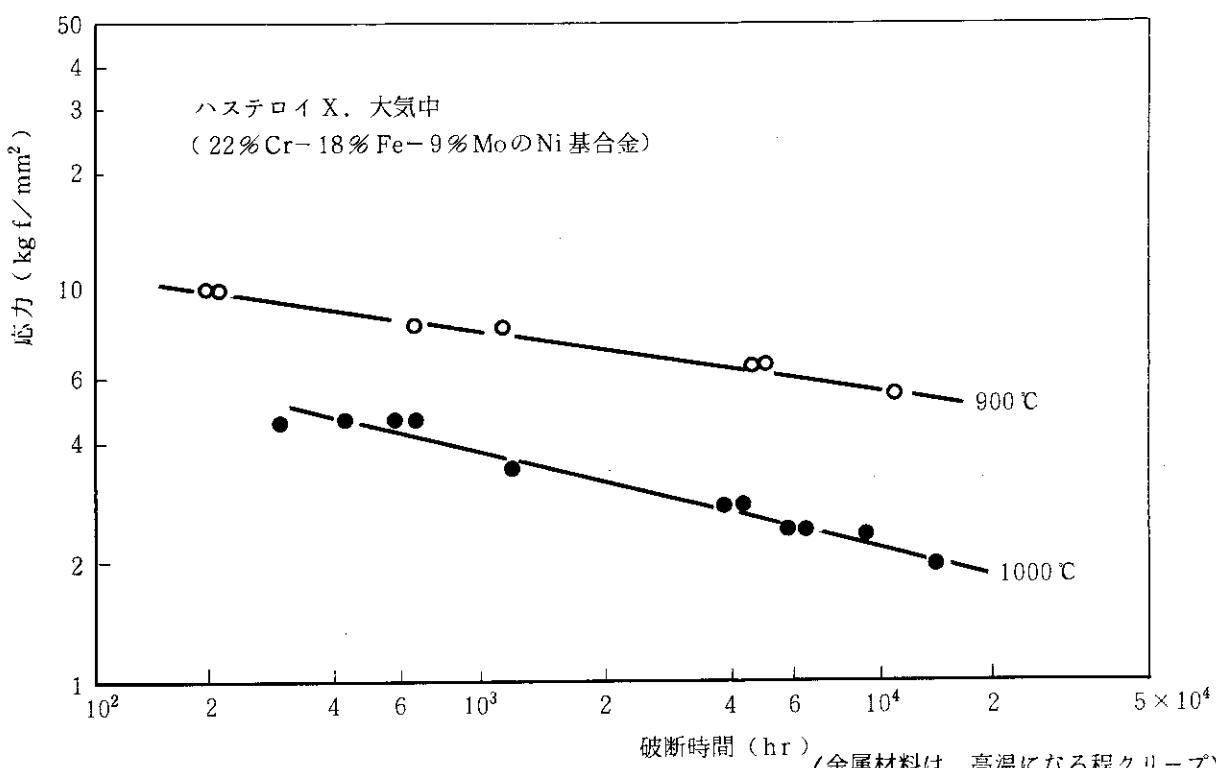
5.23 実験炉で使用する材料と条件

番号	構造	材料	使用重量 (トン)	(温度 °C)	中性子照射量 ($\text{m}^2/\text{cm}^2 > 0.1\text{MeV}$)
1	燃料体	黒鉛	31.8	1295	6.2×10^{20}
2	可動及び 固定反射体	"	70	830	4.8×10^{20}
3	高温プレナム	"	7.5	1050	3×10^{17}
4	断熱層	炭素	15	900 ↓ 470	6.5×10^{16}
5	コアバレル	$2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$	143	400	8.2×10^{16}
6	圧力容器	"	400	400	6.5×10^{16}
7	耐圧管	"	—	400	
8	耐熱管	ハステロイX	—	950	

5-23 実験炉で使用する材料と条件

多目的高温ガス実験炉で使用される主要な構造材料及び最高使用温度を示す。

5.24 ハステロイXのクリープ破断強さ



5-24 ハステロイXのクリープ破断強さ

(金属材料は、高温になる程クリープ)
(破断強さが低下する。)

ハステロイXの900°C及び1000°Cのクリープ破断強さを示す。900°Cで、1万時間の破断時間における応力は約6kgf/mm²であるが、1000°Cでは約2kgf/mm²となる。

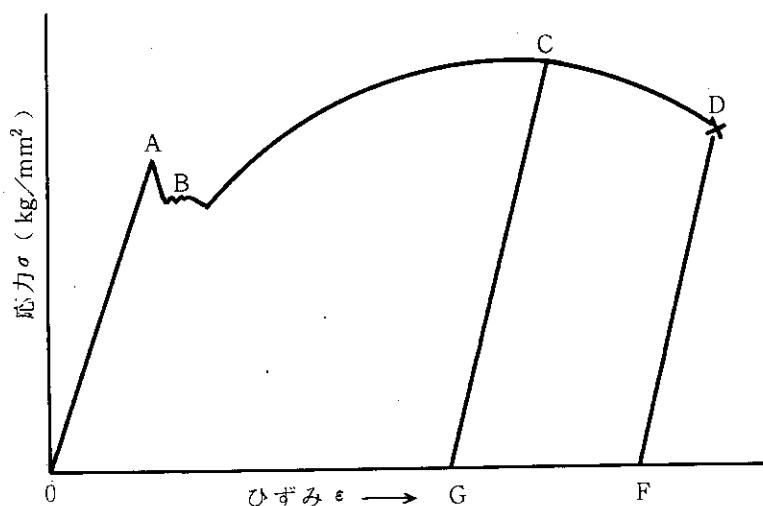
8) 高温構造物と熱応力

5.25 高温ガス実験炉の高温構造物と主要荷重

高温構造物	温度 °C	圧力 kg/cm ² g	材 料	主 要 荷 重
原子炉圧力容器	400	40	2 1/4Cr 1Mo鋼	内圧, 板厚方向温度勾配による熱応力, 地震
二重配管	外 管	400	40	2 1/4Cr 1Mo鋼 内圧, 热膨張応力, 地震
	内 管	400	3 (差圧)	2 1/4Cr 1Mo鋼 热膨張応力, 地震
IHX	伝熱管 920	3 (差圧)	ハステロイ XR	伝熱管と支持板の温度差による熱応力, 2次系配管破断事故時の外圧
	下部連絡管	920	3 (差圧)	ハステロイ XR 热膨張応力, 地震, 2次系配管破断時の外圧, 自重
	下部管板	905	3 (差圧)	ハステロイ XR 起動停止時の非線形温度分布による熱応力, 下部連絡管からの熱膨張反力
隔離弁	ディスク 及 び シート	900	~0(差圧)	ハステロイ XR +肉盛硬化材 ハステロイ XR と硬化材の熱膨張差による熱応力, 軸方向温度分布による熱応力
	ライナ	950	~0(差圧)	ハステロイ XR 仕切板からの熱膨張反力, 配管破断事故時の外圧
	仕切板	400 950		内周と外周の温度差による熱応力
燃料ブロック	400 ~1100	0.2(差圧)	等方性黒鉛	高温の燃料チャンネル流と低温の外表面バイパス流との間の温度差による熱応力, 照射クリープ
サポートポスト	~1000	~0(差圧)	黒 鉛	炉心重量による圧縮荷重, 地震

