

JAERI-Tech
97-030



高温ガス炉技術基盤の高度化のための
高温工学試験研究炉の試験計画

1997年7月

国富一彦・橘 幸男・竹田武司
七種明雄・沢 和弘

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

本レポートは、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。
入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力公済会資料センター（〒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。

This report is issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 (株)高野高速印刷

高温ガス炉技術基盤の高度化のための高温工学試験研究炉の試験計画

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

国富 一彦・橋 幸男・竹田 武司・七種 明雄・沢 和弘

(1997年6月4日受理)

高温工学試験研究炉 (HTTR) は、熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度950℃の黒鉛減速、ヘリウムガス冷却型の高温ガス炉であり、平成9年末の臨界を目指して、最終的な試験が行われている。HTTRでは、高温ガス炉の技術基盤の確立と高度化のための試験研究並びに高温工学に関する先端的基礎研究を行う予定である。

本報では、これらの試験研究のうち、高温ガス炉の技術基盤の高度化のための試験研究の内容を将来高温ガス炉の実用化を念頭に置いて検討し、試験研究計画として詳細化した結果を示したものである。

Research Program of the High Temperature Engineering Test Reactor for Upgrading the
HTGR Technology

Kazuhiko KUNITOMI, Yukio TACHIBANA, Takeshi TAKEDA
Akio SAIKUSA and Kazuhiro SAWA

Department of HTTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received June 4, 1997)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) is a graphite-moderated and helium-cooled reactor with an outlet power of 30MW and outlet coolant temperature of 950°C, and its first criticality will be attained at the end of 1997. In the HTTR, researches establishing and upgrading the technology basis necessary for an HTGR and innovative basic researches for a high temperature engineering will be conducted.

A research program of the HTTR for upgrading the technology basis for the HTGR was determined considering realization of future generation commercial HTGRs. This paper describes a research program of the HTTR.

Keywords : HTGR, HTTR, Thermal-hydraulics, Fuel, Test Program, Safety,
High Temperature Component, Control and Instrumentation, Helium Gas,
Safety Analysis

目 次

1. 緒 言	1
2. HTTRの概要	3
2.1 全体構成	3
2.2 原子炉本体	3
2.3 原子炉の冷却設備	4
3. HTTRの試験研究計画	16
3.1 概要	16
3.2 熱流動	16
3.3 燃料	28
3.4 安全性研究	30
3.5 高温機器	32
3.6 核物理	35
3.7 計測制御	35
4. 実用高温ガス炉の開発	51
4.1 原研での検討	51
4.2 海外での検討	53
5. 国際協力	57
6. 結 言	57
謝 辞	57
参考文献	58

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of HTTR	3
2.1 Construct of HTTR	3
2.2 Reactor	3
2.3 Cooling System	4
3. Research Program of HTTR	16
3.1 Outline	16
3.2 Thermal-hydraulics	16
3.3 Fuel	28
3.4 Safety Related Research	30
3.5 High Temperature Components	32
3.6 Core Physics	35
3.7 Control and Instrumentation	35
4. Development of Commercial HTGR	51
4.1 JAERI	51
4.2 Other Countries	53
5. International Cooperation	57
6. Conclusions	57
Acknowledgment	57
References	58

1. 緒言

高温工学試験研究は、1987年の原子力開発長期計画（長計）の改訂において、高温ガス炉の技術基盤の確立と高度化並びに高温工学に関する先端的基礎研究の推進を目的として進められることになり、その中核施設として、平成9年末の臨界を目指して高温工学試験研究炉⁽¹⁾（High Temperature Engineering Test Reactor、以下、HTTRと呼ぶ。）の建設が進められてきた。1994年に改訂された長計でもこの基本方針は継承され、その部会報告において、高温ガス炉の実用化を念頭に置いて、高温ガス炉技術基盤の確立と高度化に関する試験研究を推進することが示された。高温ガス炉の実用化に関しては、原研では、平成7年度より設計研究に着手し、従来炉より安全性が優れ、かつ、高温の熱利用が可能で高温ガス炉としての付加価値を付けた将来高温ガス炉の検討を進めている⁽²⁾⁽³⁾。海外では、高温ガス炉の開発で主導的役割を果たしてきた独国、米国での研究開発が厳しい状況に置かれているものの、南アフリカ、中国、オランダ等で実用化に向けての検討が進められている。特に、南アフリカでは、世界第5位の電力会社であるESKOMを中心に積極的に実用高温ガス炉の設計が進められている。平成8年度には、フィジビリティスタディが行われ、平成10年には建設するかどうかの最終決定がなされる予定である。

このような日本及び海外の情勢を踏まえて、HTTRを用いた試験研究は、高温ガス炉の実用化に有益になるとともに、研究として魅力もあるものにしなければならない。また、平成9年度からは、HTTRの試験研究及びその結果を国際原子力機関（IAEA:International Atomic Energy Agency）主催の国際協力（new CRP: Coordinated Research Program）に提供する予定であり、試験内容は関係各国からの試験への要求を満足するものでなくてはならない。

しかし、HTTRの試験研究計画については、臨界特性試験⁽⁴⁾、安全性実証試験⁽⁵⁾等に関する計画及び検討の結果が示されているが、いずれも、HTTRの性能評価の観点から、試験項目、内容を示しているだけである。そこで、HTTRの性能評価の観点からではなく、将来高温ガス炉の開発の観点から重要となる試験研究項目、計測制御及び高温機器に関する試験研究のように高温ガス炉以外の分野でも工学的有用性を有する試験研究項目を抽出し、その試験研究内容を検討した。

試験研究内容を検討するにあたっては、Fig. 1.1に示すように、HTTRを用いた試験研究、関連するR&D、IAEA主催のnew CRP及び将来高温ガス炉の開発との関係を定め、HTTRで実施する試験の分野を熱流動、燃料、安全性研究、高温機器、核物理、計測制御に分類して、それぞれの項目ごとに試験研究の目的、内容、試験条件を定めた。2章では、試験研究計画を示すにあたり必要となる範囲でHTTRの概要を示す。なお、HTTRの構成、構造等の詳細については、JAERI-Report 1332⁽¹⁾等に記載されているので省略する。3章では、HTTRの試験研究計画を示す。また、4章では原研及び海外での将来又は実用高温ガス炉開発計画の現状を示す。

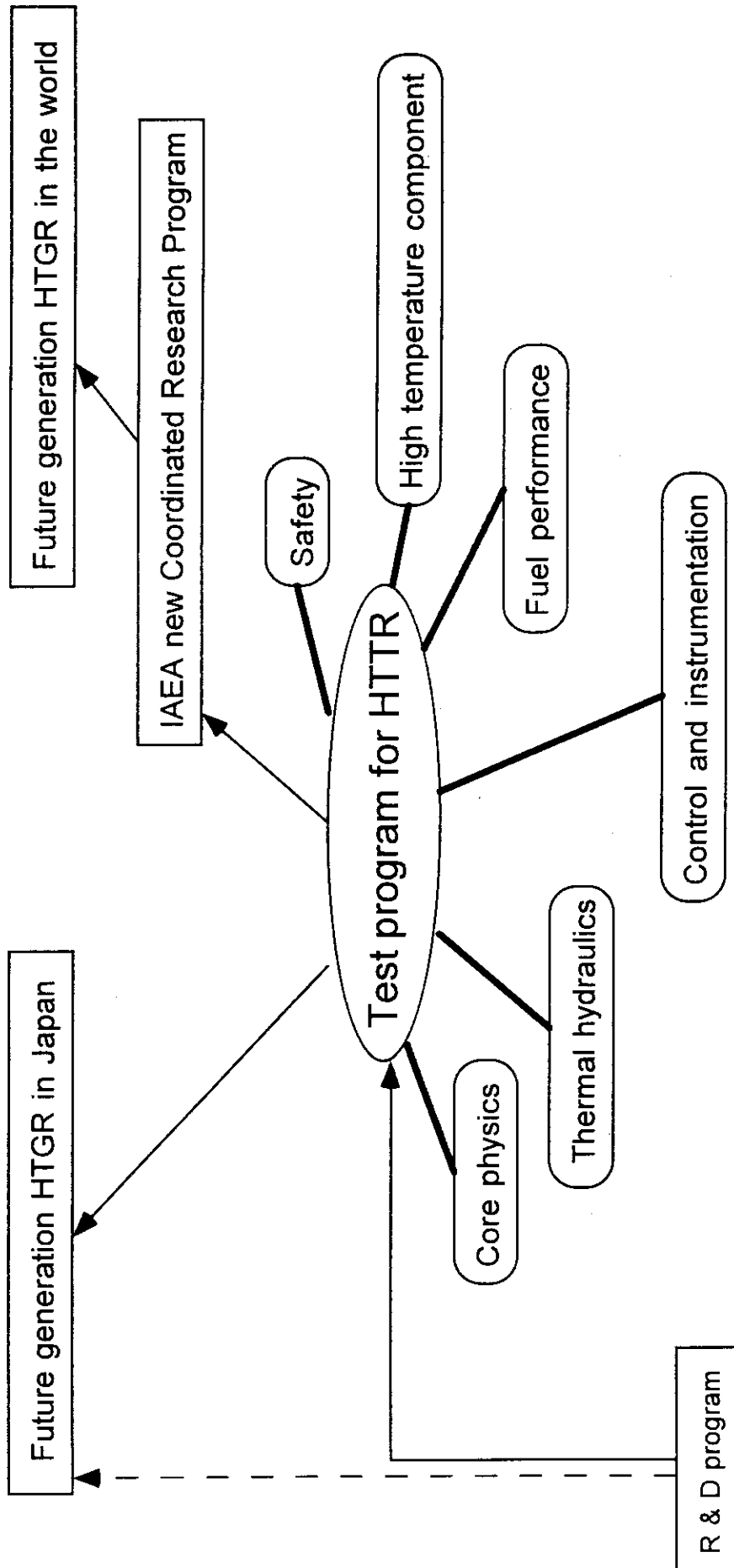


Fig. 1.1 Relationship between HTTR test program and HTGR development

2. H T T R の概要

2. 1 全体構成

H T T R は、Table 2.1 に示すように、熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度が定格運転時850℃、高温試験運転時950℃を目標とする黒鉛減速、ヘリウムガス冷却型の高温ガス炉である。

H T T R は、(1)出力密度が小さく熱容量が大きいため、反応度の異常な上昇や冷却能力の異常な低下などが生じて、炉心温度の変化がきわめて緩慢である、(2)中性子寿命が長く反応度係数が負で大きいため、反応度の異常な上昇や冷却能力の異常な低下が生じて、出力が急激に上昇しにくい、(3)冷却材として用いるヘリウムガスは、化学的に不活性であり、燃料や構造材との化学的相互作用が少なく放射化されにくいので、従事者の被ばく線量が低く、放射性廃棄物の発生量が少ない等の固有の安全性を有する点に特長がある。

Table 2.2 は、H T T R の建設及び試験のスケジュールを示したものである。平成9年末に臨界を達成後、平成10年度には、出力上昇試験、定格運転を実施し、定格運転の性能評価を行った後、できるだけ早い時期に高温試験運転を実施する予定である。平成11～12年度には、H T T R の優れた安全性を実証する試験（安全性実証試験）を行い、初期炉心での試験研究が終了する。第2期炉心では、安全性実証試験に加えて、新燃料（ZrC）の開発等に関する試験を実施する予定である。また、熱利用系（水素製造プラント）を接続し、熱利用系に関する試験研究も実施する。

2. 2 原子炉本体

H T T R の原子炉本体の構造をFig. 2.1 に示す。原子炉本体は、炉心、炉心を支持する炉内構造物及び反応度制御設備からなる。炉心は六角柱状の黒鉛ブロックである燃料体、制御棒案内ブロック等を円柱状に積み上げて構成される。また、炉心は固定反射体により囲まれており、炉心拘束機構を介して原子炉圧力容器内に位置決めされる。燃料体は、Fig. 2.2 に示すように燃料棒とこれを保持する黒鉛ブロック等から成る。燃料棒は、外径約3.4mmの円筒型の黒鉛スリーブ中に燃料コンパクトを14個封入したもので、1燃料体当たり31本又は33本挿入する。燃料コンパクトは、二酸化ウラン（ UO_2 ）の燃料核を熱分解炭素（PyC）及び炭化ケイ素（SiC）の薄い層で四重に被覆した被覆燃料粒子を、黒鉛と炭素の混合物から成る素地（黒鉛素地）に分散した円筒形状である。燃料の主要仕様をTable 2.3 に示す。

炉心拘束機構は、Fig. 2.3 に示すように、異種金属円筒の組み合わせで構成することにより、熱膨張率が黒鉛とほぼ等価になるようになっており、原子炉の運転時にも停止時と等価な拘束力で炉心を保持する。

1次冷却材は、原子炉圧力容器底部に接続した二重管の外側流路から原子炉圧力容器内に入り、原子炉圧力容器の内壁に沿って上向きに流れ、炉心上部に至る。その後、1次冷却材は、炉心内を下降しながら高温となり、炉心下部の高温プレナムで混合後、炉内管を流れ、二重管の内側流路から原子炉圧力容器外へ出る。燃料交換は、約3年に1回、全炉心一括して行う。燃料体等の交換は燃料交換機を用いて、原子炉圧力容器に取り付けたス

タンドパイプを通して行う。

反応度制御設備は、制御棒系と後備停止系の異なる二つの独立した系統から成る。制御棒は、2本を1対として炉心内に16対配置され、原子炉の反応度を制御するとともに、異常時に原子炉を安全に停止するために使用される。後備停止系は、制御棒が何らかの原因で炉心に挿入できない場合、球状の炭化ホウ素ペレットを炉心内に落下させ、原子炉を停止させる機能を有している。

原子炉圧力容器は、クリープ温度域で強度の優れた2 1/4Cr-1Mo鋼を採用し、その構造健全性は「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」⁽⁶⁾及び新しく策定した高温構造設計指針⁽⁷⁾と材料強度基準⁽⁸⁾に従い評価した。

2. 3 原子炉の冷却設備

原子炉の冷却設備の系統図をFig. 2.4に示す。原子炉の主冷却設備は、1次冷却設備 (Primary Cooling System : PCS)、2次ヘリウム冷却設備 (Secondary Helium Cooling System : SCS) 及び加圧水冷却設備 (Pressurized Water Cooling System : PWCS) から成り、原子炉で発生した熱を最終的には加圧水冷却設備の加圧水空気冷却器 (Air Cooler : AC) により大気へ放散する。補助冷却設備 (Auxiliary Cooling System : ACS) は、原子炉がスクラムした時に用いられ、補助ヘリウム循環機により1次ヘリウムを強制循環することにより、炉心の残留熱除去を行う。一方、炉容器冷却設備 (Vessel Cooling System : VCS) は、1次系の配管破断のように1次冷却材の流路が確保できない事故時の残留熱除去に用いられる。

1次冷却設備には、最大除熱量10MWの中間熱交換器 (Intermediate Heat Exchanger : IHX) と最大除熱量30MWの1次加圧水冷却器 (Primary Pressurized Water Cooler : PPWC) の2種類の熱交換器があり、原子炉で発生した熱を熱交換する。IHXの構造図をFig. 2.5に、主要仕様をTable 2.4に示す。IHXの胴部は二重胴構造であり、炉心で加熱された950℃の1次冷却材は、伝熱管の外側を上昇しながら2次冷却材へ熱を伝え、1次循環機へ導かれる。400℃の2次冷却材は、円周方向4箇所 of 2次冷却材入口室からヘリカル状の伝熱管内に導かれ、高温ヘッダ内で再び集められて外部へ流出する。1次系と2次系のバウンダリである伝熱管、高温ヘッダ等には、高温でのクリープ強度の優れた Hastelloy XR が使用される。

PPWCは、Fig. 2.6に示すように、950℃の高温ヘリウムガスを伝熱管内の加圧水により冷却する装置であり、高温ヘリウムガス入口部での加圧水の沸騰を防止し、かつ、大きさをコンパクトに保つため、バッフル板の間隔を調節し、伝熱性能を最適化している。

VCSは、Fig. 2.7に示すように、原子炉圧力容器の周囲に設けた冷却パネル及びこれらのパネルに水を送り込む循環装置により構成され、炉心の残留熱は、原子炉圧力容器の外表面から主として熱放射により除去される。