「実験炉の高温構造物には、2 1/4Cr 1Mo鋼及びハステロイ XR 製のものと黒鉛製のものがある。前者ではクリープ、クリープ疲労、過大変形、熱疲労が、後者では短期荷重による破壊、照射クリープが問題となる。」

5.26 金属材料の応力一ひずみ特性



点Aの応力 = σ_{uy} = 上部降伏応力

点Bの応力 = σ_y = 降伏応力

点Cの応力 = σ_u = 最大引張り応力 = 引張り強さ

点Dの応力 = σ_f = 破壊(断)応力

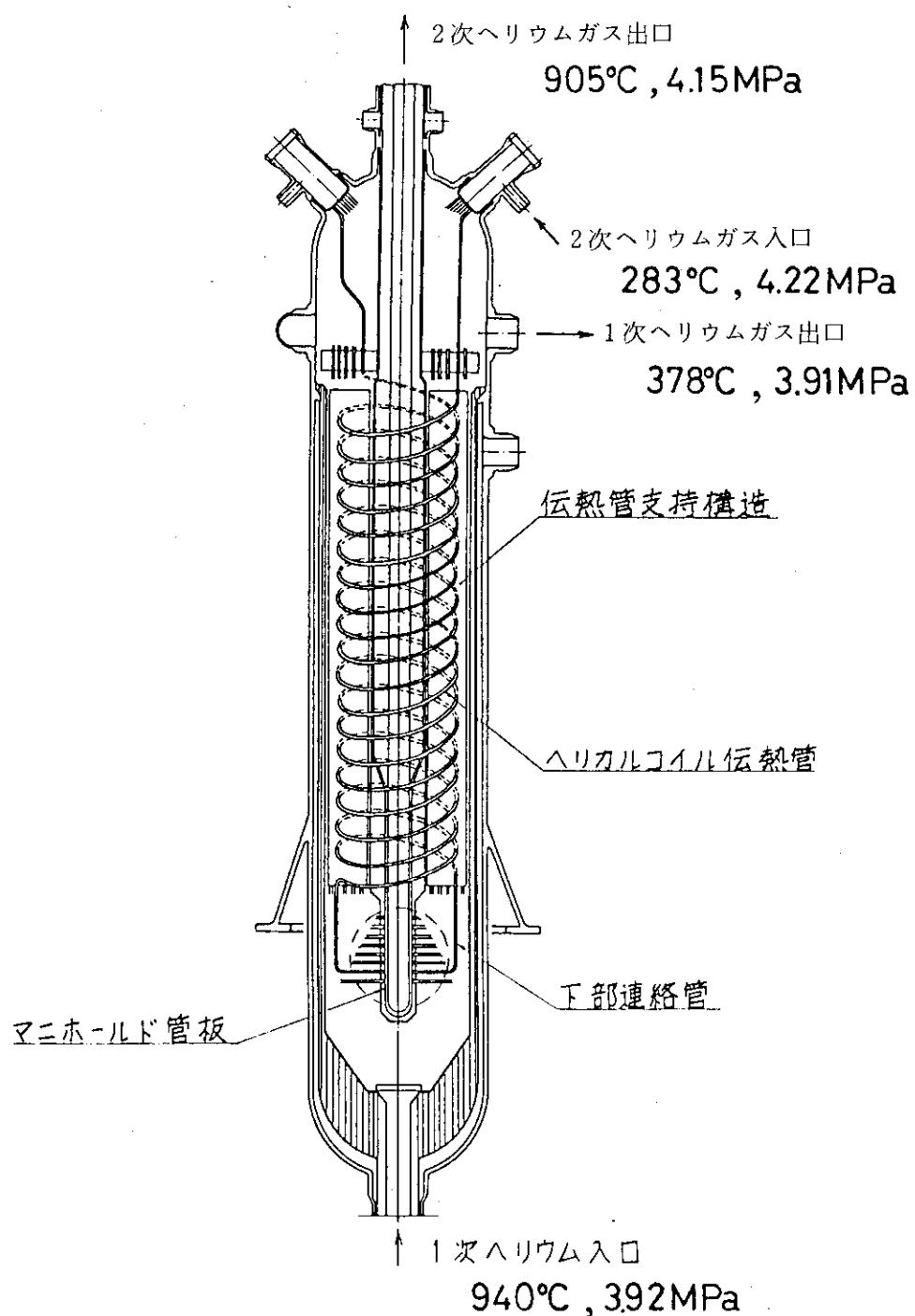
応力の分類

1次応力	1次応力は、内圧又は外圧等の外部から加わる加重(外的加重)によって生じる応力。
1次膜応力	球殻又は円筒殻において、板の表面に沿って内圧負荷のため1様に生じる応力を言う。
2次応力	構造物の部材の自己拘束性によって生じる応力で、熱膨張による変位の拘束によって生じる熱応力も2次応力である。