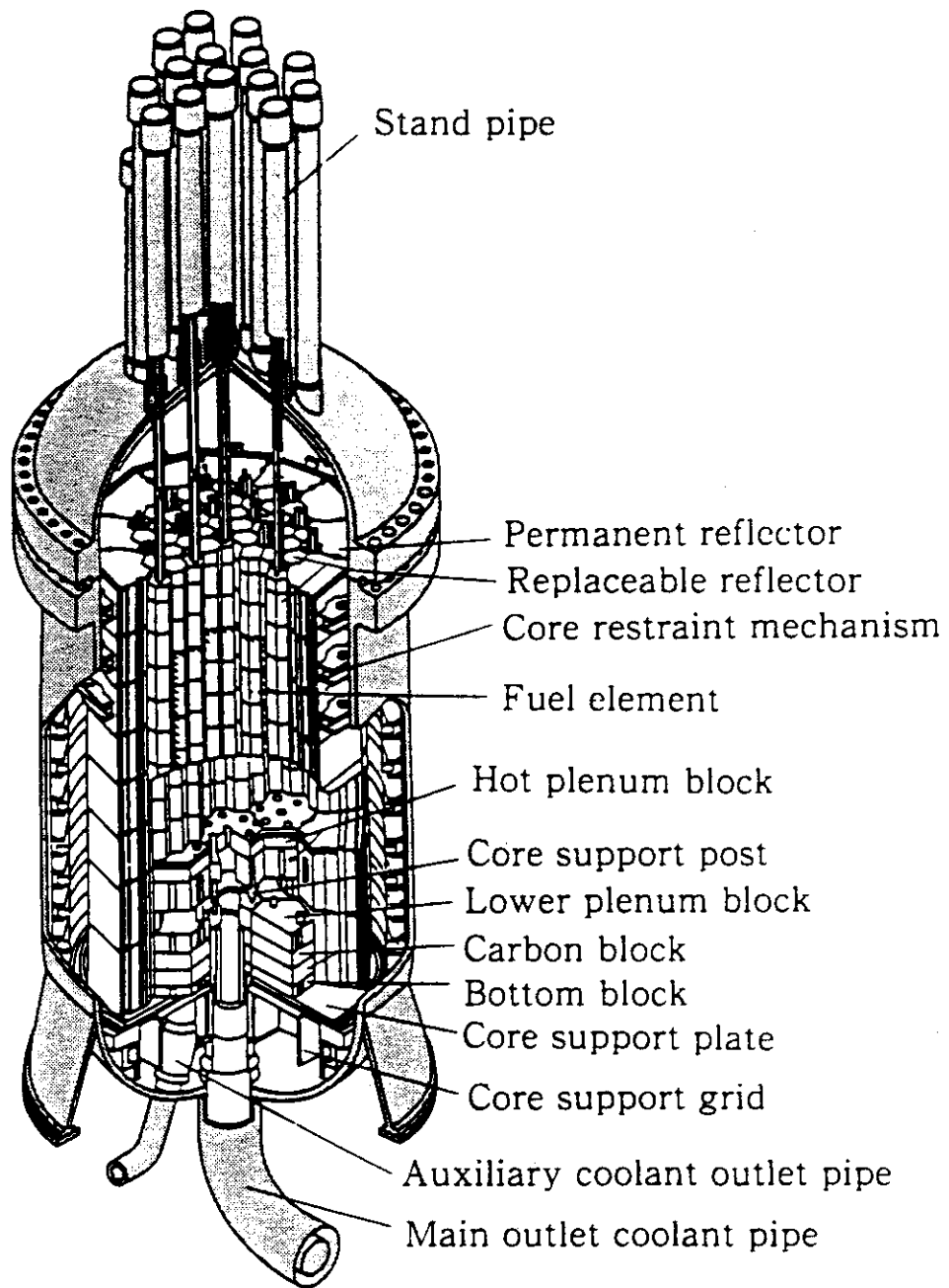


Fig. 2.1 HTTR reactor

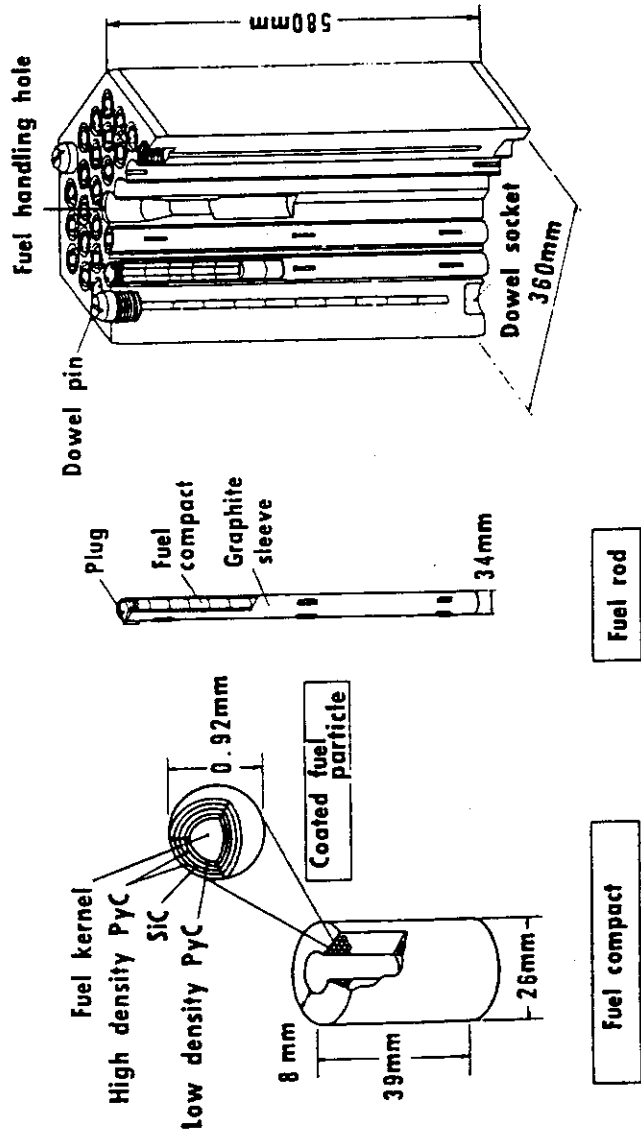
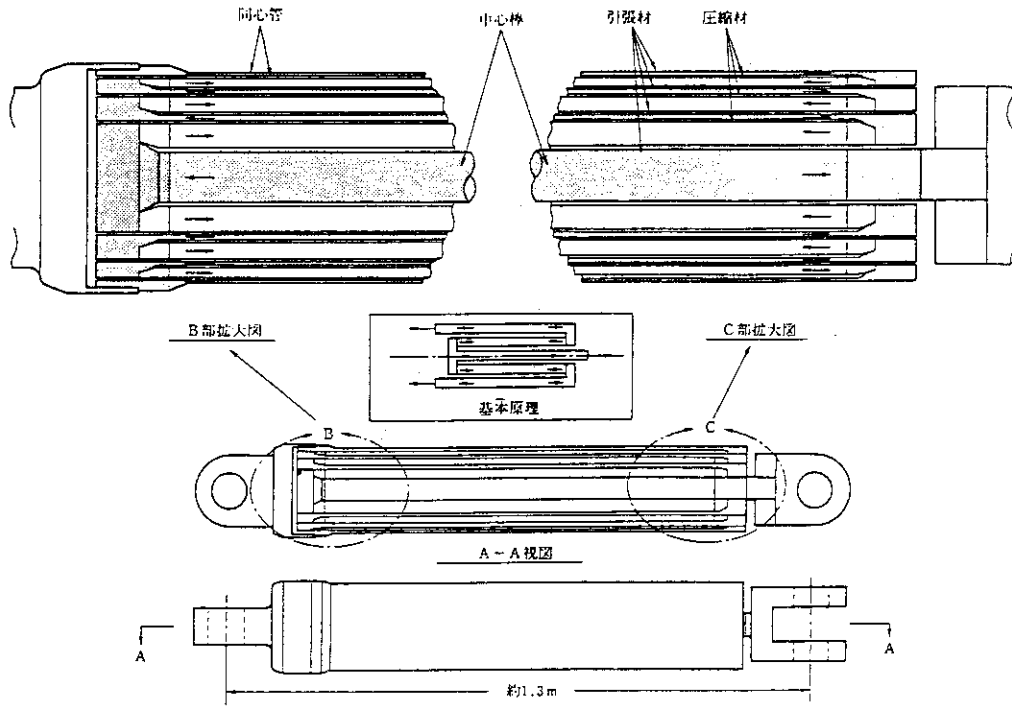


Fig. 2.2 Block type fuel of HTTR



拘束バンドは、6本の同心管と1本の中心棒からなる引張材要素であり、引張材はSNB-16、圧縮材はオーステナイト系ステンレス鋼を用いる。これらの材料は互いに熱膨張係数が異なっており、拘束バンド両端の熱膨張係数を黒鉛材の係数と合わせている。

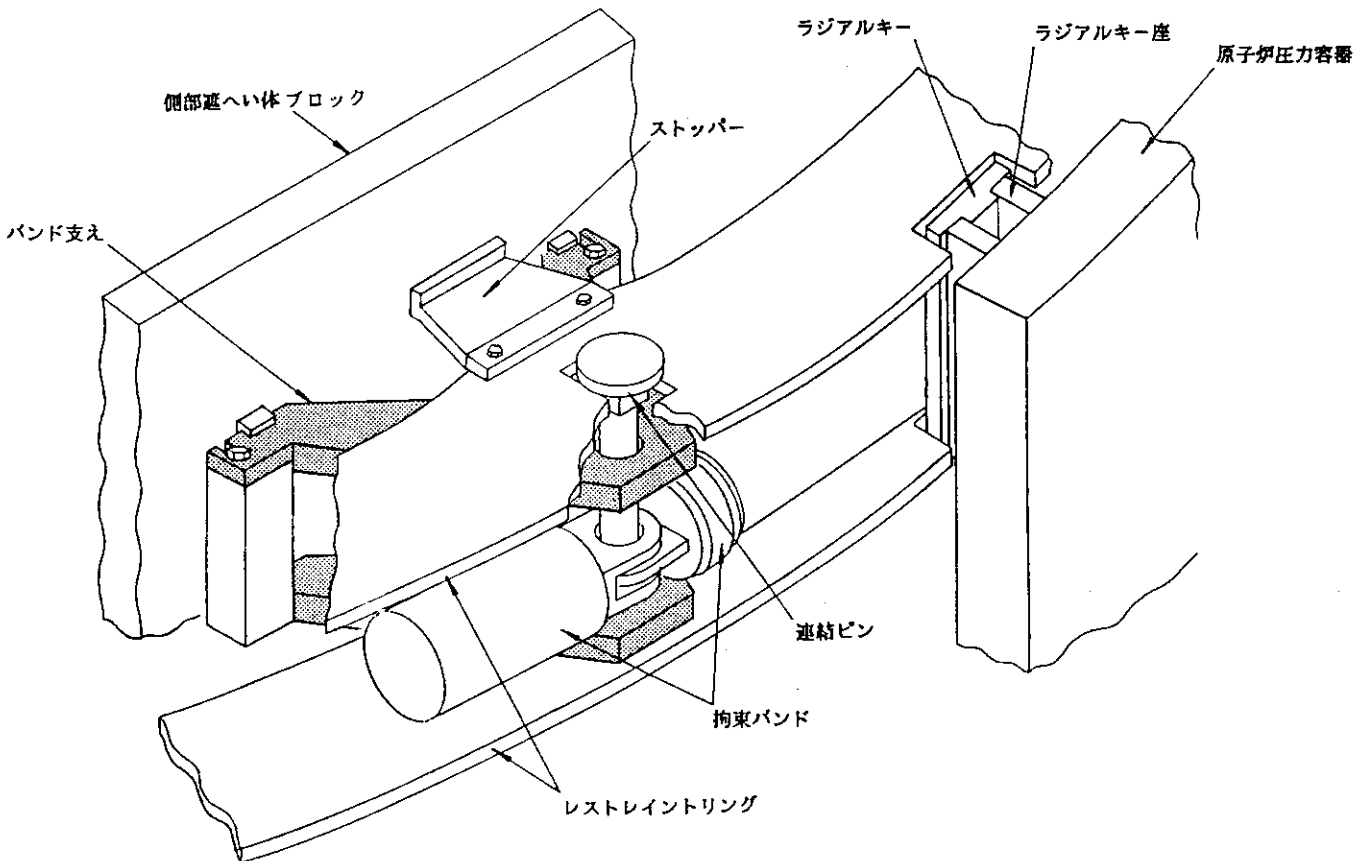


Fig. 2.3 Core restraint mechanism of HTTR

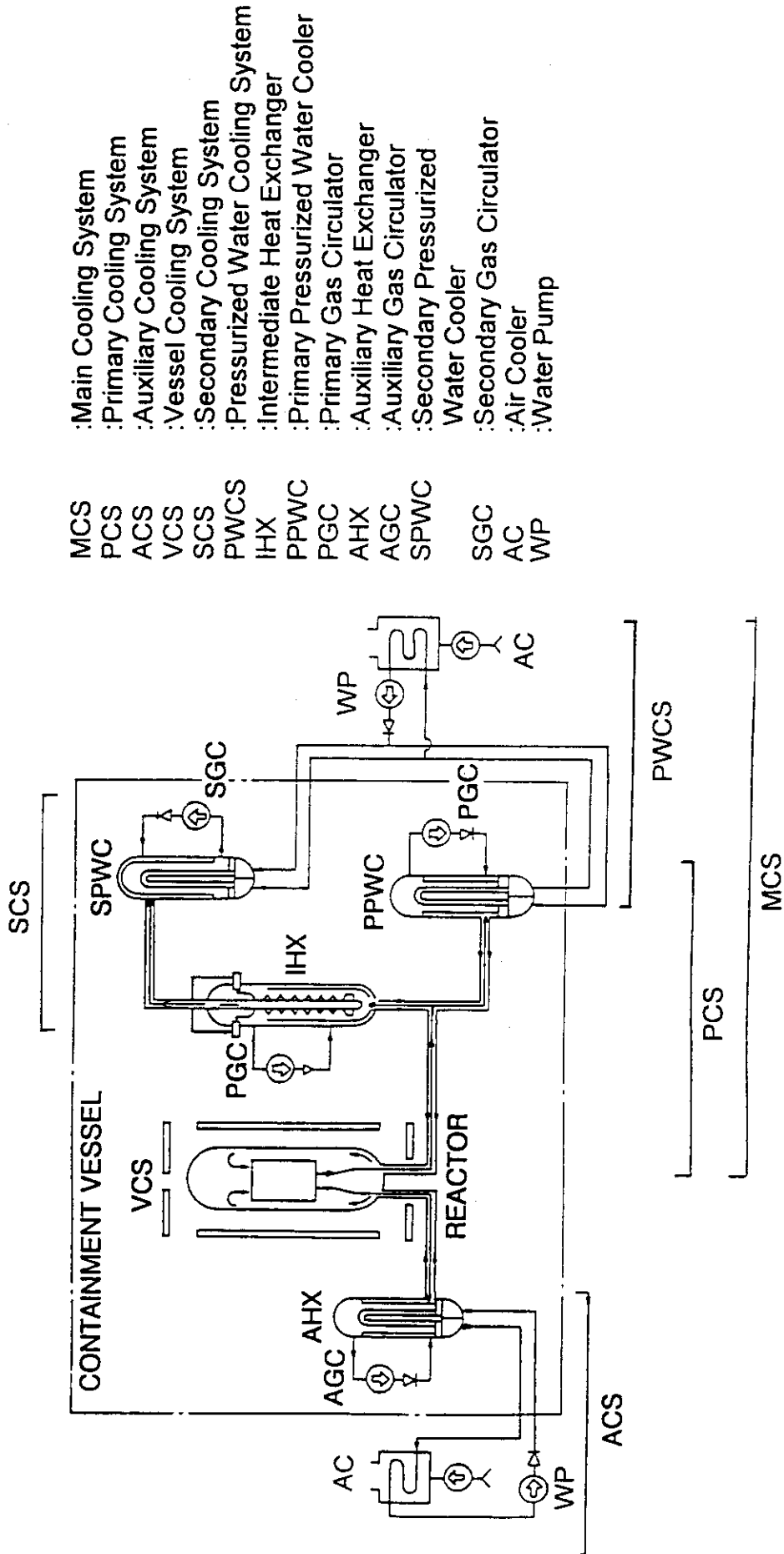


Fig. 2.4 Reactor cooling system of HTTR

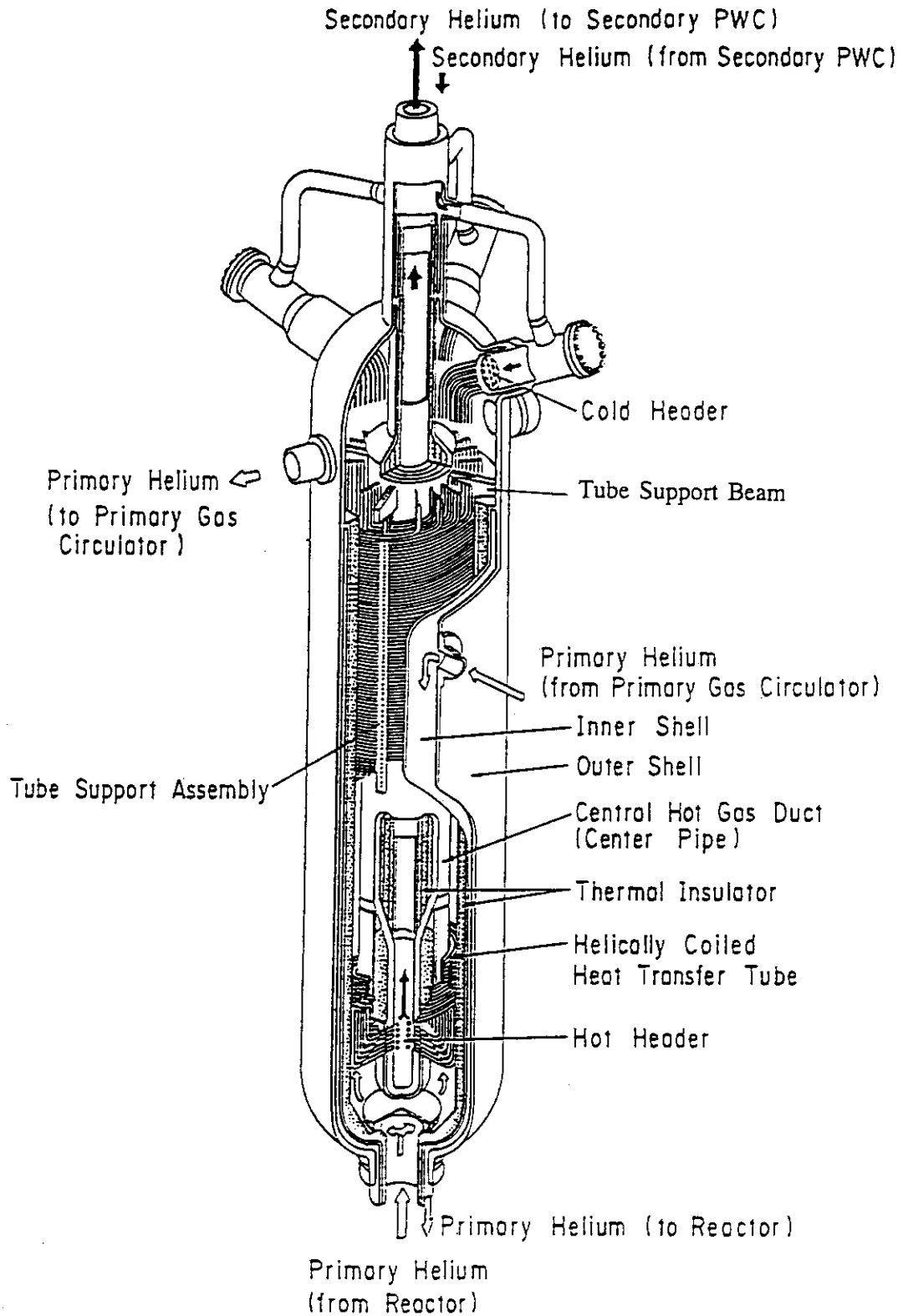


Fig. 2.5 Bird's eye view of IHX

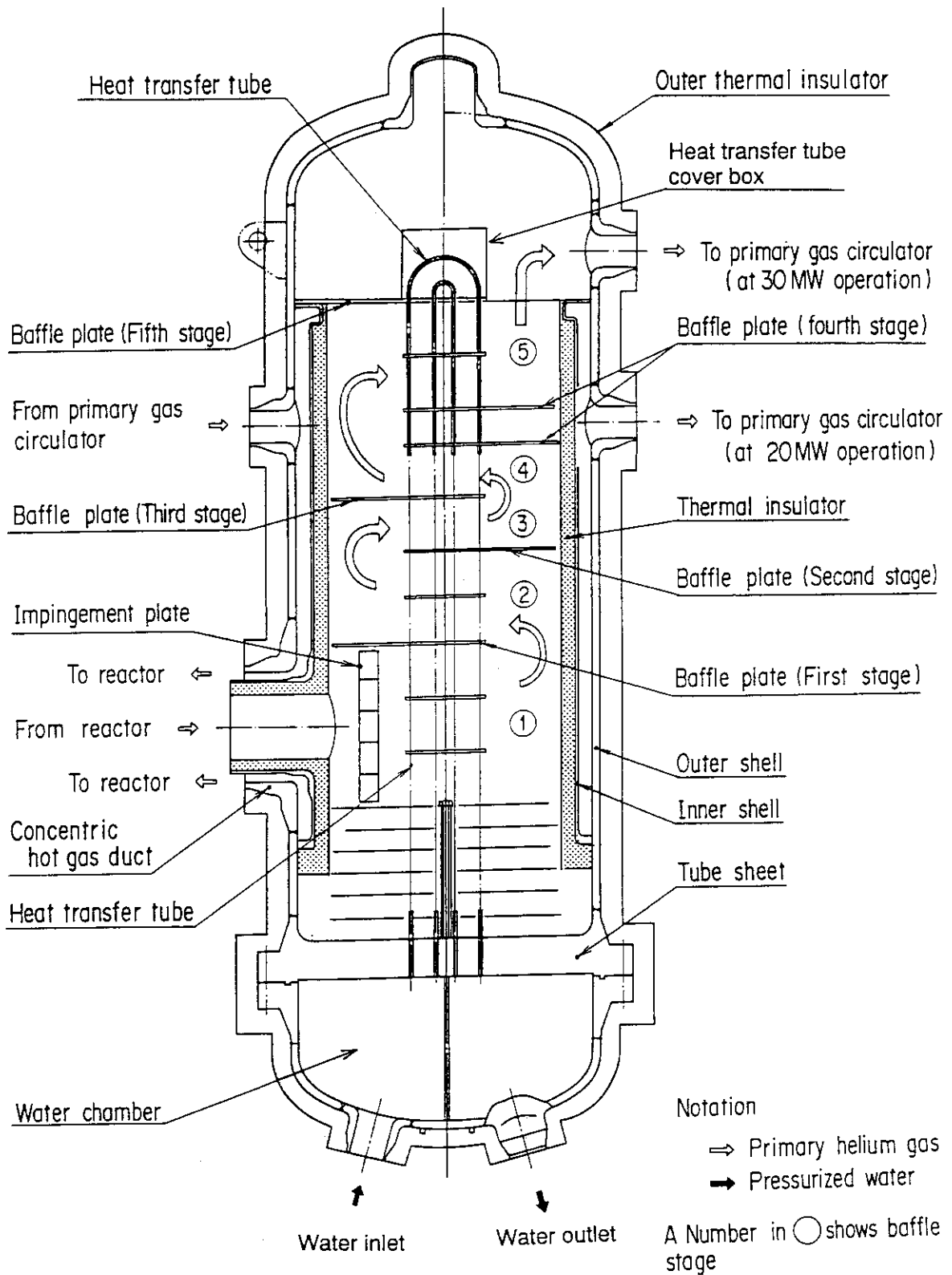


Fig. 2.6 Vertical cross sectional view of PPWC

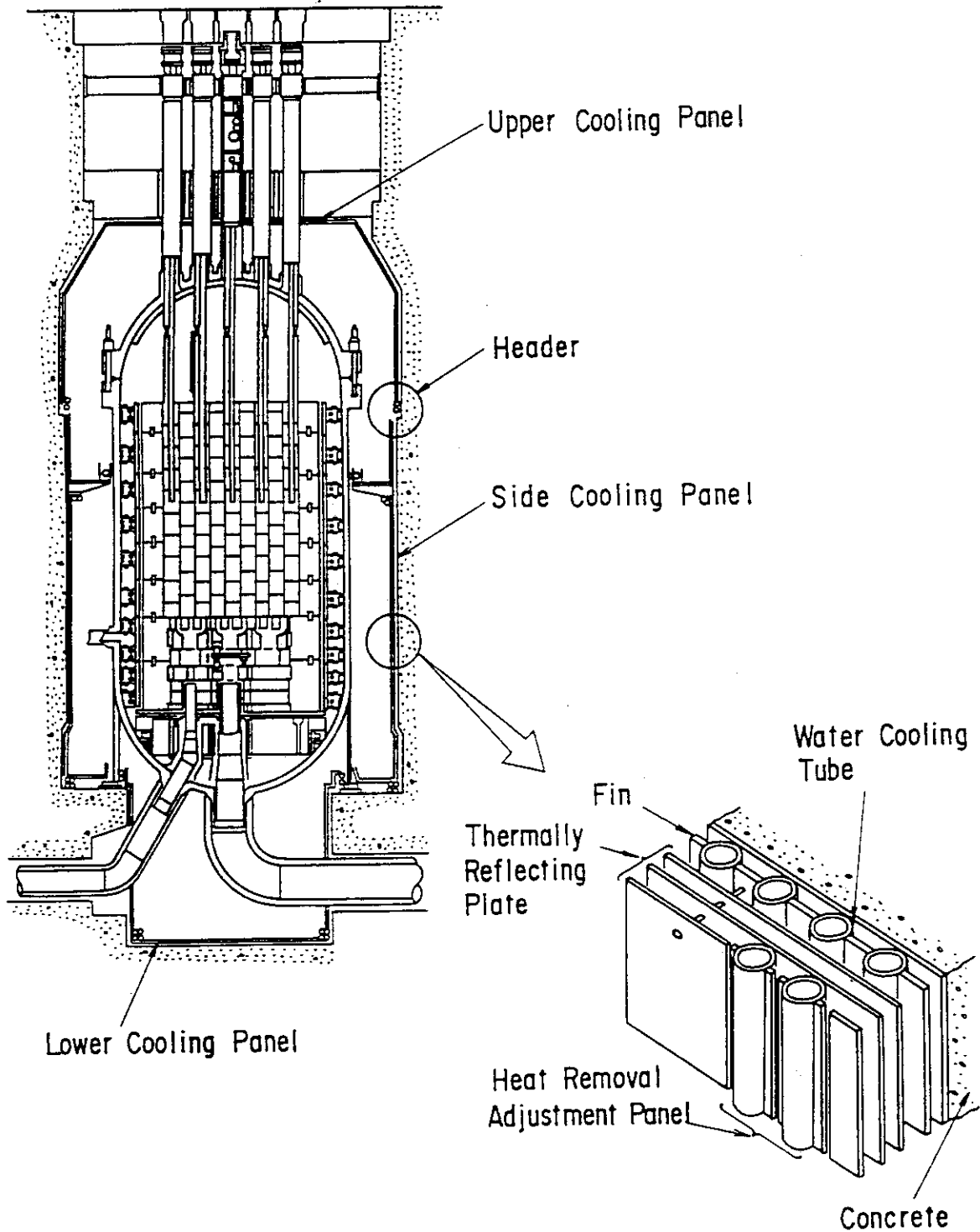


Fig. 2.7 Cross sectional view of HTTR and vessel cooling system

Table 2.1 Major specification of HTTR

Thermal power	30MW
Coolant	Helium gas
Core diameter	2.3m
Core height	2.9m
Average power density	2.5W/cc
Excess reactivity	15%Δk
Uranium enrichment	average 6wt%
Fuel burn-up	average 22GWd/t
Power coefficient	-(2.4 to 4.0)X10 ⁻³ Δk/k/MW
Core outlet coolant temperature	950°C (High temperature operation)
Core Inlet coolant temperature	850°C (Rated operation)
Primary coolant flow rate	395°C
Primary coolant pressure	10.2 kg/s
Fuel	4.0 MPa
Fuel element type	Low enriched UO ₂
Number of cooling loop	Prismatic block
Heat exchangers	1
Plant design life time	Intermediate heat exchanger Primary pressurized water cooler 20 years

Table 2.2 Test schedule for HTTR

Year	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002
Construction of HTTR	—						
System functional test		—					
Criticality Test		△	—				
Power-up Test			—				
Rated operation				—		—	
High temperature operation					—		
Safety demonstration test					—		
Heat utilization system						—	—

Initial core

First criticality

Connection to HTTR Test

Table 2.3 Specification of coated fuel particle of the first-loading-fuel of the HTTR

COATED PARTICLE

Coating type	TRISO
Diameter (μm)	920

FUEL KERNEL

Material	UO ₂
Density (%TD)	95
Diameter (μm)	600

COATING LAYERS

1st layer	Material	Low density PyC
	Density (g/cm^3)	1.10
	Thickness (μm)	60
2nd layer	Material	High density PyC
	Density (g/cm^3)	1.85
	Thickness (μm)	30
3rd layer	Material	SiC
	Density (g/cm^3)	3.2
	Thickness (μm)	25
4th layer	Material	High density PyC
	Density (g/cm^3)	1.85
	Thickness (μm)	45

Table 2.4 Major specification of IHX

Type	Helically-coiled counter flow	
Design pressure	4.7 MPa	
Outer shell	0.29 MPa (Pressure difference)	
Heat transfer tube, Hot header, etc.		
Design Temperature	430°C	
Outer shell	955°C	
Heat transfer tube		
Operating condition	Rated operation	High temperature operation
Flow rate of primary helium gas (max)	15 ton/h	12 ton/h
Inlet temperature of primary helium gas	850°C	950°C
Outlet temperature of primary helium gas	390°C	390°C
Flow rate of secondary helium gas (max)	14 ton/h	12 ton/h
Inlet temperature of secondary helium gas	300°C	300°C
Outlet temperature of secondary helium gas	775°C	905°C
Heat capacity	10 MW	
Dimension		
Outer diameter of heat transfer tube	31.8 mm	
Thickness of heat transfer tube	3.5 mm	
Outer diameter of outer shell	2.0 m	
Total height	10.0 m	
Material		
Outer and inner shell	2 1/4 Cr - 1 Mo steel	
Heat transfer tube	Hastelloy XR	
Hot header	Hastelloy XR	
Central hot gas duct	Hastelloy XR	

3. H T T R の試験研究計画

3. 1 概要

本章では、平成9年から14年まで計画しているH T T R初期炉心での試験研究のうち、高温ガス炉技術基盤の確立と高度化に関する試験研究計画を示した。従って、H T T Rを利用する先端的基礎研究の計画については触れていない。また、第2期炉心以降で実施予定の計画、例えば、ZrC燃料の開発、C/Cコンポジット制御棒の開発に関する試験研究についても記載しない。試験研究計画は、熱流動、燃料、安全性研究、高温機器、核物理、計測制御に分類して示した。

3. 2 熱流動

3. 2. 1 熱流動、プラント動特性評価システムの構築

(1) 目的

H T T Rを用いた試験により、将来高温ガス炉の熱流動、プラント動特性評価システムを構築する。このシステムは、将来高温ガス炉の設計、安全評価のため公開されて使うものである。特に、日本以外の国で将来高温ガス炉が実用化される可能性があることも考慮して、new CRPを通して海外の将来高温ガス炉開発にも提供する。

本システムの特徴は、定常状態だけでなく、異常時の解析結果についても、実炉（H T T R）を用いて検証を行えることであり、この点が異常時の検証を実験装置を用いて行う従来のコード開発と異なる。

従来、原研では、安全審査用として、燃料温度評価コード（TEM DIM）⁽⁹⁾、炉内の流量配分評価コード（FLOW NET）⁽¹⁰⁾、プラント動特性コード（THYDE-HTGR）⁽¹¹⁾等を開発してきた。しかし、いずれのコードも安全審査における評価対象（燃料温度、1次冷却材バウンダリ温度等）を判断基準に対して厳しめに評価するコードである。

本研究では、新しいコードの開発及び安全審査用に開発したコードの改良を行い、H T T Rを用いた試験により、炉心の核特性モデル、炉心、冷却機器等の伝熱モデル、流動モデルの検証を行い、精度の高いコードシステムを構築する。検証にあたっては、定常時だけでなく、異常時の燃料温度、炉内及び冷却機器等の構造物温度、流動状態、原子炉出力等を実測し、解析と比較する。このように、炉心、冷却機器毎にモデルの検証を行うことにより、H T T Rと異なるプラント構成の将来高温ガス炉にもモデルの組み替えと改良により簡単に対応できるようにする。新しいコードシステムの特長を以下に示す。

- a) 実炉（H T T R）を用いた試験により、解析モデルを検証するので、精度が高く、信頼性が高いコードシステムになる。
- b) 炉心、各機器ごとに解析モデルを検証するので、各々の解析モデルは簡単な改良により、将来高温ガス炉の設計、安全評価に使用することができる。
- c) 温度モニタを使用することにより、燃料温度、燃料体ブロック温度の計測が可能であり、燃料体ブロック温度、燃料温度の解析結果と実験結果を直接に比較、検証することができる。
- d) 安全性実証試験を行うことにより、通常時だけでなく、異常時におけるコードシステム