5.27 热応力に関連する基本的事項

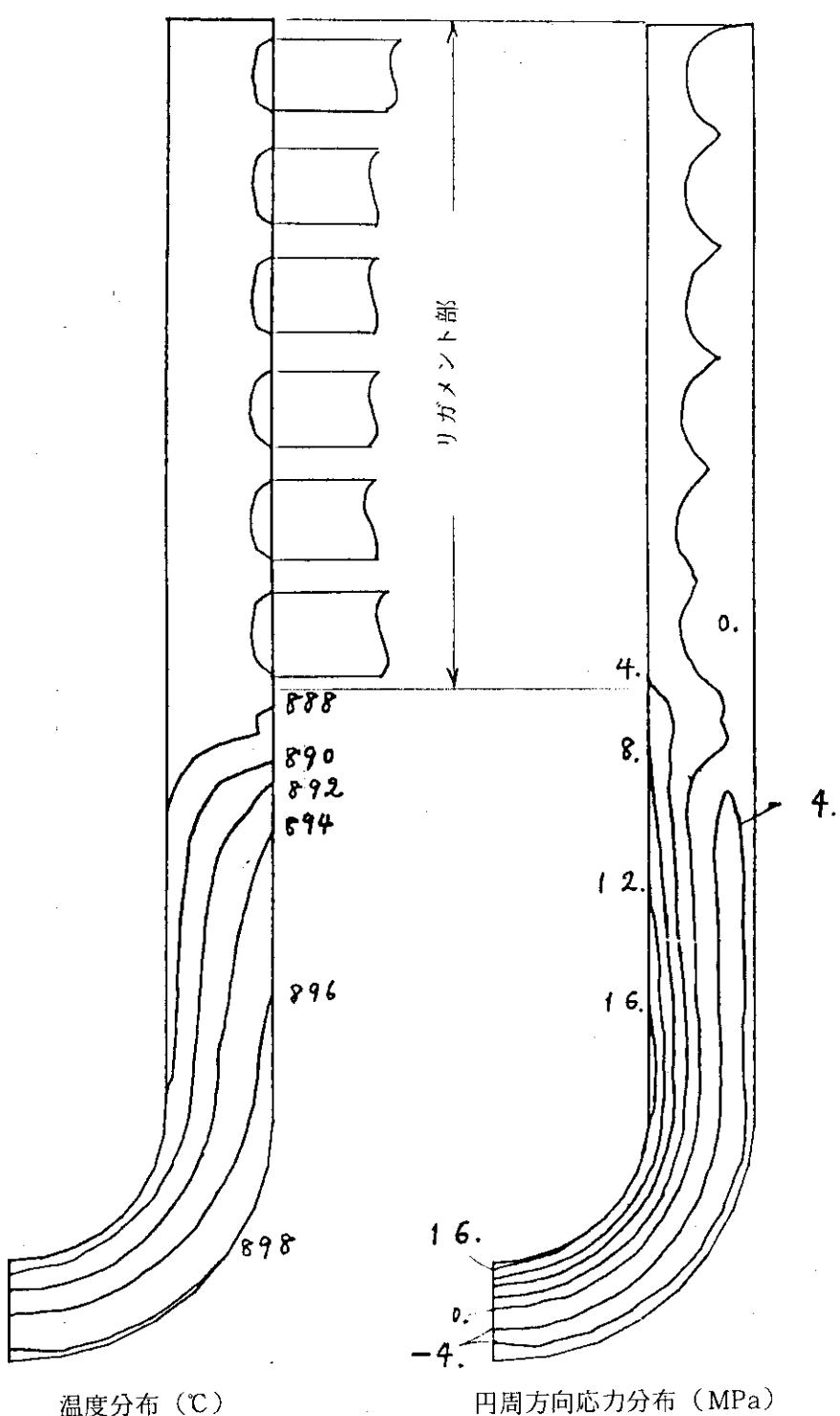
No.	基本事項	内 容
1	基本式	全ひずみ (ϵ_r) = 热ひずみ ($\alpha \Delta T$) + 弹性ひずみ ($\frac{\sigma}{E}$) + 塑性ひずみ (ϵ_p) + クリープひずみ (ϵ_c)
2	ひずみ制御型応力	热応力は热膨張変位の拘束により生ずることから、ひずみ制御型応力と呼ばれ、圧力や地震荷重による荷重制御型応力と対比される。
3	応力緩和	ひずみ制御型であることから、塑性ひずみやクリープひずみが生ずると、それに応じて応力が減少する。これを応力緩和 (リラクセーション) と呼ぶ。
4	変形のみで破壊しない	延性材料である限り、大きな热ひずみが加わっても、変形に伴い応力が緩和するため、破壊には至らない。
5	非クリープ域での制限	クリープの生じない温度領域では、热応力は、塑性サイクルを生じない範囲である降伏応力 σ_Y の2倍まで許容される。 $2\sigma_Y = 3S_m$ より、 $3S_m$ 制限と呼ばれる。
6	クリープ域での制限	クリープが顕著となる高温域では、累積非弾性ひずみ(ラチェックティングを防止する)及びクリープ疲労損傷の制限が設けられる。

5.28 中間熱交換器構造図



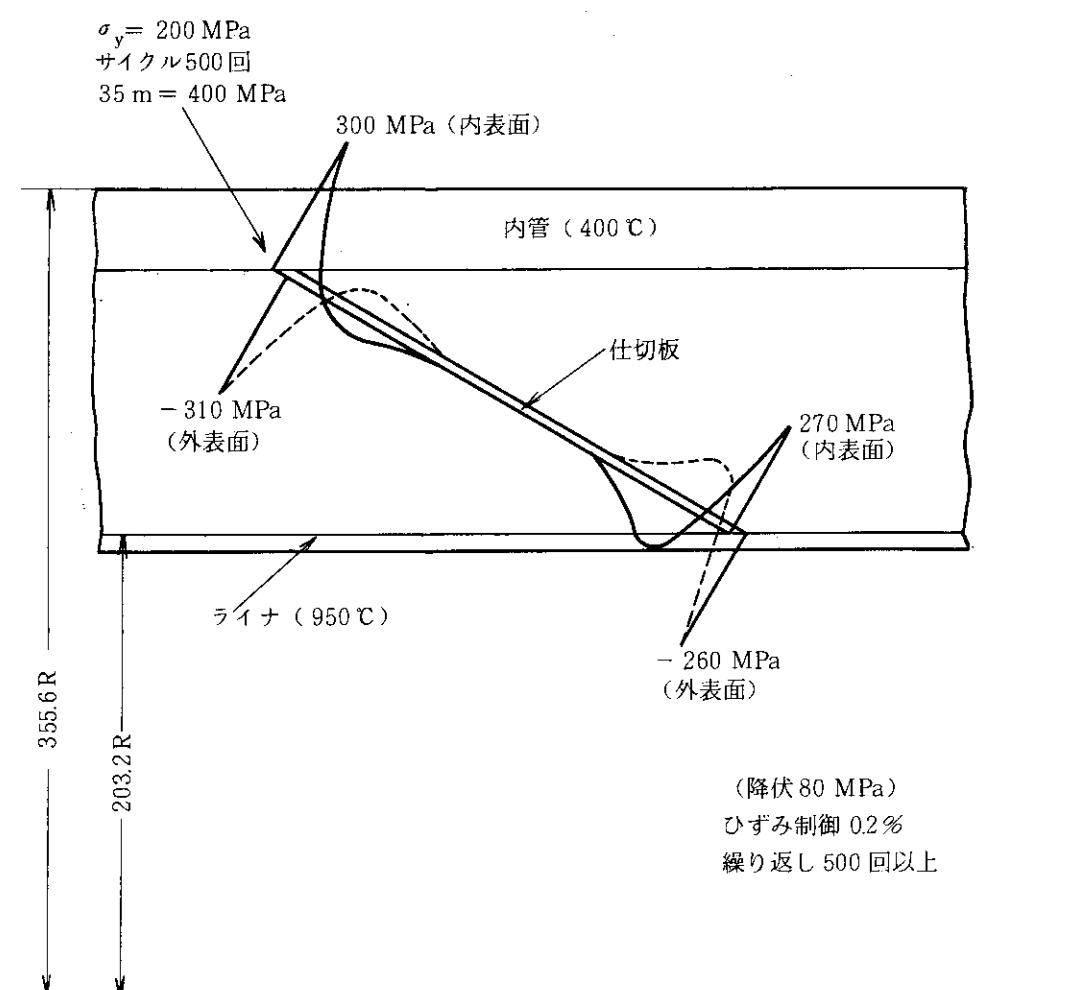
「中間熱交換器の伝熱管、下部連絡管及びマニホールド管板は温度が900°C前後と高く、
1次冷却材と2次冷却材の境界として重要な機能を果している構造物であることから、
健全性が大きな問題となる。荷重は熱応力が主で、他に内圧(0.3 MPa)、地震力等があり、クリープ疲労損傷率の制限を満足することが最大の課題である。」