の検証を行うことができる。

(2) 内容

熱流動、プラント動特性評価システムは、Fig. 3.1に示すように、定常時炉内流量配分及び燃料温度評価システム (FLOWNET/TEMDIM)、定常時炉内温度分布評価システム、定常、非定常時燃料、炉内温度分布評価システム (TAC-NC/BLOOST-J2)⁽¹²⁾ 及びプラント動特性評価システムからなる。

FLOWNET/TEMDIMシステムは、HTTRの安全審査に使用されたコードシステムで、HENDEL (Helium Engineering Demonstration Loop)⁽¹³⁾を用いた実験により検証がなされている^{(9)、(10)}。しかし、本コードシステムでは、燃料温度を高め評価するように、解析モデル、物性値が決められており、真の燃料温度を評価するためには適していない。そこで、モデルの改良により、コードシステムの精度を向上させ、ノミナルベースの燃料温度を正確に評価できるようにする。

定常時炉内温度分布評価システムは、有限要素法を用いた温度分布解析コードとし、炉内構造物、原子炉压力容器 (Reactor Pressure Vessel 以下、RPVと呼ぶ。)の形状を正確にモデル化できるようにする。また、RPV外部では、熱放射が支配的な伝熱形態となるため、熱放射の影響評価が高精度に行えるシステムにする。本コードシステムは、HTTRを用いた試験時の燃料温度、冷却材温度、RPV温度、炉内構造物の温度等の実測値と解析値の比較により検証する。

TAC-NC/BLOOST-J2システムは、非定常時の燃料温度、炉内構造物温度、RPV温度を評価するシステムである。燃料温度、減速材温度変化による出力の変化、ゼノン濃度の変化による出力の変化を評価し、これらの出力変化に伴う非定常の燃料温度、炉内構造物温度を評価するシステムにする。本コードシステムは、HTTRを用いた定常試験、非定常試験時の燃料温度、炉内構造物温度、冷却材温度、RPV温度等の実測値と解析値の比較により検証する。

プラント動特性評価システムは、安全審査で用いたTHYDE-HTGRに変わるシステムで、高温ガス炉プラントの特徴を考慮した動特性評価システムである。THYDE-HTGRは、軽水炉の挙動を解析することを目的として開発されたTHYDE-P⁽¹⁴⁾を改良したコードであるため、非凝縮ガスを用いたHTTRシステムの動特性を解析するためには不向きである。HTTRの安全解析では、加圧水系の配管破断等の事故解析以外では、水の沸騰挙動を解析する必要がないにもかかわらず、コードの大部分が水の挙動解析を行う部分であり、解析時間が長くなる、モデル化がしにくい等の問題点がある。そこで、非凝縮性ガスを冷却材とする高温ガス炉のプラント動特性を解析するのに最適なコードシステムを開発する。

以下にそれぞれコードシステムの概要を示す。

a) FLOWNET/TEMDIMシステム

炉心は、燃料体、可動反射体ブロック等の黒鉛構造物を積み重ねて構成されるため、炉心の冷却材の流れには、燃料体の周囲を冷却する流れの他に、固定反射体ブロック間のすき間から炉心に直接流れ込む漏れ流れ、燃料体等のカラム間の隙間を流れるバイパス流れ、燃料体等の積層面を横切るクロス流れがある。燃料の冷却に直接寄与しない漏れ流れ、バイパス流れ、クロス流れの割合が増加すると燃料温度が上昇するため、熱流動設計におい

では、これらの流れを考慮してFLOWNET及びTEMDIMを用いて冷却材流量配分計算及び燃料温度評価を行っている。熱流動設計の流れをFig. 3.2に示す。

FLOWNETによる炉心内の冷却材流量配分計算では、炉心内の冷却材流路網にノードと呼ばれる代表点を取り、各ノード間を等価な流路面積、流路長さ、代表直径等を有する1次元の流路ブランチで結合して炉内流路をモデル化する。各ノード及びブランチにおける連続の式、エネルギー式及び運動方程式を解き、流路網内の定常状態における温度、圧力及び流量分布を計算する。TEMDIMによる燃料温度計算では、燃料チャンネルを2次元円筒領域の組み合わせでモデル化し、冷却材流量配分、核設計から得られた出力分布及び中性子照射量分布結果に基づいて、2次元定常熱伝導方程式、冷却材熱平衡式を解き、燃料温度を求める。

HTTRの流量配分及び燃料温度評価においては、Fig. 3.3に示すHTTR炉心の水平断面内の1/6領域をFig. 3.4に示すように詳細にモデル化して、FLOWNETにより炉内流量配分を求める。その後、TEMDIMでは、炉心を複数の円筒形状チャンネルで代表し、FLOWNETの結果を用いて、チャンネル回りの2次元温度分布を計算し、さらに工学的安全係数を考慮して燃料温度を算出する。

b) 定常時炉内温度分布評価システム

HENDELの温度分布評価用に開発した有限要素法温度分布解析コード(SSPHEAT)⁽¹⁵⁾を基にして、炉心部、RPV、VCSを2次元軸対称でモデル化する。モデル化にあたっては、炉心部の熱伝導、VCSへの熱移動等の高温ガス炉固有の伝熱挙動を正確に考慮する。

c) TAC-NC/BLOOST-J2システム

高温ガス炉でシビアアクシデントとなる可能性がある減圧事故+スクラム失敗が重なった事象においては、炉心の核動特性と炉心の長期にわたる温度挙動を併せて解く必要がある。しかしながら、炉心チャンネルモデルでは全炉心の長期にわたる温度挙動を模擬できず、全炉心の温度解析モデルでは炉心動特性を評価できない。そこで、炉心チャンネルモデルを計算する炉心核動特性解析コードBLOOST-J2⁽¹⁶⁾と2次元の全炉心モデルを計算する温度計算コードTAC-NC⁽¹⁷⁾を結合して、減圧事故+スクラム失敗が重なった事象を解析できるようにする。この事象では、温度変化による反応度とXe濃度変化による反応度のバランスが原子炉の挙動を決める重要なパラメータとなるため、BLOOST-J2にXe濃度変化計算モデルを付け加え、Xe濃度と反応度を関連づけることによって1点近似の動特性方程式と同時に解くようにする。

BLOOST-J2は、制御棒の挿入や流量の減少等による原子炉出力及び反応度の変化並びに炉心部の温度変化を計算するコードである。核動特性計算部において、1点近似動特性方程式を解くことで原子炉出力及び反応度の過渡変化を計算し、伝熱計算部において、エネルギー保存式、熱伝達式、熱伝導方程式を解くことにより、Fig. 3.5に示すような、燃料、黒鉛スリーブ、冷却材、黒鉛ブロックからなる炉心チャンネルでの温度変化を求める。一方、TAC-NCは減圧事故時等に原子炉の温度分布、自然対流流量を計算するコードであり、非定常2次元熱伝導方程式を解いて、Fig. 3.6に示すような、全炉心のモデルの压力容器内の構造物の温度変化を求め、さらに冷却材の密度及び自然対流による流体の圧力損失の関係から事故時の自然対流流量を求める。

HTTRの解析を行う際には、炉心チャンネルモデル(BLOOST-J2部で計算)と全炉心モデル(TAC-NC部で計算)とに分けて解析を行う。炉心の核動特性を解析するために炉心を燃料コンパクト、黒鉛スリーブ及び黒鉛ブロックから構成される炉心チャンネルモデルで代表させ、温度変化、制御棒の移動及びXe濃度の変化を過渡的な反応度効果として考慮して、1点近似の動特性方程式により核的な動特性を解く。さらに、動特性方程式から得られた出力を全炉心モデルの発生熱として考慮して温度計算を行う。全炉心モデルでは、RPV及びその内部の構造物、VCS等を2次元軸対称でモデル化している。

d) プラント動特性評価システム

本解析コードは、炉心核計算モジュール、原子炉、熱交換器および配管の伝熱計算モジュール、ヘリウム系、水系の流動計算モジュール、制御系モジュール、安全保護系モジュールで構成する。これらの計算モジュールを適切に組み合わせることにより、プラントシステム全体の伝熱流動に関する定常、過渡応答の評価が可能となる。Fig. 3.7に本解析コードの構成を示す。

核動特性は遅発中性子6群の1点近似動特性方程式により解く。伝熱計算は、構造材中の非定常熱伝導方程式を解くことにより行う。流動計算は、質量保存式、運動量保存式、エネルギー保存式を連立に解くことにより行う。

(3) コードシステムの開発のために必要な実験

a) FLOWNET/TEMDIM及び定常時炉内温度分布評価システム

I. 総合機能試験

炉内の冷却材の圧力損失、冷却材温度等の計測結果より、炉内流量配分計算の妥当性を確認する。(FLOWNET/TEMDIMシステムのみ)

・試験条件

1 冷却材流量	12.4 kg/s
1 次冷却材圧力	約1.7MPa
原子炉入口温度	約200°C

・測定項目

- 構造材温度 (固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等)
- 1 次冷却材温度 (原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部)
(温度計測点については、Fig. 3.8 参照)
- 1 次冷却材流量、圧力
- 炉心差圧

II. 出力上昇試験

燃料温度、炉内構造物温度評価、冷却材温度評価の妥当性を検証する。

・試験条件

原子炉出力	9 MW (30%出力)、21 MW (70%出力)
1 次冷却材流量	12.4 kg/s
1 次冷却材圧力	成り行き
原子炉入口温度	180°C (30%出力)、300°C (70%出力)

・測定項目

原子炉出力

構造材温度（固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等）

1次冷却材温度（原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部）
（温度計測点については、Fig. 3.8 参照）

1次冷却材流量、圧力

炉心差圧

VCS冷却材流量

VCS冷却パネル冷却材出入口温度

III. 定格運転及び高温試験運転

燃料最高温度、炉内構造物最高温度評価の妥当性を検証する。検証にあたっては、燃料体ブロックに装荷された温度モニタを用いて定格運転時の炉心燃料温度領域の温度分布の測定を行い、FLOWNET/TEMDIM又は定常時炉内温度分布評価システムから求められた燃料体ブロック温度と比較する。

また、燃料体ブロックの燃料棒内に装荷された温度モニタにより燃料温度を計測し、定格運転又は高温試験運転時の燃料温度を計測し、FLOWNET/TEMDIMシステムから求められた燃料温度と比較する。

・試験条件

原子炉出力	30 MW
1次冷却材流量	12.4 kg/s又は10.2 kg/s
1次冷却材圧力	4.0 MPa
原子炉入口温度	395 °C
原子炉出口温度	850 °C又は950°C

・測定項目

原子炉出力

構造材温度（固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等）

1次冷却材温度（原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部）
（温度計測点については、Fig. 3.8 参照）

1次冷却材流量、圧力

炉心差圧

燃料体ブロック温度（温度モニタ、第1燃料領域1～5段）

燃料温度（温度モニタ、第1燃料領域）

VCS冷却材流量

VCS冷却パネル冷却材出入口温度

・測定方法

融点の異なるワイヤを燃料棒内及び燃料体内に装荷し、炉心温度が定常に達した後、燃料棒及び燃料体ブロックから温度モニターを取出す。これをホットラボに搬出し、ワイヤの溶融の有無をX線ラジオグラフにより確認する。

軸方向の温度分布を把握するために、第1燃料領域の燃料体に温度モニターを装荷する（5段）。これは、第1燃料領域下部の高温プレナムブロック部については、中心制御棒と第1燃料領域の冷却材のみが流れ込むため、径方向のその他の燃料カラムからの情報が

混在しないことによる。さらに、第1燃料領域は、中心制御棒の案内管表面で原子炉入口冷却材温度を測定しているため校正が容易である。

b) TAC-NC/BLOOST-J2システム

I. 総合機能試験

VCSからの除熱量の実測値と解析値を比較することにより、RPVからVCSへの除熱モデルを検証する。

・試験条件

1次冷却材流量	12.4 kg/s
1次冷却材圧力	約1.7MPa
原子炉入口温度	約200°C

・測定項目

- 構造材温度（固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等）
- 1次冷却材温度（原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部）
（温度計測点については、Fig. 3.8 参照）
- 1次冷却材流量、圧力
- 炉心差圧
- VCS冷却材流量
- VCS冷却パネル冷却材出入口温度

II. 出力上昇試験から定格運転及び高温試験運転

定常時及び過渡時の炉心部、炉心側部構造物温度、RPVの温度等の実測値と解析値を比較し、炉心部、RPVを含む原子炉モデルの妥当性を検証する。

・試験条件

原子炉出力	0 MW～30 MW
1次冷却材流量	12.4 kg/s又は10.2 kg/s
1次冷却材圧力	成り行き（常温時1.7MPa）
原子炉入口温度	常温～395°C

・測定項目

- 原子炉出力
- 構造材温度（固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等）
- 1次冷却材温度（原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部）
（温度計測点については、Fig. 3.8 参照）
- 1次冷却材流量、圧力
- 炉心差圧
- VCS冷却材流量
- VCS冷却パネル冷却材出入口温度

III. 過渡時特性試験

原子炉スクラム時の炉心部、炉心側部構造物温度、RPV温度評価特性の実測値と解析値を比較することにより、急速な過渡時（原子炉スクラム時）における炉心部モデルの妥当性を検証する。

- ・試験条件

原子炉出力	9 MW程度 (高い程よい)
1次冷却材流量	12.4 kg/sから0kg/sその後補助系の起動による流量
1次冷却材圧力	成り行き (常温時1.7MPa)
原子炉入口温度	初期180℃

- ・測定項目

原子炉出力
構造材温度 (固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等)
1次冷却材温度 (原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部) (温度計測点については、Fig. 3.8 参照)
1次冷却材流量、圧力
炉心差圧
VCS冷却材流量
VCS冷却パネル冷却材出入口温度

IV. 安全性実証試験

1次冷却材流量低下試験時の炉心側部構造材温度、冷却材温度、RPV温度等の実測値と解析値を比較することにより、冷却材の喪失事故時等の評価に対するコードシステムの妥当性を検証する。

- ・試験条件

原子炉出力	30MW
原子炉出口冷却材温度	850℃
1次冷却材流量	初期 12.4 kg/s
1次冷却材圧力	成り行き (常温時1.7MPa)

PPWC用循環機を1～3台停止する、あるいは、ヘリウム循環機の回転数を調節することで、ヘリウム流量を定格流量の0～67%にする。1, 2台停止の場合、1次冷却材流量制御系は切り離さず、循環機停止後の1次冷却材流量を1台停止の場合定格流量の67%, 2台停止の場合定格流量の33%に制御する。温度モニタの使用も考える。

- ・測定項目

原子炉出力
構造材温度 (固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等)
1次冷却材温度 (原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部) (温度計測点については、Fig. 3.8 参照)
1次冷却材流量、圧力
炉心差圧
燃料体ブロック温度 (温度モニタ、第1燃料領域1～5段)
燃料温度 (温度モニタ、第1燃料領域)
VCS冷却材流量
VCS冷却パネル冷却材出入口温度

c) プラント動特性評価システム

I. 総合機能試験

1次系、2次ヘリウム系、加圧水系、補助ヘリウム系、補助冷却水系の検証をおこなう。

・試験条件

1冷却材流量	12.4 kg/s
1次冷却材圧力	約1.7MPa
原子炉入口温度	約200℃

において、各系統の定常、非定常（循環機の停止等）の条件

・測定項目

各系統の流量、温度、圧力、循環機ヘッド等

II. 出力上昇試験

・試験条件

原子炉出口冷却材温度850℃、並列運転モードで定格出力の30%から90%まで1%/minの変化幅でランプ状に上げる。次に、定格出力の90%から100%までをステップ状に上げる。原子炉出力制御系は切り離さない。その時の原子炉出力、減速材温度等の過渡応答を評価する。

・測定項目

各系統の流量、温度、圧力、循環機ヘッド等

原子炉出力

構造材温度（固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等）

（温度計測点については、Fig. 3.8 参照）

炉心差圧

VCS冷却材流量

VCS冷却パネル冷却材出入口温度

制御系信号

III. 定格運転と高温試験運転

・試験条件

原子炉出力	30 MW
1次冷却材流量	12.4 kg/s又は10.2 kg/s
1次冷却材圧力	成り行き（常温時1.7MPa）
原子炉入口温度	常温～395℃
原子炉出口冷却材温度	850℃又は950℃
単独運転モード（PPWCのみによる運転）	
並列運転モード（PPWCとIHXの並列運転）	

この時のHTTR全体冷却システムのヒートマスバランスを評価する。

・測定項目

各系統の流量、温度、圧力、循環機ヘッド等

原子炉出力

構造材温度（固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等）

（温度計測点については、Fig. 3.8 参照）

炉心差圧

VCS冷却材流量

VCS冷却パネル冷却材出入口温度

制御系信号

IV. 過渡時特性試験

原子炉スクラム時の炉心部、炉心側部構造物温度、RPV温度評価特性の実測値と解析値を比較することにより、急速な過渡時（原子炉スクラム時）における炉心部モデルの妥当性を検証する。

・試験条件

原子炉出力	9 MW程度（高い程よい）
1次冷却材流量	12.4 kg/sから0kg/sその後補助系の起動による流量
1次冷却材圧力	成り行き（常温時1.7MPa）
原子炉入口温度	初期180℃

・測定項目

各系統の流量、温度、圧力、循環機ヘッド等

原子炉出力

構造材温度（固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等）

（温度計測点については、Fig. 3.8 参照）

炉心差圧

VCS冷却材流量

VCS冷却パネル冷却材出入口温度

制御系信号

V. 安全性実証試験

制御棒引き抜き試験及び1次冷却材流量の低下試験を実施する。

・制御棒引き抜き試験時の試験条件

原子炉出力30 MW，原子炉初期出口冷却材温度850℃，単独運転モードで，原子炉初期出力30%，50%，80%から炉心中央位置の制御棒1対を5cm未満の範囲で引き抜き，反応度をランプ状に添加する。制御棒引き抜き速度は，1mm/s，10mm/sで行う。

・測定項目

各系統の流量、温度、圧力、循環機ヘッド等

原子炉出力

構造材温度（固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等）

（温度計測点については、Fig. 3.8 参照）

炉心差圧

VCS冷却材流量

VCS冷却パネル冷却材出入口温度

制御系信号

・1次冷却材流量低下試験時の試験条件

原子炉出力30MW，原子炉初期出口冷却材温度850℃，単独運転モードで1次PWCヘリウム循環機を1～3台停止する，あるいは，ヘリウム循環機の回転数を調節することで，ヘリウム流量を定格流量の0～67%にする。1，2台停止の場合，1次冷却材流量制御系は切

り離さず、循環機停止後の1次冷却材流量を1台停止の場合定格流量の67%、2台停止の場合定格流量の33%に制御する。

・測定項目

各系統の流量、温度、圧力、循環機ヘッド等

原子炉出力

構造材温度（固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等）

（温度計測点については、Fig. 3.8 参照）

炉心差圧

VCS冷却材流量

VCS冷却パネル冷却材出入口温度

制御系信号

3. 2. 2 受動的間接炉心冷却システムの開発研究

(1) 目的

本研究では、1次系配管の破断に起因する冷却材喪失事故（高温ガス炉では、減圧事故と呼ぶ。）時に、高温ガス炉の有する固有の安全性を生かして、炉心を間接的かつ受動的に冷却するシステムの開発を行う。

軽水炉では、1次冷却材の喪失事故時に、ECCS等により炉心を直接冷却することで、燃料温度を許容値以下に保つ。一方、高温ガス炉では、炉心の熱容量が大きく、出力密度が小さいこと及び燃料の高温での健全性が優れている利点を生かして、減圧事故時に炉心の直接冷却を不要にすることができる。HTTRでは、RPVからの熱放射及び自然対流により間接的に炉心を冷却するシステム（VCS）を初めて実用化している。また、米国のGT-MHR（Gas Turbine Modular Helium Reactor）⁽¹⁸⁾、中国のHTR-10（High Temperature Gas-cooled Reactor-10）⁽¹⁹⁾等でも同様の受動的間接炉心冷却システムの設計が行われている。これらの間接炉心冷却システムは、冷却系の構成、作動流体に違いがあるものの、RPV外部から熱放射と自然対流により除熱が行われる点は同じである。そこで、HTTRでの実機試験、小型の試験装置を用いた試験及びこれらの解析評価により、将来高温ガス炉の受動的間接炉心冷却システムの開発を行う。受動的間接炉心冷却システムは高温ガス炉だけでなく、高速炉でも考えられており⁽²⁰⁾、開発した技術を高速炉にも応用することができる。

小型の試験装置を用いた試験では、VCS関連試験と炉心等価熱伝導率評価試験を行う。VCS関連試験では、RPV外部空間での自然対流熱伝達の影響や、熱反射板の効果、自然対流熱伝達を制限するために設けた対流防止板の効果、除熱量調節パネルの効果等のVCS除熱量に対する不確定要素を明らかにするための試験を実施する。また、炉心の等価熱伝導率評価試験では、事故時の燃料最高温度評価の際の重要なパラメータである等価熱伝導率を正しく評価できるようにブロックの流路孔等の空間が熱伝導率に与える影響や隣接するブロック間のギャップが炉心等価熱伝導率に与える影響等を明らかにするための試験を実施する。HTTRでの実機試験では、総合機能試験、出力上昇試験、定格、高温試験運転中に除熱量評価試験、過渡特性試験、1系統除熱試験等を実施する。

本節では、HTTRを用いて実施する試験のみを示す。

(2) 試験内容

I. 総合機能試験

総合機能試験では、1次系の循環機からの入熱により炉内及びR P V温度を約200℃まで昇温させ、V C Sの性能を評価する試験を行う。低温での運転であること、核熱運転ではない点を考慮して、定格運転、高温試験運転ではできない試験を実施する。

- ・V C S 2系統作動時、1系統不作動時、2系統不作動時の除熱量を評価する。(ただし、コンクリート温度を監視することにより、コンクリート温度が制限値以内に入る範囲で試験を実施する。)

- ・R P V周りの放射伝熱、自然対流の影響を評価する。

除熱量調節パネルに注水することにより、熱反射板の効果を求める。熱反射板間では、自然対流による伝熱が無視できるほど小さく、熱放射による伝熱に支配されることを考慮して、熱放射率、形態係数の再評価を行う。得られた熱放射率を使用することにより、除熱量調節パネルとR P V間の伝熱が熱放射によるものか、自然対流によるものか評価する。

- ・過渡状態時のV C Sの除熱量と炉内とR P Vの熱容量の関係を求める。

定常状態の試験では、R P V周りの生体遮蔽コンクリート温度を65℃より高くしない範囲(短期であれば、90℃を超えない範囲)でV C Sの冷却水流量を減らし、冷却水の出入口温度差を10℃程度生じさせ、除熱量評価を行う。

過渡試験では、炉内温度が整定後に1次系循環機をトリップさせ、A C S側の循環機を始動させる。炉内の温度が再び整定するまで運転を続ける。V C S除熱量、R P V表面温度、冷却材流量、冷却材温度等を測定して、炉心の熱容量の評価とV C S除熱量の過渡応答の評価を行う。

- ・試験条件

1 冷却材流量	12.4 kg/s
1 次冷却材圧力	約1.7MPa
原子炉入口温度	約200℃

- ・測定項目

構造材温度(固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、R P V等)

1 次冷却材温度(原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部)
(温度計測点については、Fig. 3.8 参照)

1 次冷却材流量、圧力

炉心差圧

V C S冷却材流量

V C S冷却パネル冷却材出入口温度

II. 出力上昇試験、定格運転及び高温試験運転

出力上昇時、定格運転時及び高温試験運転時のV C Sの除熱量を実験より求め、解析により評価する。

原子炉出力30%以上では原子炉入口温度は、出力に応じて原子炉入口制御系によって制御される。そのため、R P V表面温度が定格運転時と異なる(30%時に180℃、70%時に約300℃)。30%、70%出力時にV C S除熱量の測定及び解析を実施して、850℃定格運転時のV

C S 除熱量を予測する(もし、可能であれば90%出力時等にもVCS除熱量を測定する。)。V C S 側の運転条件は、定格出力運転と同じ条件とする。

・試験条件

原子炉出力	30 MW
1次冷却材流量	12.4 kg/s又は10.2 kg/s
1次冷却材圧力	4.0 MPa
原子炉入口温度	395 °C
原子炉出口温度	850 °C又は950°C

・測定項目

原子炉出力
 構造材温度(固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、R P V等)
 1次冷却材温度(原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部)
 (温度計測点については、Fig. 3.8 参照)
 1次冷却材流量、圧力
 炉心差圧
 V C S 冷却材流量
 V C S 冷却パネル冷却材出入口温度

III. 過渡時特性試験

原子炉スクラム時の炉心部、炉心側部構造物温度、R P V温度を実測し、急速な過渡時(原子炉スクラム時)におけるV C S 除熱量の変化を計測する。

・試験条件

原子炉出力	9 MW程度(高い程よい)
1次冷却材流量	12.4 kg/sから0kg/sその後補助系の起動による流量
1次冷却材圧力	成り行き(常温時1.7MPa)
原子炉入口温度	初期180°C

・測定項目

原子炉出力
 構造材温度(固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、R P V等)
 1次冷却材温度(原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部)
 (温度計測点については、Fig. 3.8 参照)
 1次冷却材流量、圧力
 炉心差圧
 V C S 冷却材流量
 V C S 冷却パネル冷却材出入口温度

IV. 安全性実証試験

1次冷却材流量低下試験時の炉心側部構造材温度、冷却材温度、R P V温度等を実測し、冷却材の喪失事故時等のV C S の除熱量の変化を計測する。

・試験条件

原子炉出力	30MW
原子炉出口冷却材温度	850°C

1次冷却材流量	初期 12.4 kg/s
1次冷却材圧力	成り行き (常時1.7MPa)

PPWC用循環機を1～3台停止する、あるいは、ヘリウム循環機の回転数を調節することで、ヘリウム流量を定格流量の0～67%にする。1, 2台停止の場合、1次冷却材流量制御系は切り離さず、循環機停止後の1次冷却材流量を1台停止の場合定格流量の67%、2台停止の場合定格流量の33%に制御する。

・測定項目

原子炉出力

構造材温度 (固定反射体内外面、側部遮蔽体、炉心拘束機構、RPV等)

1次冷却材温度 (原子炉出入口、炉心側部、炉心入口部、高温プレナムブロック部)
(温度計測点については、Fig. 3.8 参照)

1次冷却材流量、圧力

炉心差圧

燃料体ブロック温度 (温度モニタ、第1燃料領域1～5段)

燃料温度 (温度モニタ、第1燃料領域)

VCS冷却材流量

VCS冷却パネル冷却材出入口温度

3.3 燃料

(1) 目的

高温工学試験研究の基本的進め方の一つとして、高温ガス炉技術の基盤の確立及び高度化が挙げられている。これを受けて、燃料、核分裂生成物挙動に関する以下の試験研究を行い、将来高温ガス炉の開発に資する。

燃料については、初装荷燃料、高燃焼燃料、ZrC被覆燃料についてTable 3.1に示す試験研究を行う。高燃焼燃料の開発は、平成17年度にHTTRに装荷することを目標に行う。また、核分裂生成物挙動に関しては、Table 3.2に示す試験研究を行う。

ここでは、HTTRの低出力運転、出力上昇試験、定格運転 (照射試験等を除く) 時に実施する、燃料及び核分裂生成物挙動関係の試験について、その目的、評価方法及び試験方法について整理する。上記表中で網掛けしたものがその対象である。初装荷燃料を対象とした試験となるが、この結果を基に燃料照射挙動、核分裂生成物放出・移行挙動に関する解析モデルを開発し、高燃焼燃料、ZrC被覆燃料の研究開発に資する。

試験項目は以下のとおりである。

- ・初装荷燃料性能評価
- ・核分裂生成物沈着分布測定
- ・有機ヨウ素測定試験
- ・ダストサンプリング試験

(2) 内容

a) 初装荷燃料性能評価

I. 目的

燃料の照射健全性及び通常時の燃料からの核分裂生成物放出挙動の研究のために実施する。

1次冷却材中の希ガス濃度から(R/B)を評価し、炉心内の被覆燃料粒子の破損率を推定する。推定した時間依存の破損率から、被覆燃料粒子の破損挙動の研究を行う。具体的には、以下に示す検討を行う。

- ・これまでキャプセル照射試験等のデータを用いて開発してきた貫通破損粒子及びコンパクトマトリックス汚染ウランからの希ガス放出モデル⁽²¹⁾を用いて、破損率の推定を行う。

- ・この結果に基づき、初期健全粒子又はSiC層破損粒子が貫通破損に至る確率と実際の燃料挙動を比較する。特に、初装荷燃料の製造実績では、貫通破損率が低く、SiC層破損率が高いため、製造時のSiC層破損粒子が運転開始後比較的早い時期に貫通破損に至り、希ガスの放出率が増加すると予想される。そのため、本試験データを用いて現在開発中の破損モデル⁽²²⁾のうち、特にPyC層の破損モデルの妥当性の検討を行う。

- ・温度等の炉心内の燃料の状態変化に伴う希ガスの放出率変化から活性化エネルギー等を求め、実炉における希ガス放出モデルの妥当性を検討する。

II. 評価方法

1次冷却材中の希ガス濃度から放出率(R/B)を評価し、炉心内の出力、燃料温度評価結果を用いて炉心平均及び領域平均の貫通破損率を計算する。燃料温度、出力のノミナル値を実際の運転条件、製造データ等に基づき評価する。希ガスの放出モデルは、これまでのキャプセル照射等によりその精度を含め評価済である⁽²¹⁾、⁽²³⁾。破損モデルについては現在開発中であり、今後キャプセル照射試験データ等を用いて精度検討を行いHTTRへの適用に備える。

III. 試験方法

1次ヘリウムサンプリング設備及びFFDを用い、1次冷却材中のKr、Xe濃度を求める。サンプリングの場合の対象核種は、^{85m}Kr、⁸⁷Kr、⁸⁸Kr、¹³³Xe、¹³⁵Xe、^{135m}Xe、¹³⁷Xe、¹³⁸Xeである。測定は低出力運転から1日1回程度行う。このために特に特殊な運転を行う必要はないが、炉心が定常状態になっているときに測定することが望ましい。

b) 核分裂生成物沈着分布測定

I. 目的

通常時の燃料からの核分裂生成物の放出挙動及び1次系内挙動の研究のために実施する。

セシウム、ヨウ素の放出量は、1次冷却材のサンプリングでは得ることができないため、HTTRの1次系配管・機器内面への核分裂生成物沈着量及び分布を測定し、セシウム、ヨウ素の燃料からの放出量を推定する。また、沈着分布評価モデルの妥当性を検討する。

II. 評価方法

セシウムの放出量は、被覆燃料粒子及び燃料棒の拡散を数値解析するコードFORNAX⁽²⁴⁾により評価する。ヨウ素の放出量は、a)に述べた希ガスと同様のモデルで評価する。沈着分布については、吸脱着及び母材内拡散をモデル化したコードPLAIN⁽²⁵⁾により評価する。

放出量及び沈着分布ともに、設計段階で評価を終了しているが⁽²⁶⁾、⁽²⁷⁾、実際の破損率、燃料温度、機器・配管温度等を用いて再評価を行い、モデルの妥当性等の検討を行う。

III. 測定方法

1次冷却設備の機器・配管表面をガンマ線測定し、そのエネルギー分析を行うことにより核種同定を行う（仮設）。当面は、定格運転以降、原子炉が停止している時にセシウムの測定を行う。測定箇所は、運転後の線量率及び測定機器の配置を検討して決定する。測定結果を見て、将来、運転中に遠隔測定を実施できればヨウ素の沈着分布測定を実施する。

c) 有機ヨウ素測定試験

I. 目的

通常時の1次系における核分裂生成物挙動の研究のために実施する⁽²⁸⁾、⁽²⁹⁾。

HTTR 1次系内における有機ヨウ素の割合を測定し、その生成・分解メカニズムを明らかにする。まず、有機ヨウ素の割合が化学平衡モデルで表すことができるかどうかを検討し、必要に応じ、炉内黒鉛部との分解反応等を考慮した反応速度論に基づくモデルの開発を行う。

II. 評価方法

1次冷却材中のヨウ素を捕捉し、その中の有機ヨウ素割合を求める。求めた有機ヨウ素割合と不純物濃度、冷却材温度、炉心内温度等の相関を検討する。

測定結果を化学平衡モデルによる各状態における有機ヨウ素割合計算結果と比較検討する。

III. 測定方法

1次ヘリウムサンプリング設備にNaOHトラップ（有機ヨウ素）及びコールドトラップ（無機ヨウ素）を仮設で設ける。原子炉内温度が異なる条件でトラップされたヨウ素量を測定する。また、この時の不純物濃度は計算時の入力条件となるので別途測定する。