5.29 中間熱交換器高温管板の温度、応力分布



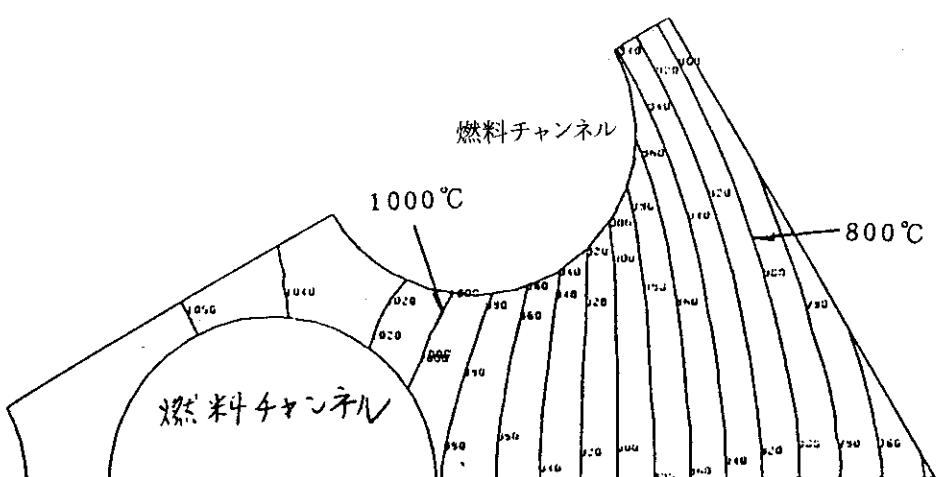
「中間熱交換器のマニホールド型高温管板では、停止時（図は通常停止後 60 min）にリガメント部と中実部の間の冷却速度の差から温度分布が生じ、これにより熱応力が発生する。クリープ疲労損傷率が問題となる。」

5.30 高温配管仕切り板の熱応力（子午線方向成分）

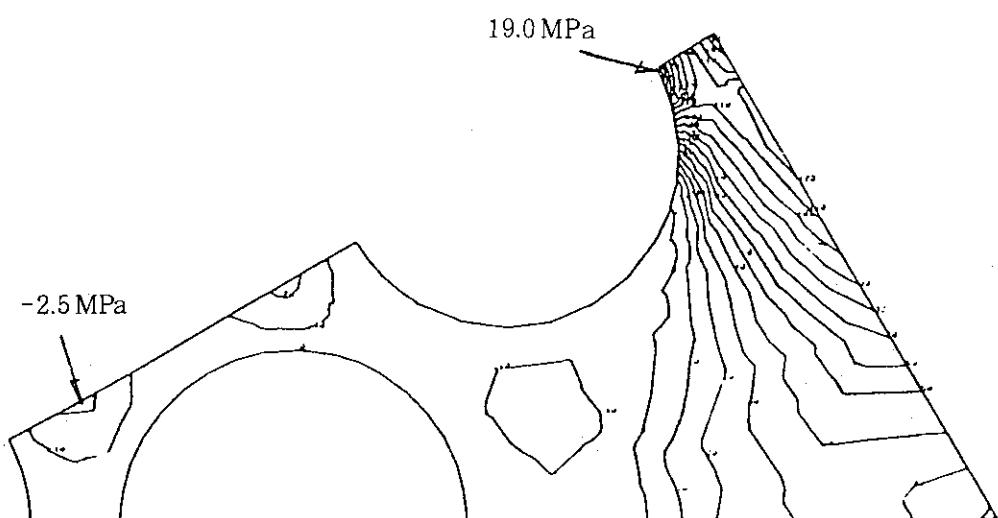


「内部断熱構造の仕切り板の内周（950 °C）と外周（400 °C）の温度差を吸収するため、周辺部に大きな曲げ応力が発生する。これにより、熱疲労、クリープ疲労による損傷が重要な問題となる。」

5.31 燃料黒鉛ブロックの温度分布と熱応力 (1/12 セクター)



(a) 温 度 分 布

(b) 主 応 力 S_1 分 布

「燃料黒鉛ブロックには燃料チャンネル内を流れる高温ガスと周辺のブロック間ギャップを流れる漏れ流れガスとの間の温度差により、定常運転時に熱応力を生じる。」

9) 高温材料強度

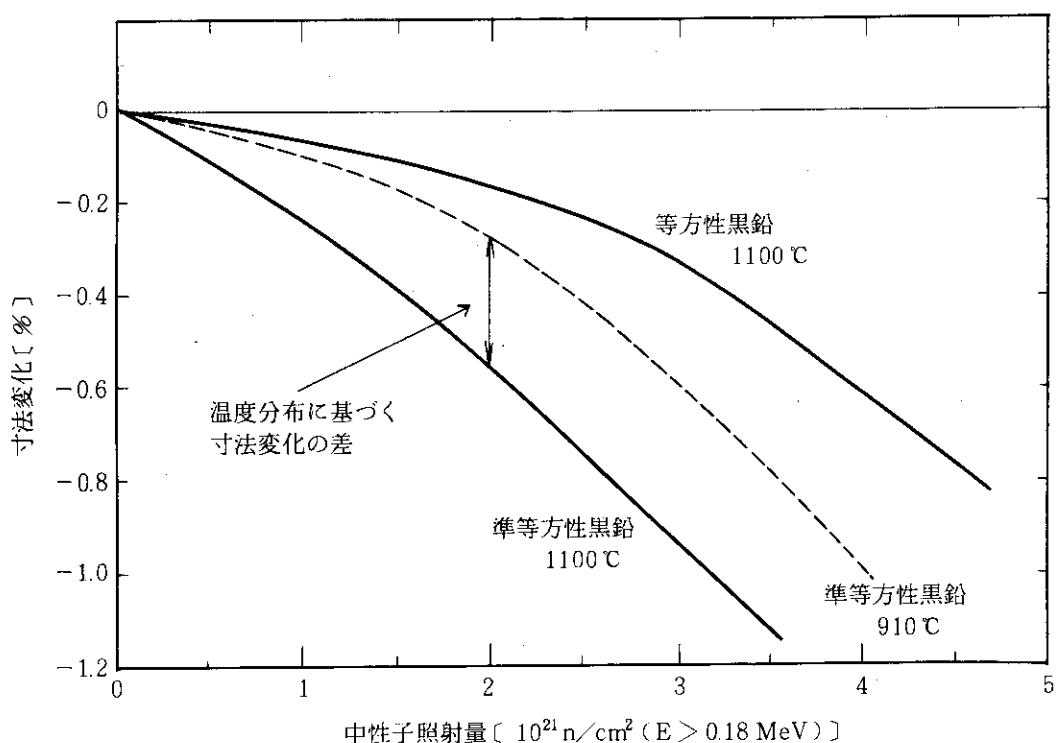
5.32 高温ガス実験炉炉心構造設計上の問題と黒鉛材料の関連特性

構 造 物	耐用年数	使 用 条 件	設 計 上 の 問 題	原 因	関連する特性		その他の考慮事項
					• 热膨張係数(α)	• 破壊じん性	
黒鉛スリーブ 及び 燃料黒鉛ブロック	2	400-1250 °C $1 \times 10^{21} n/cm^2$ ($E_n > 0.18 \text{ MeV}$)	①定常熱応力 ②過渡状態熱応力 ③地震応力	④温度勾配 の存在 ⑤衝撃力 (地震)	• ヤング率(E), ポアソン比(ν) • 热伝導率(λ) • 尺寸変化 ($4L/L$) • 照射クリープ係数(K) • 強度	• ポアソン比(ν) • 破壊じん性	• き裂伝搬特性
可動反射体 (上, 下, 側)	2	400-1100 °C $< 4 \times 10^{20} n/cm^2$	• 热変形 • 照射変形	• 温度勾配	• α , λ • $4L/L$, K • E, ν	• 破壊じん性	
固定反射体	20	400-850 °C $< 2 \times 10^{20} n/cm^2$	• 酸化による強度低下 • 热変形 • 照射変形	• 酸化 • 温度勾配	• 酸化減量(B.O.) • α , λ • E, ν • K	• 破壊じん性	
高温プレナム及び 支持ポスト	20	550-1100 °C $< 6 \times 10^{16} n/cm^2$	①緊急停止時最大 熱応力	②温度勾配	• α , λ • E, ν	• 破壊じん性	• き裂伝搬特性
炉床部断熱構造	20	450-750 °C $< 2 \times 10^{14} n/cm^2$	• 热伝導率の経時変化 • 尺寸変化 • 強度低下	• 酸化 • 热クリープ • E, ν • α , λ	• B.O.	• 破壊じん性	

④とくに重要なもの

[炉心黒鉛構造物では、温度分布に基づく発生熱応力ができる可能性があり、発生熱応力に寄与する特性($\alpha, E, \nu, 4L/L, K$)とそれらに対する影響因子(照射、酸化腐食、応力)が重要である。一方、強度及び破壊じん性特性は破壊又はき裂伝搬の可能性に対する余裕度の評価に必要である。]

5.33 黒鉛の寸法変化の照射量依存性

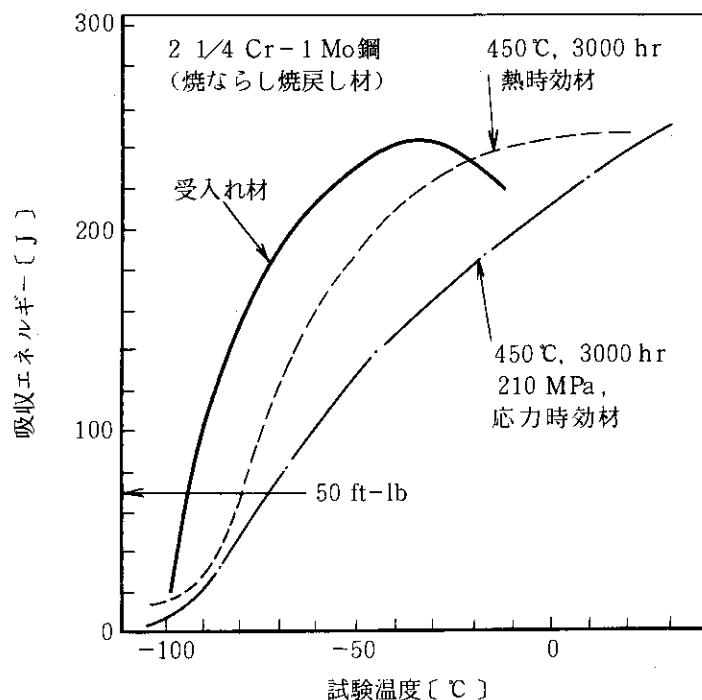


[高強度等方性黒鉛の方が、準等方性黒鉛より寸法変化が小さい。黒鉛構造物において場所によって温度差があると、図に示されているように寸法変化に差を生じる。これが、構造物内の発生応力に大きく寄与する。]

5.34 高温ガス実験炉圧力容器等の構造設計上の問題と $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の関連特性

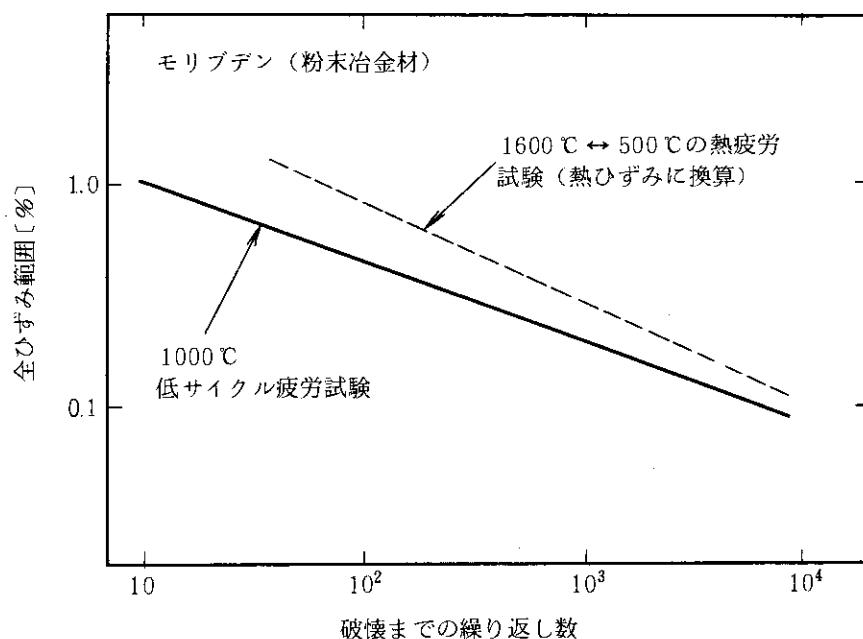
構造物	使用条件	設計条件	構造設計上の問題点	原因	関連する特性
圧力容器	400°C $5 \times 10^{16} \text{n}/\text{cm}^2$ ($E > 0.18 \text{ MeV}$) ヘリウム中 20年	440°C $1 \times 10^{18} \text{n}/\text{cm}^2$ ($E > 0.18 \text{ MeV}$)	・1次応力、2次応力 ・溶接部のぜい化 ・熱変形 ・クリープ、疲労損傷	・自重 ・温度分布 ・出力変動 ・運転停止のくり返し ・地震	・各種静的強度 ・延性、ぜい性遷移温度 ・破壊じん性 ・クリープ ・疲労
コアパレル	400°C $4.0 \times 10^{16} \text{n}/\text{cm}^2$ ($E > 0.18 \text{ MeV}$) ヘリウム中 20年	440°C $1 \times 10^{18} \text{n}/\text{cm}^2$ ($E > 0.18 \text{ MeV}$)	・1次応力、2次応力 ・熱変形	・自重 ・温度分布 ・運転停止の繰り返し	・クリープ ・クリープ疲労
炉心支持板	400°C $6 \times 10^{15} \text{n}/\text{cm}^2$ ($E > 0.18 \text{ MeV}$) ヘリウム中 20年	500°C $1 \times 10^{18} \text{n}/\text{cm}^2$ ($E > 0.18 \text{ MeV}$)	・熱変形	・温度分布 ・運転停止の繰り返し	・クリープ ・クリープ疲労