破損率が低い場合、ヨウ素が1次ヘリウムサンプリング設備に到達しない可能性があるため、HTTRで本試験が可能かどうかは、運転開始後グラブサンプリングによりヨウ素濃度を測定し検討する。

d) ダストサンプリング試験

I. 目的

通常時及び事故時の1次系における核分裂生成物挙動の研究のために実施する。

1次冷却系内のダスト濃度を測定し、その発生メカニズムの解明、ダスト上への核分裂生成物の付着モデルの開発、ダストの配管への付着・離脱メカニズムの解明を行う。

II. 評価方法

1次冷却材中のダストをサンプリングし、濃度、組成、粒径分布、放射能量等を測定する。

III. 測定方法

1次冷却材のサンプリングを行う。粒径等の測定は仮設のサイクロンセパレーターで行う。運転開始後連続サンプリングを行い、適宜データを取得する。

3. 4 安全性研究

(1) 目的

将来高温ガス炉とHTTR等の従来炉の建設、運転における安全確保の方法の相違点をFig. 3.9に示す。HTTRでは、安全審査により、原子炉の安全性が確保されることを確認した後、設計及び工事の方法に関する認可を受け、使用前検査を受けて、原子炉の運転許可を受ける。この方法で、原子炉の安全性は十分に確保できるが、近年、原子炉に対してさらに厳しい安全性が要求されている点を考慮して、最も厳しい事故を模擬する試験（安全性実証試験）を実施し、安全審査の結果どおりの原子炉の安全が確保されていることを確認する。これは、解析による安全性の証明以外にも、安全性を実際の炉を用いて実証した後、原子炉の運転許可を得る点が従来炉と異なる。

従って、将来高温ガス炉では、その固有の安全性を生かして、あらゆる事故に対しても、燃料の有意な破損を起こさないようにすること、また、事故により原子炉に対する損傷が起こらないように配慮した設計を進めている。

しかし、解析により原子炉の事故時の安全性を証明したとしても、いきなり、将来高温ガス炉で安全性実証試験を実施することはできない。実規模に近い原子炉を用いて、安全性実証試験が可能かどうか確認する必要がある。HTTRでは、Fig. 3.10に示すように、安全性実証試験を安全に行うことができるかどうか確認する。また、将来高温ガス炉では、従来どおり安全審査を実施し、解析によっても安全性を証明するため、安全評価用のコードの信頼性を高める必要がある。安全性実証試験時の原子炉の状態を測定し、安全評価用のコードを検証し、高精度化する。

安全性実証試験としては、燃料温度が最も高くなる可能性のある減圧事故と反応度事故を選定する⁽³⁾。HTTRでは、まず、反応度事故の模擬試験として制御棒引き抜き試験を行い、減圧事故の模擬試験として1次冷却材流量低下試験を行う。その後、原子炉の安全性を確認した後、段階的により厳しい試験を実施する。第2期炉心では、1次冷却材流量の完全停止試験、減圧状態における1次冷却材流量の完全停止試験、反応度吸収材を有するキャプセルの急速引き抜き試験等を計画する。Table 3.3に安全性実証試験のスケジュールを示す。

(2) 内容

a) 制御棒引き抜き試験

・ 試験条件

原子炉出力30 MW，原子炉初期出口冷却材温度850℃，単独運転モードで，原子炉初期出力30%，50%，80%から炉心中央位置の制御棒1対を5cm未満の範囲で引き抜き，反応度をランプ状に添加する。制御棒引き抜き速度は、1mm/s、10mm/sで行う。

・ 測定項目

原子炉熱出力，原子炉出力設定値，出力領域中性子束，制御棒位置

1次冷却材流量、温度

炉内構造物温度

・ 評価

反応度が炉心温度の上昇に伴って、原子炉出力が低下することにより、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間の燃料温度の変化が緩慢であることを確認する。また、本試験で取得した測定データとプラント動特性評価システムによる解析結果を比較する。

b) 1次冷却材流量低下試験

・ 試験条件

原子炉出力30MW、原子炉初期出口冷却材温度850℃、単独運転モードで1次PWCヘリウム循環機を1～3台停止する、あるいは、ヘリウム循環機の回転数を調節することで、ヘリウム流量を定格流量の0～67%にする。1、2台停止の場合、1次冷却材流量制御系は切り離さず、循環機停止後の1次冷却材流量を1台停止の場合定格流量の67%、2台停止の場合定格流量の33%に制御する。

・ 測定項目

各系統の流量、温度、圧力、循環機ヘッド等

原子炉出力

炉内構造物温度、RPV温度

冷却機器の構造物温度

VCS除熱量、冷却パネル温度

・ 評価

反応度が炉心温度の上昇に伴って低下し、原子炉出力が低下することにより、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間の燃料温度の変化が緩慢であることと許容温度を満足することを確認する。また、本試験で取得した測定データとプラント動特性解析コードシステムによる解析結果を比較する。

c) その他の試験

a), b)の試験の評価を実施し、HTTRの安全性が実証された後、以下の試験についても認可を受け、試験を実施する予定である。

1次冷却材流量の完全停止試験、低圧力での1次冷却材流量の完全停止試験、反応度吸収材を有するキャプセルを炉心から急速に取り出す急速な反応度添加試験等を実施する予定である。

3. 5 高温機器

3. 5. 1 原子炉圧力容器及び炉心拘束機構の監視試験

(1) 目的

HTTRの原子炉圧力容器は、軽水炉のそれと同様に、供用期間中の監視試験が義務づけられている。原子炉圧力容器の累積高速中性子照射量 ($E>1$ MeV) は最大 8×10^{16} n/cm²、ノミナル 2.8×10^{16} n/cm² (モデル化上の保守性のみ含む) と低いため、高速中性子照射による脆化はほとんどないと予想される。一方、原子炉圧力容器通常運転時温度は、約400℃であるため、熱時効脆化は無視し得ない。

炉心拘束機構は、固定反射体ブロックを緊縛し、ブロック間の流れを制限する機能を有しているが、その温度が通常運転時約410℃となるため、応力緩和 (リラクセーション) を生じる。

HTTRでは、原子炉圧力容器の脆化及び炉心拘束機構のリラクセーションを監視するために、監視試験を実施する。

(2) 監視試験方法

原子炉圧力容器胴板材（SCMV4-2）の母材、溶着金属、熱影響部について、引張試験、衝撃試験、CT試験及び磁気的特性変化を利用した余寿命評価試験を実施する。CT試験片については、監視試験片ホルダ内への挿入性から、RCT試験片を採用している。

原子炉圧力容器下フランジ鍛造材（SFVAF22B）については、引張試験、衝撃試験及びCT試験を実施する。炉心拘束機構拘束バンド引張材（SNB16）については、リラクセーション試験及び衝撃試験を実施する。原子炉圧力容器及び炉心拘束機構拘束バンド引張材の監視試験項目についてまとめてTable 3.4に示す。

原子炉圧力容器及び炉心拘束機構の監視試験は、HTTRの定格運転開始後、2年後、5年後、10年後及び寿命末期の4回行うことを計画している。

原子炉圧力容器胴板材及び下フランジ鍛造材の引張試験及び衝撃試験については、JEA C 4201-1986「原子炉構造材の監視試験方法」⁽³⁰⁾に準拠して実施する。特に、照射前試験における引張試験温度は、強度の温度依存性を把握するため、室温、使用温度及び両者の中間の温度とする。また、照射後試験における引張試験温度は、シャルピー遷移曲線の上部棚付近の温度の他、照射前試験における引張試験温度のうちの一温度を含む温度で実施する。衝撃試験（照射前試験・照射後試験）に関しては、横膨出量、吸収エネルギー、延性破面率に関する平均の遷移曲線を描き、横膨出量0.90 mm、吸収エネルギー41 J及び68 Jに対応する温度並びに上部棚吸収エネルギーを求める。

原子炉圧力容器胴板材及び下フランジ鍛造材のCT試験については、シャルピー遷移曲線の上部棚域の破壊靱性値JICの低下をASTM-E813⁽³¹⁾に準拠して評価する。

余寿命評価試験は、圧力容器が高速中性子照射等によって金属組織に変化を起こした場合、磁気的特性、特に、保磁力が変化することに着目した方法であり、照射前及び照射後の試験片のBH曲線（B：磁束密度、H：磁場の強さ）を比較する。

拘束バンド引張材のリラクセーション試験は初期に所定のひずみを与え、照射後計測した残留ひずみとの差から応力緩和量を算定する。照射後の残留ひずみ計測法として、2種類の方法を考えている。すなわち、①照射後試験片の表面にひずみゲージを貼り付け、ナットを取り外す前後のひずみを測定する。②照射後試験片のナットを取り外す前後の標点間距離をレーザー計測等の方法で精密に計測し、ひずみを計算する。

拘束バンド引張材の衝撃試験については、最低使用温度（10℃）における横膨出量及び吸収エネルギーが規定値を満足することを確認する。

3. 5. 2 中間熱交換器（IHX）の高性能化

(1) 目的

a) 構造設計

HTTRのIHXは、最大950℃の高温雰囲気中で使用されるため、高温ヘッダ（Hot Header）、伝熱管等（Fig. 2.4参照）のクリープ損傷が大きくなる。従って、20年の運転期間（約10万時間）において、高温構造設計指針⁽⁷⁾に規定されるクリープ損傷の許容値を満足させるためには、原子炉出口冷却材温度が700℃以上の領域において、1次及び2次冷却材の昇温及び降温速度を25℃/h以下にする運転制限を加えている。運転が容易であることが特長の高温ガス炉にとっては、このような運転制限は好ましくない。また、近年の新型炉の開発では、他のエネルギー源との競争が激しくなり、経済性の改善が重要な課題にな

っている。米国で設計が進められている高温ガス炉にガスタービンを接続した発電プラントGT-MHR⁽¹⁸⁾では、原子炉出口冷却材温度は850℃であるものの、IHXの設計寿命を40年、交換熱容量を450～600MWにすることが要求されている。

そこで、HTTRのIHXを用いて高温ヘッダ、伝熱管等の温度、1次及び2次冷却材の温度、流量、圧力等を計測し、設計寿命の再評価を実施し、長寿命化、大容量化のための構造改良、構造設計指針の見直し、評価方法の精度の向上を目指す。

b) 伝熱設計

HTTRのIHXでは、ヘリカル型の伝熱管の各層の間に伝熱促進板を設置して、管外流速を向上させることにより熱伝達率を向上させ、かつ、熱放射を促進させて伝熱性能を向上させている。将来、大容量のIHXを設計する場合には、伝熱性能の向上が必要不可欠になる。従って、伝熱促進板の効果を定量的に評価するとともに、伝熱管内部の伝熱の促進等についても改良を加える。

c) その他

HTTRのIHXでは、伝熱管等の1次系と2次系のバウンダリの供用期間中検査(In Service Inspection :ISI)が義務付けられている。軽水炉の蒸気発生器等の伝熱管のISIでは、伝熱管の表面のクラックを検知することにより、伝熱管の破損を防止してきた。しかし、高温用のIHXでの伝熱管の破損モードは、クリープ座屈等であり、伝熱管の内部に発生するボイド等の欠陥を検知することにより、破損を防止しなくてはならない。従って、表面欠陥だけでなく、内部の欠陥を検知する装置を開発する必要がある。そこで、従来型のセンサに加えて、新型のセンサの開発を実施する。

(2) 内容

出力上昇試験、定格運転、高温試験運転時のIHX内部の構造材温度、冷却材温度を測定し、発生応力、伝熱性能の再評価を実施する。

- ・ 試験条件

IHXの試験のために特別な条件はない。

- ・ 測定項目

1次、2次冷却材流量、出入口温度

IHX内部の構造物温度 (Fig. 3.11参照)

3. 5. 3 加圧水冷却器の伝熱性能の向上

(1) 目的

加圧水冷却器は、高温ガス炉にガスタービンを結合した高温ガス炉ガスタービンシステムの圧縮機の上流側に設置するプレクーラとして使用することが予定されている。HTTRの加圧水冷却器は、伝熱性能を向上させるために、バッフル板の間隔を変える、冷却材のバイパスの防止対策を行う等の新しい設計を採用している⁽¹⁹⁾。HTTRの試験では、精度の高い伝熱性能式を求め、高温ガス炉ガスタービンシステムの設計精度を向上する。

(2) 内容

出力上昇試験、定格運転、高温試験運転時の加圧水冷却器の伝熱性能評価

- ・ 試験条件

加圧水冷却器の試験のために特別な条件はない。

- ・ 測定項目

1次冷却材流量、出入口温度

加圧水冷却材流量、出入口温度

3. 6 核物理

核物理に関する試験については、山下らがその内容について詳細にまとめているので⁽⁴⁾、ここでは特徴的な試験についてのみ示す。

3. 6. 1 円環炉心の臨界特性

原子炉出力450～600MWの将来高温ガス炉では、減圧事故時に燃料最高温度が許容温度(1600～1800℃)を超えることを防ぐために、燃料を円環状に配置し、炉心中央部には発熱に寄与しない黒鉛領域を設けた円環炉心が主流になっている。そこで、HTTRでは、臨界近接の際、燃料ブロックをまず円環状に設置し、この場合の臨界特性を調べることで、将来高温ガス炉の開発に必要なデータの取得を行う。

3. 6. 2 反応度停止余裕の測定試験

反応度停止余裕を測定するための制御棒落下実験の評価方法として積分計数法が多く用いられてきた。積分計数法は、制御棒の挿入時間がHTTRのように10秒近くかかる場合には、誤差が大きくなり最適ではない。そこで、開発中の遅れ積分計数法と逆動特性法⁽⁵⁾を用いて反応度停止余裕の測定を行う。

3. 6. 3 過剰反応度測定試験

これまでの測定試験では、個々の制御棒の反応度値から原子炉の過剰反応度を求めている。個々の制御棒反応度値からは考慮されない制御棒間の干渉効果等を考慮するために修正因子を導入し、実験値を補正して過剰反応度を求める方法を確立する。

3. 6. 4 スクラム後の反応度変化の測定

HTTRでは、制御棒被覆管が損傷することを防止するため、原子炉出口冷却材温度750℃以上の状態からの原子炉スクラム時には、まず、炉心外周部の可動反射体領域の9対の制御棒を挿入し、炉心温度の低下を待って燃料領域の制御棒7対を挿入する2段階挿入方式を採用する。本試験では、1段階スクラム後の反応度変化を計測し、スクラム後の反応度評価を実施する。

3. 7 計測制御

3. 7. 1 ニューラルネットワークによるHTTRの監視

(1) 目的

従来の軽水炉プラントの安全保護系は、選定された信号にある一定のしきい値を設定し、原子炉からの信号がその範囲を超えた場合にのみ警報を発する。軽水炉の場合、事象の推

移が高温ガス炉に比べて速く、しきい値に達するまでの時間が短いため、しきい値に到達するまでの間に異常を検知しても、運転員が対応するのは困難である。一方、高温ガス炉の場合は、事象の推移が非常に緩慢であるため、しきい値に到達するまでに異常を検知することで、運転員の操作等により、事象の拡大を防ぐことができる。しかし、緩慢な異常事象を検知するためには、運転員があらゆる信号を連続的に監視し続け、通常運転との差を見つける必要がある。通常運転との差を発見したとしても、異常事象かどうかの判断を運転員に期待するのは、運転員の負担を増やすだけで、将来高温ガス炉としては適当ではない。

ニューラルネットワークを用いた監視では、ニューラルネットワークに過去の運転データを学習させることにより原子炉のモデルを構築し、プラントの微少な異常兆候を早期検知することが可能である。最近では、ニューラルネットワークに、燃料の燃焼による反応度の変化等のプラントの異常ではない変化を取り込み、徐々に更新していく適応学習法を開発した例もある⁽³⁴⁾。このように、原子炉の異常をニューラルネットワークを用いて評価することは、高温ガス炉では非常に有効と考えられる。

そこで、HTTRから入力信号をもとに、ニューラルネットワークによりHTTRのモデルを構築し、HTTRの異常を早期に検知するシステムを構築する。

(2) 内容

HTTRの通常運転時の原子炉出入口温度、1次冷却材流量、1次冷却材圧力、2次系の中間熱交換器出入口温度、2次系流量、2次系圧力、加圧水系の1次加圧水冷却器の出入口温度、加圧水流量、加圧水圧力、外気温度を入力条件として、ニューラルネットワークにより原子炉をモデル化する。運転中のこれらの状態値を入力条件としてHTTRの異常状態を検知する。