[圧力容器の使用条件下では、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼は焼もどしづか化を生じる可能性があり、さらにクリープ、疲労及びクリープ疲労相互作用が重要な問題となる。]

5.35 圧力容器鋼 ($2\frac{1}{4}$ Cr-1 Mo鋼) のシャルピー遷移

〔圧力容器鋼は450°Cに長時間さらすことによりせい化すること及びそのせい化は応力を付加することによって更に促進されることを示している。〕

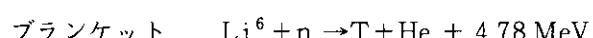
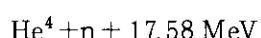
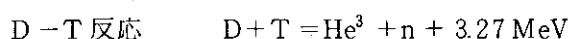
5.36 モリブデン粉末冶金材の高温疲労寿命



〔核融合炉真空第一壁及びその周辺部材はプラズマによる加熱と外部冷却により温度分布を生じる。炉のパルス運転により温度分布が周期的に変化し、部材の熱疲労、高温疲労の問題を先じる。〕

10) 核融合炉

5. 37 核融合反応

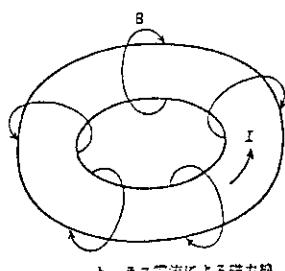


(トリチウム生産)

反応の成立条件 $D, T \xrightarrow[\text{(10~20 KeV)}]{\text{数億 } ^\circ\text{C}, 1 \text{ sec}} \text{ プラズマ加熱}$

各種の形式

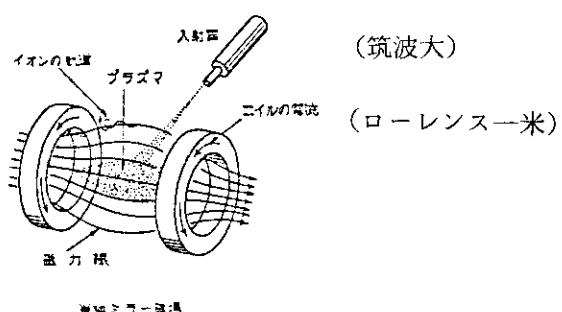
トカマク (JT-60原研)



トーラス電流による磁力線

(JET-西独)
(JFTR-米)
(ソ連)

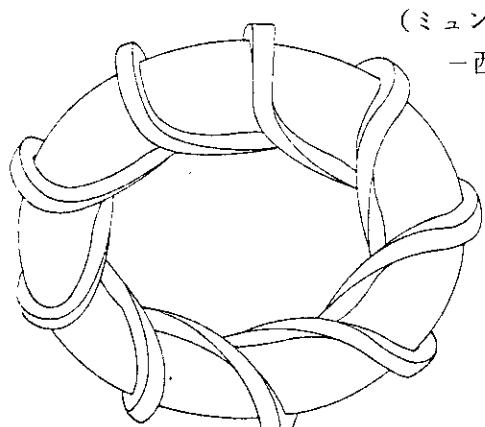
ミラー



(筑波大)
(ローレンス-米)

ヘリオトロン

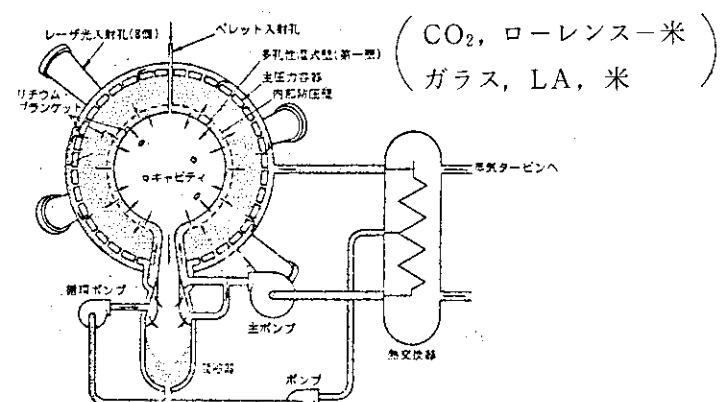
(京大)



(ミュンヘン
-西独)

レーザー

(阪大)



(CO₂, ローレンス-米
ガラス, LA, 米)

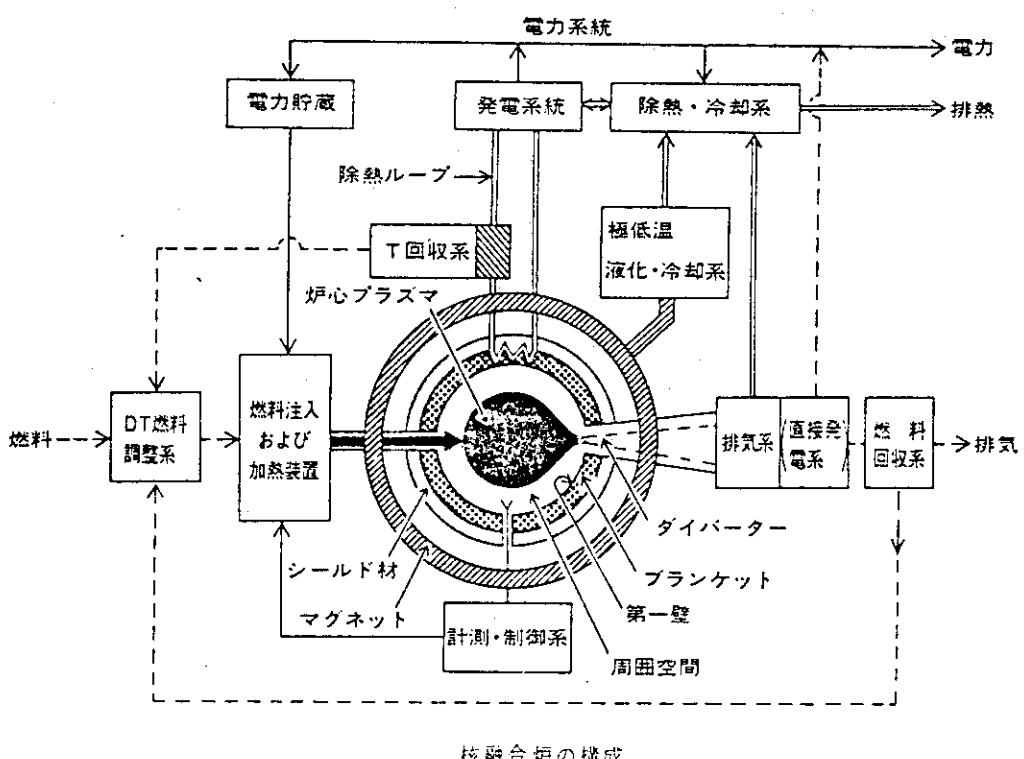
イオンビーム

(阪大)
(サンデア-米)

5.38 核融合炉の構成

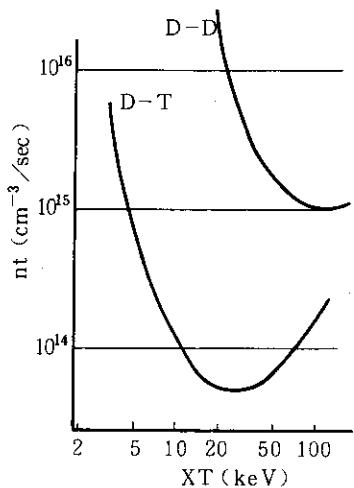
Q 値 = 出力 / 入力 = 1 (臨界) ~ ∞ (自己点火)

ベーター値 β = プラズマを閉じ込める磁場の圧力 / プラズマの圧力



Lawson の条件

核融合研究の目標値とトカマク型装置の性能値

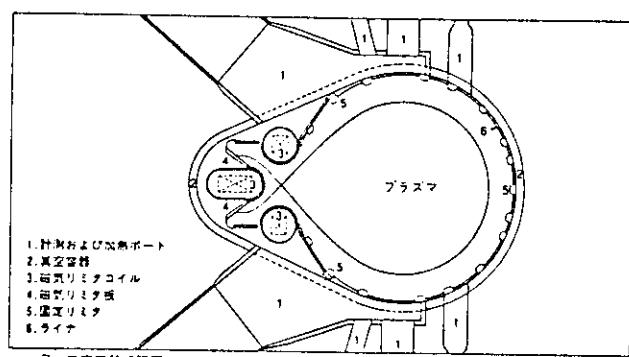
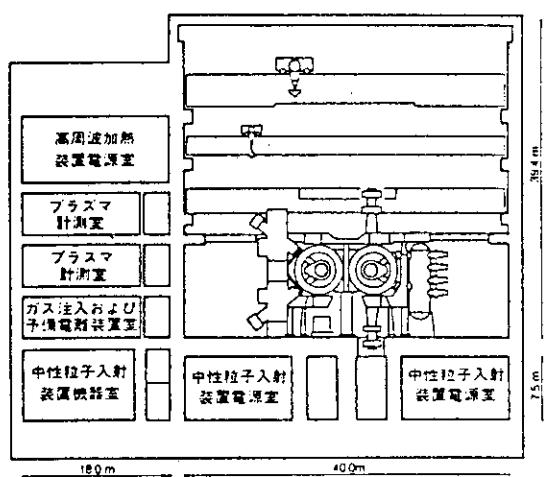
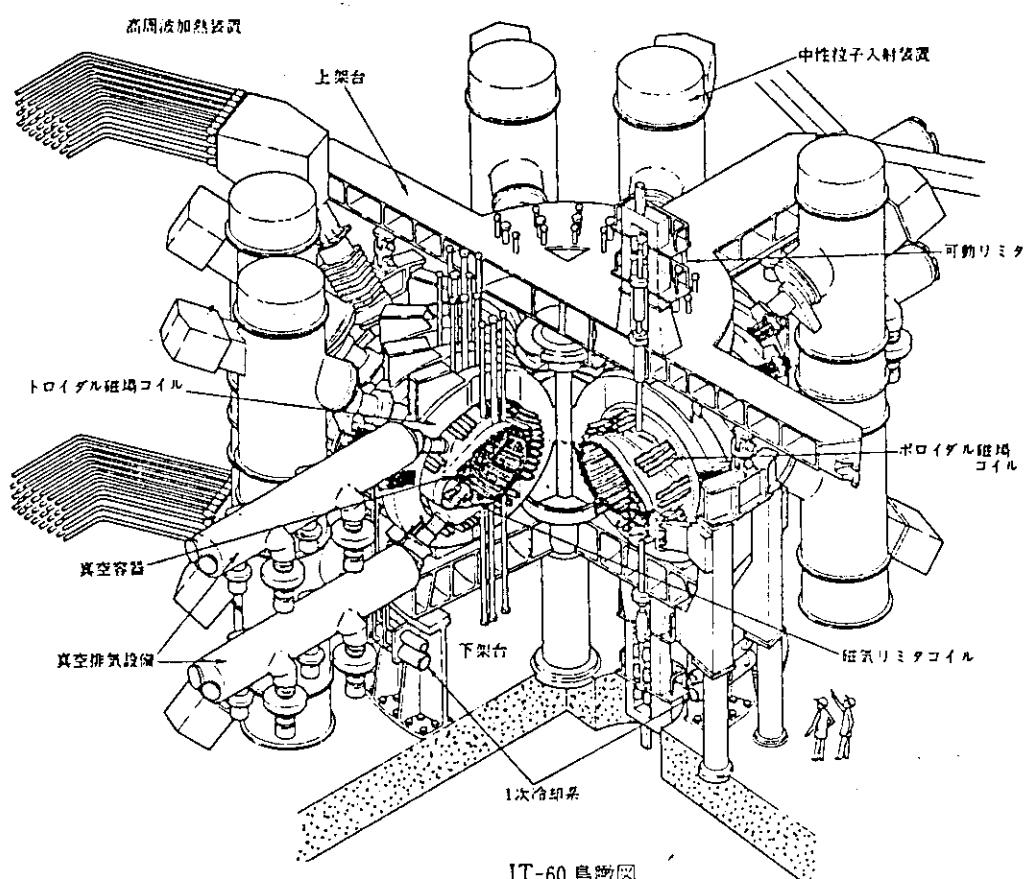


nT と XT の関係

	温 度 T (K)	密度 × 閉込 め 時 間 (cm ⁻³ s)	密 度 n (cm ⁻³)	閉込時間 τ (s)
核融合炉 (自 己点火) 条件	2 億	$2 \cdot 10^{14}$	$1 \cdot 10^{14}$	2
臨界プラズマ 条件	数千万 ~ 1 億	$(2-6) \cdot 10^{13}$	$(0.2-1) \cdot 10^{14}$	0.2-1
トカマク型装 置の現在の性 能値	8000 万	$4 \cdot 10^{13}$	$10 \cdot 10^{14}$	0.1

* 本欄の数値は、各性能値の最大値を示すもので、同一の装置でこの性能が実現されたことを意味するものではない。

5.39 臨界プラズマ試験装置



研究開発

プラズマ閉じ込め

粒子加熱 (イオンビーム高周波)