特に、高温ガス炉特有のゆっくりした異常事象を検知できるようにする。

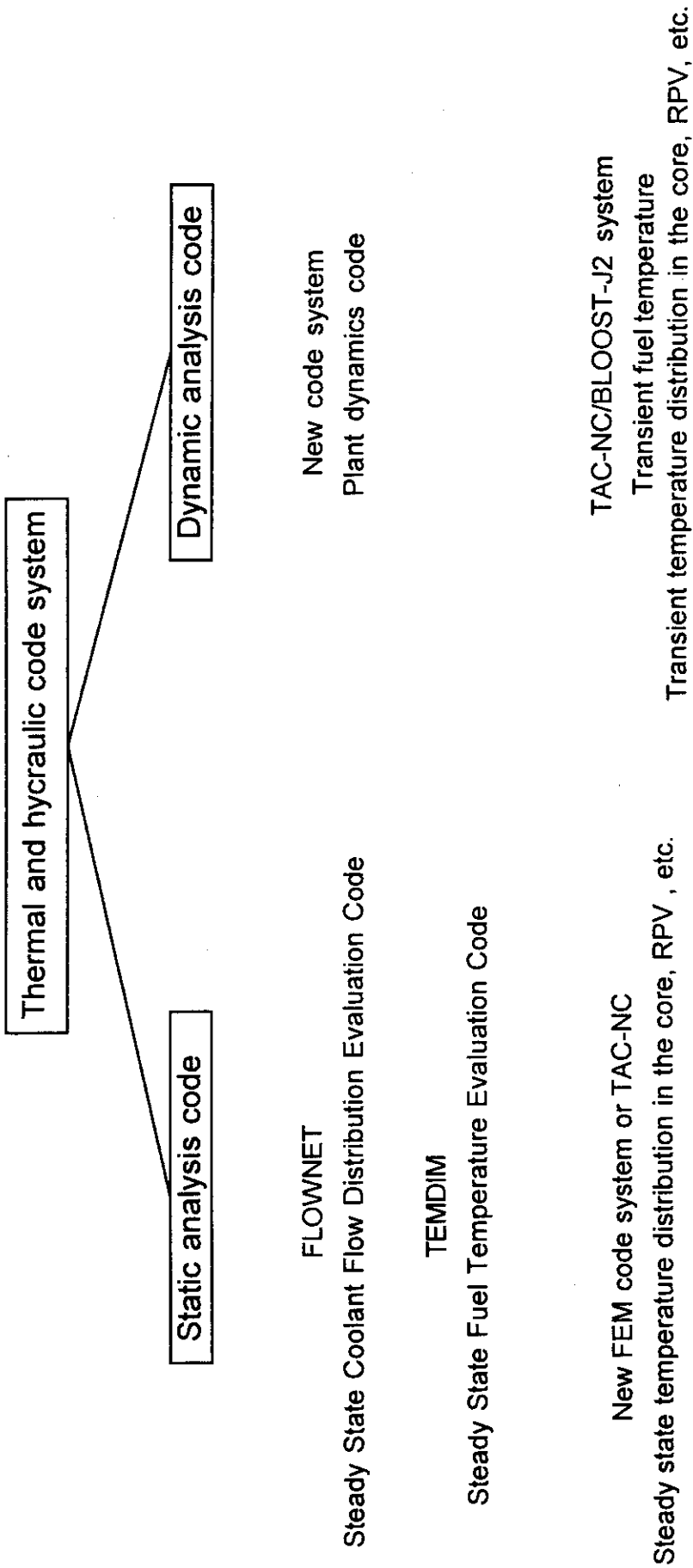


Fig. 3.1 Thermal and hydraulic evaluation code system for HTTR and future generation HTGR

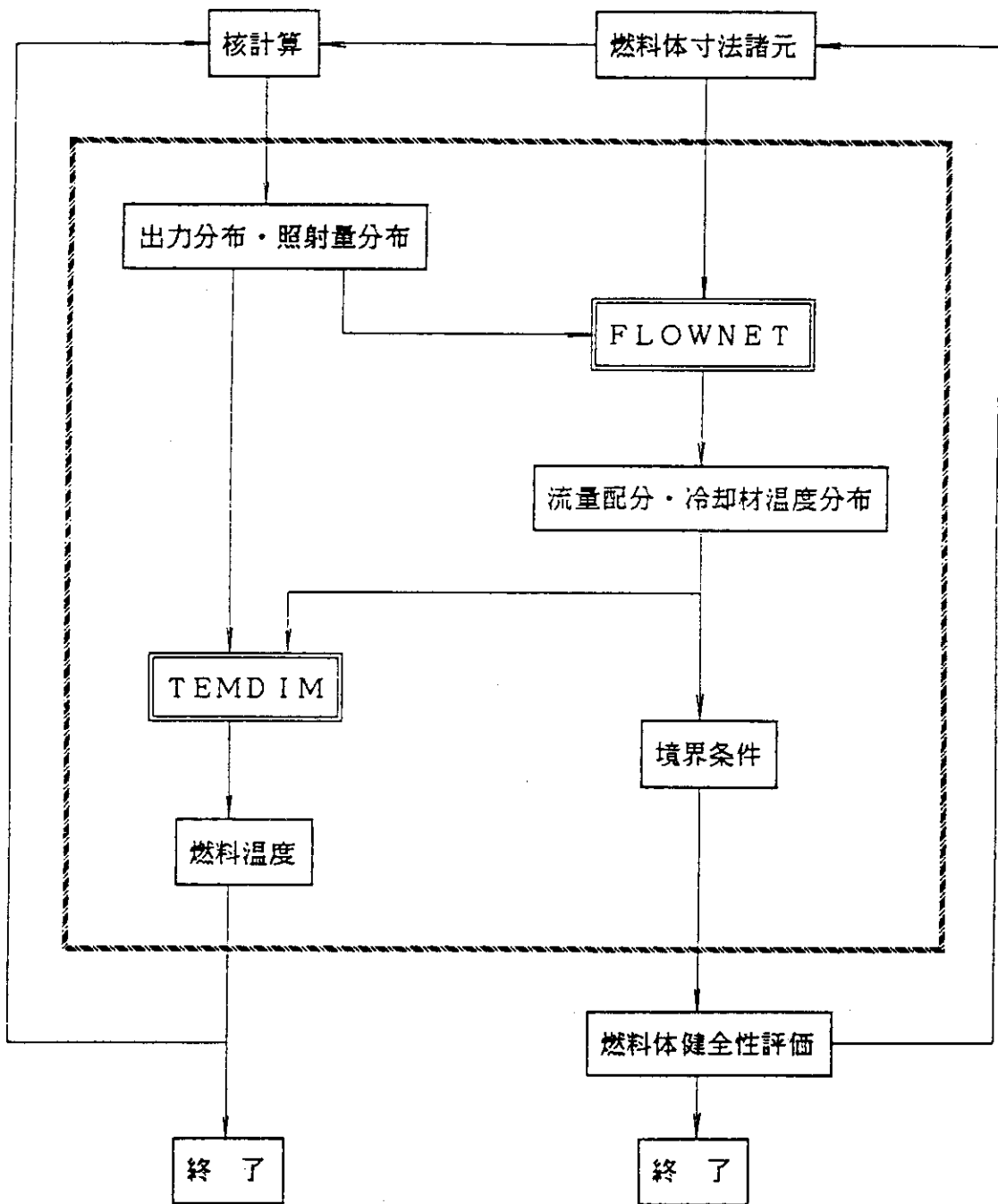


Fig. 3.2 Schematic flow of FLOWNET/TEM DIM system

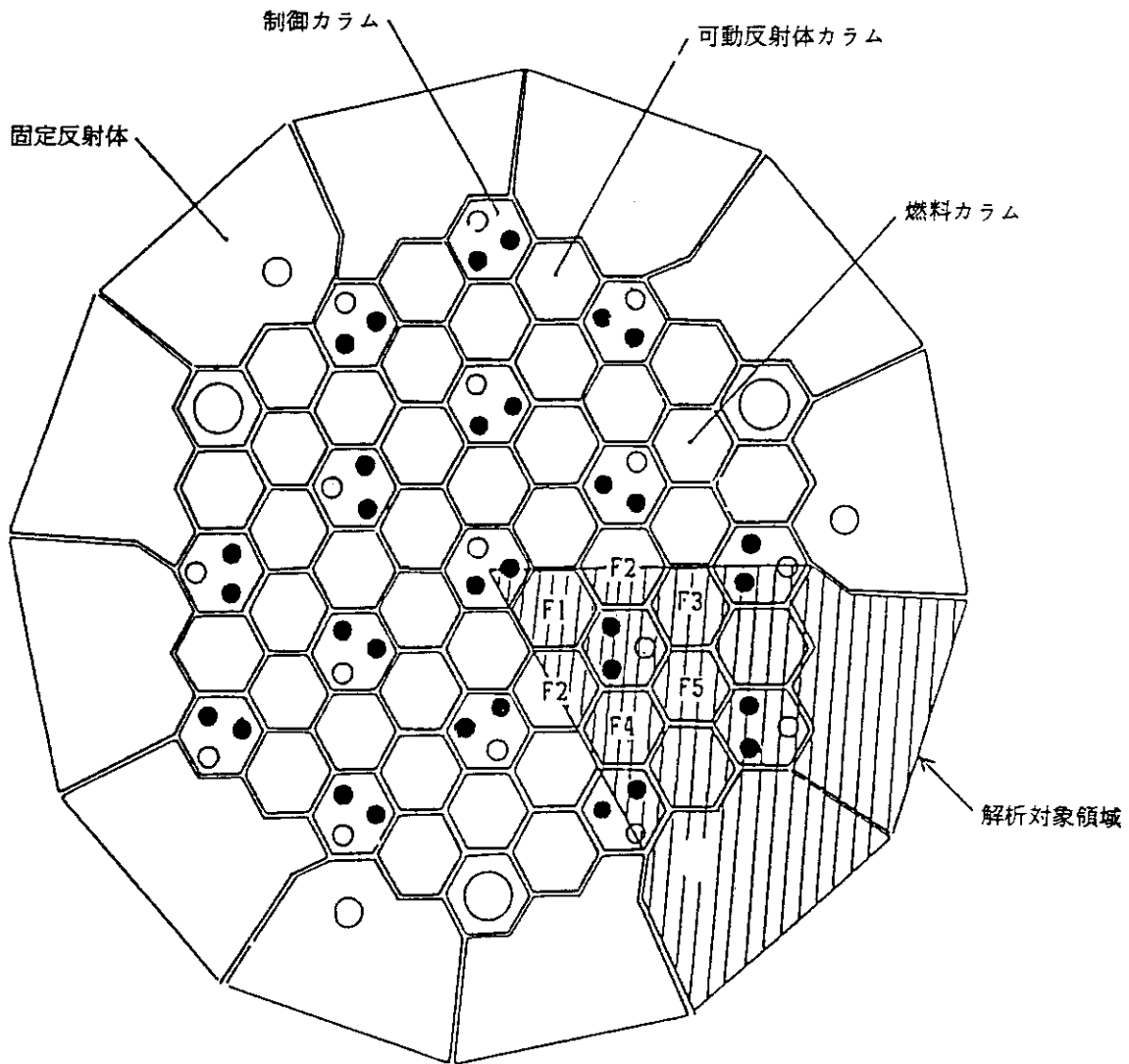


Fig. 3.3 Region of analytical model in core cross section

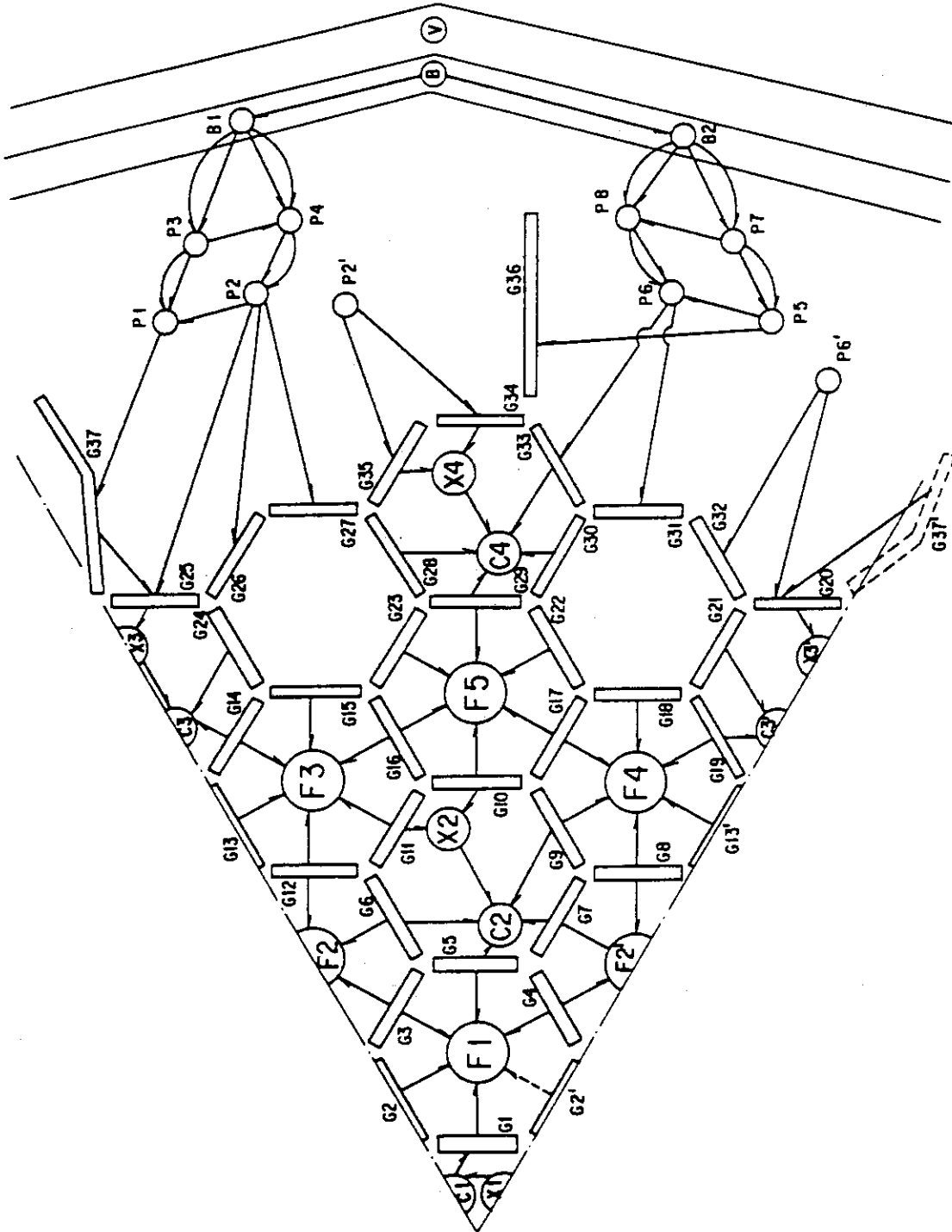
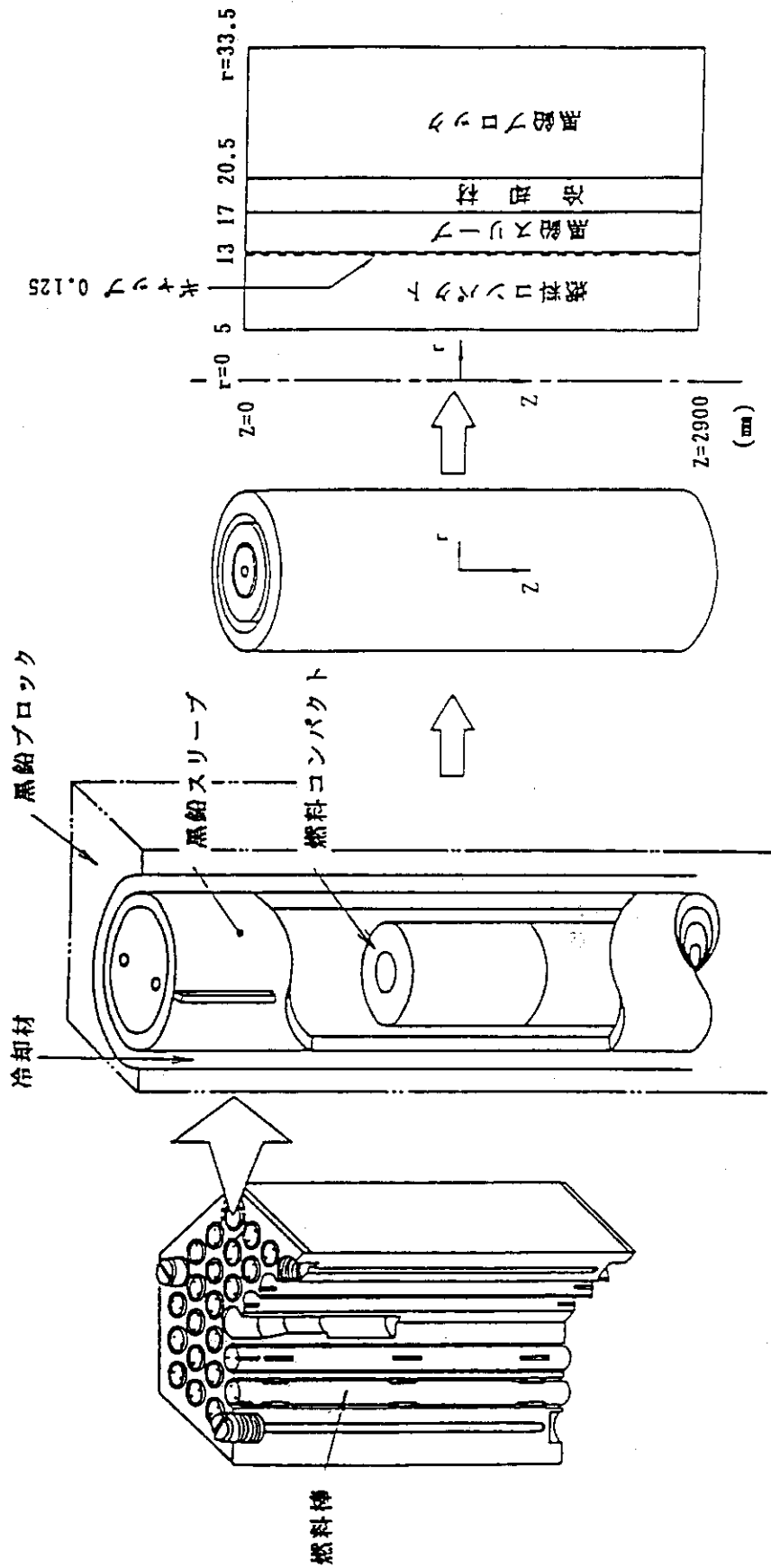