真空壁材料 (ブリスタリング) - 低Z材

超電導磁石 (クライオ)

トリチウム製造

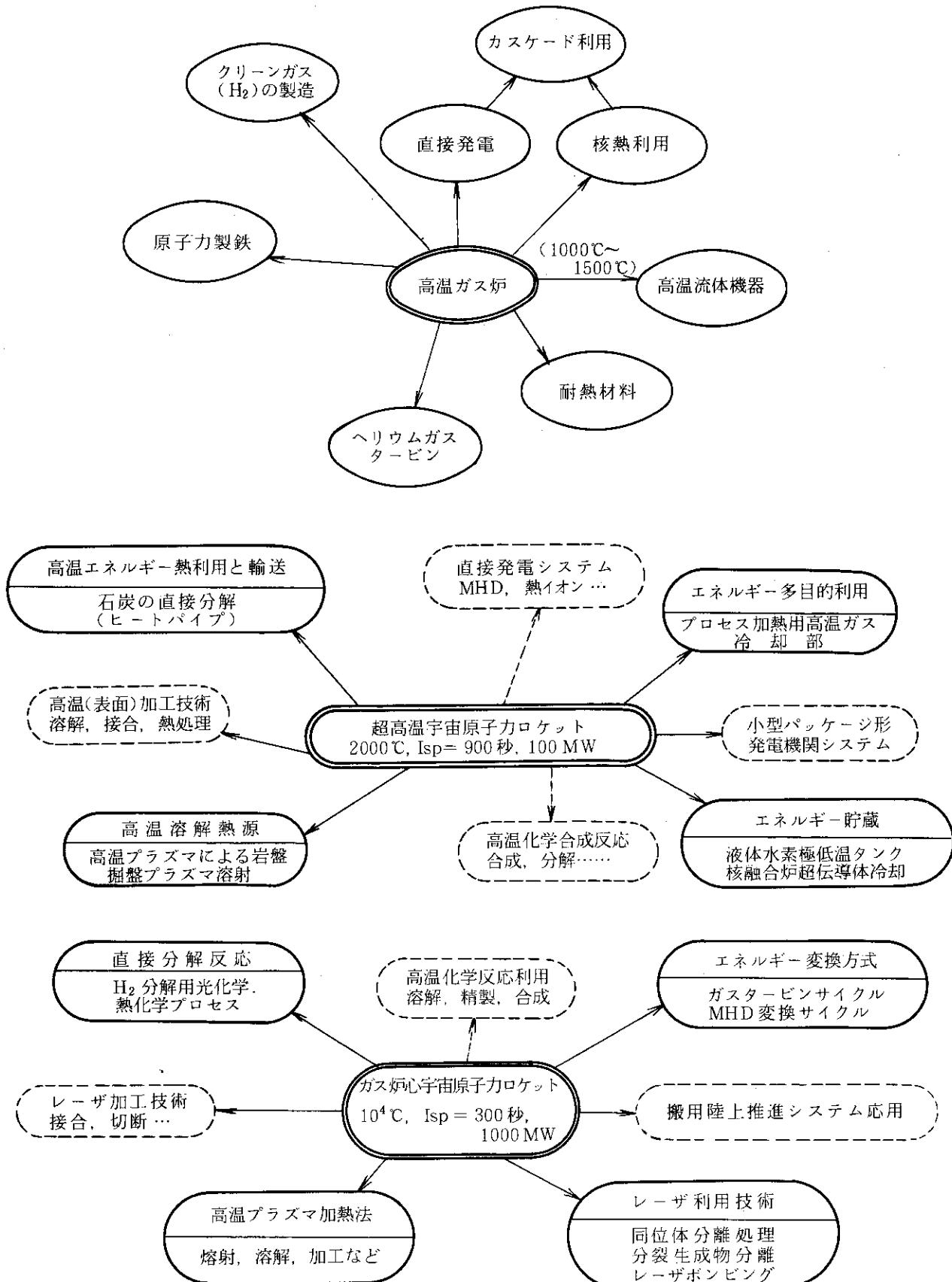
電磁力, 第1壁の冷却

JT-60 の主要諸元

トーラス半径(主半径) (m)	3.0
断面半径(副半径) (m)	0.95
トロイタル磁場 (T)	4.5
プラズマ電流 (MA)	2.7
回上運転時間 (sec)	5 ~ 10
中性粒子入射加熱入力 (MW)	20
高周波加熱入力 (MW)	10

11) 高温技術と波及効果

5.40 高温技術に関する波及効果



参考文献

- 1) 武井満男：エネルギー資源（1977）日本エネルギー文化振興財団
- 2) 科学技術庁資源調査会：日本の資源（1981），大成出版
- 3) IAEA : Directory Nuclear Reactors (Vol. IX (1972))
- 4) 原子力安全研究協会：高温ガス冷却炉の安全性に関する調査
- 5) 日本原子力産業会議：原子炉熱利用懇談会報告書（昭和56年）
- 6) 高温ガス炉エネルギー有効利用システム研究会：多目的高温ガス実験炉の熱利用系に関する調査(1)
- 7) 佐藤章一，池添康正等「閉サイクル水素製造法の研究・V， 1980年度」JAERI-M-9724, 1981年10月。
- 8) 優日本産業技術振興協会：新エネルギー技術研究開発計画（昭和49年）
- 9) 通商産業省編：エネルギー'83，電力新報社
- 10) 省エネルギーフォーラム：エネルギーと上手につきあう法，電力新報社
- 11) 資源エネルギー庁編：エネルギー統計（昭和56年版）
- 12) 日本原子力研究所：多目的高温ガス炉（1983年）
- 13) 山本賢三外：世界のエネルギーと原子力開発，（1983），丸善
- 14) 日本原子力研究所：多目的高温ガス炉（1979年）
- 15) K. Kugeler, M. Kugeler, H. F. Niessen : Nuclear Engineering and Design, 34, 129 (1975)
- 16) 日本学術振興会，高温ガス炉耐熱材料研究会報告書（1972），（1974）
- 17) W. E. F. Matton & others : NASA-TN-D-4595, p. 1~39.
- 18) H. SHIMOMURA & others : ASME-Paper 74 WA-HT-3 (1974) p. 1~8.
- 19) E. Reshotko : AIAA 5, 9 (1967), p. 1606
- 20) 下村寛昭，岡本芳三：機械の研究, 26, 1247 (1974)
- 21) DOCKET-50267-15 Fort St Vrain Generating Station Final Safety Analysis Rep. Sec. V.
- 22) 岡本芳三，菊地賢司：機械の研究, 33, 363 (1981)
- 23) ヘリウムタービン調査委員会：直接サイクルヘリウムタービン発電システムに関する調査報告書（1974年12月）
- 24) 日本機械学会：機械工学便覧（1968），11~59.
- 25) H. G. Olson & Others : Nuclear Engineering and Design, 72, 125 (1982).
- 26) FAPIG No. 99, p. 121, (1981)