Fig. 3.4 Flow network in analytical model



H T T R 燃料体断面

等価な円柱

BLOOST-J2コードで使用した解析モデル

Fig. 3.5 Analytical model of BOOST-J2

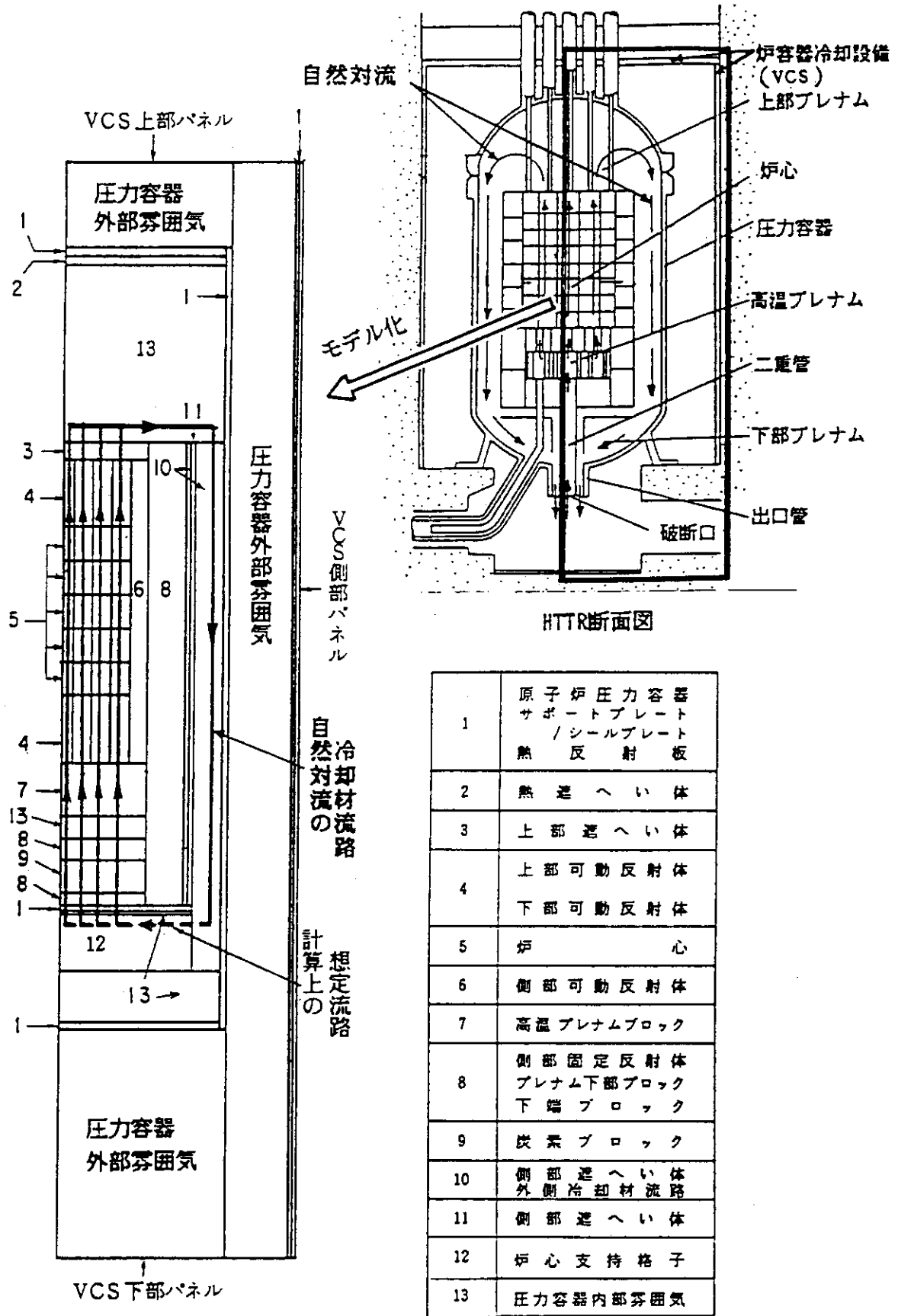


Fig. 3.6 Analytical model of TAC-NC

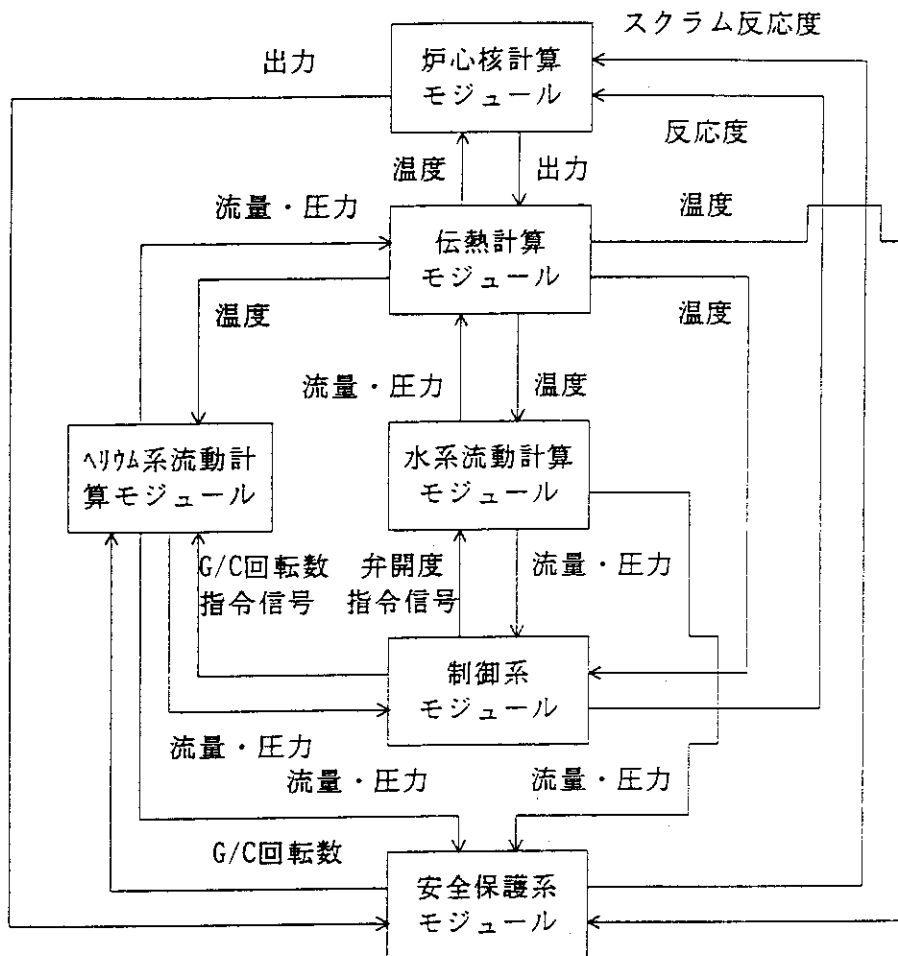
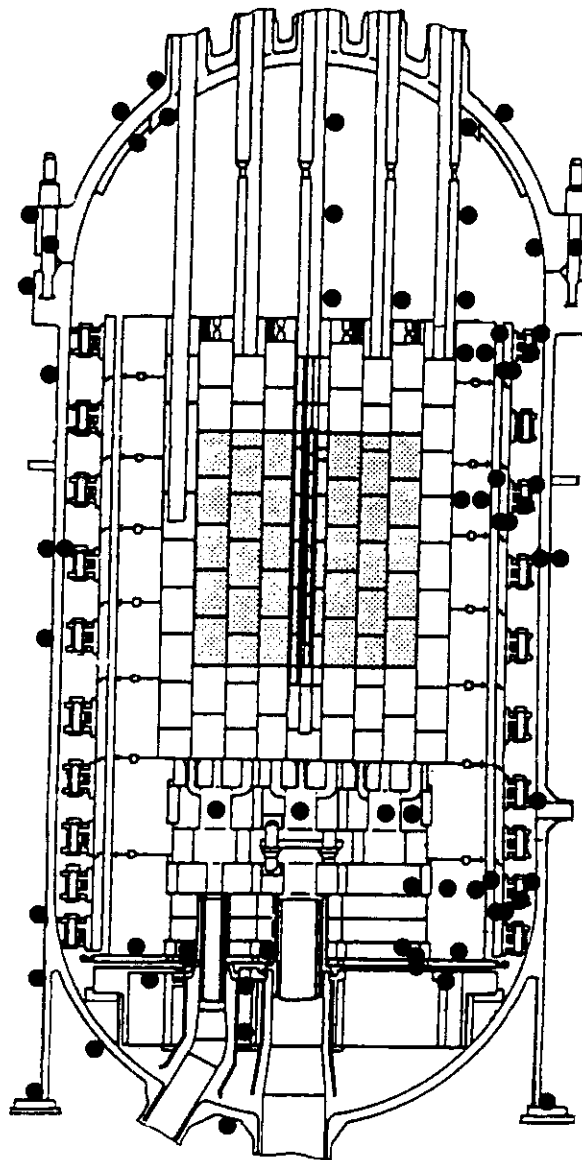


Fig. 3.7 Schematic flow of plant dynamics evaluation system



● Position of thermocouple

Fig. 3.8 Position of thermocouples on RPV and reactor internal components

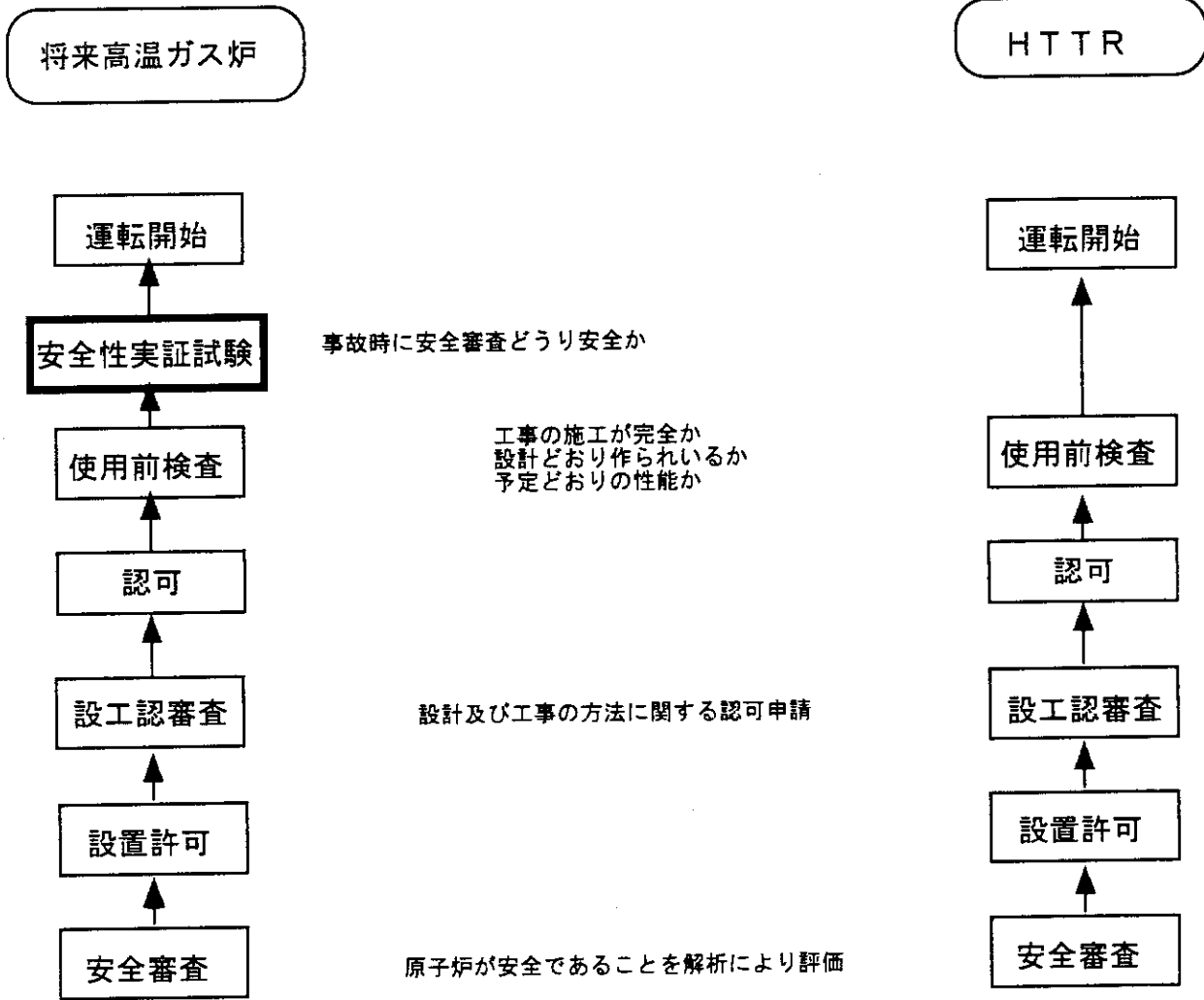


Fig. 3.9 Licensing procedure for future generation HTGR and HTTR

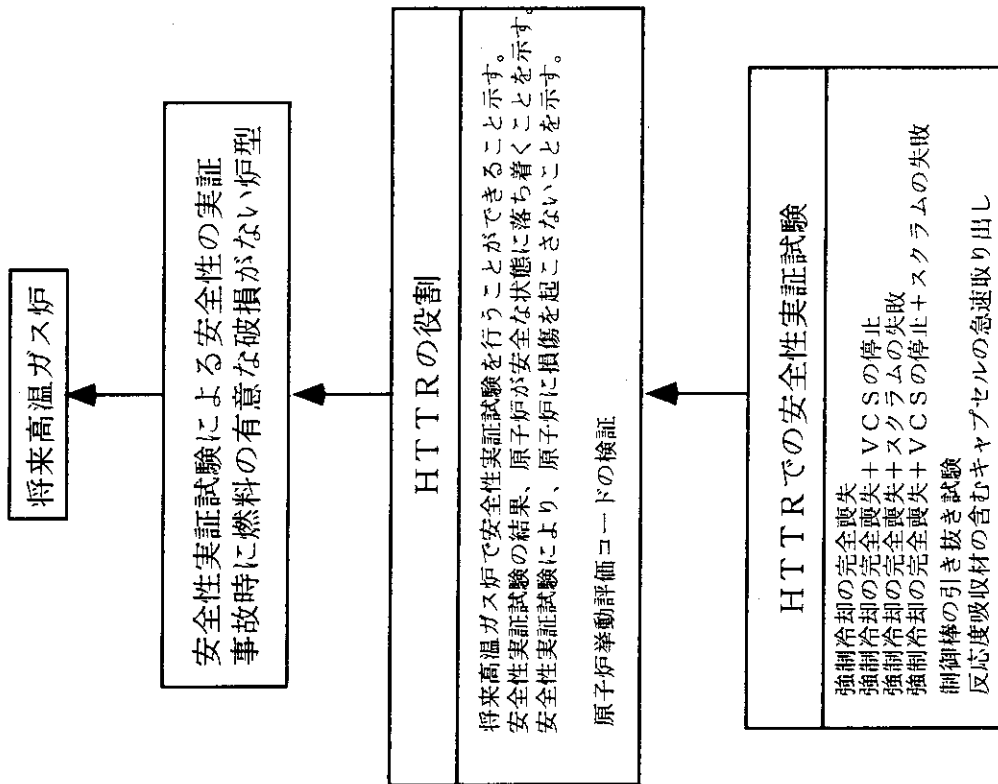


Fig. 3. 10 Safety demonstration tests of HTTR and their contribution to future generation HTGR

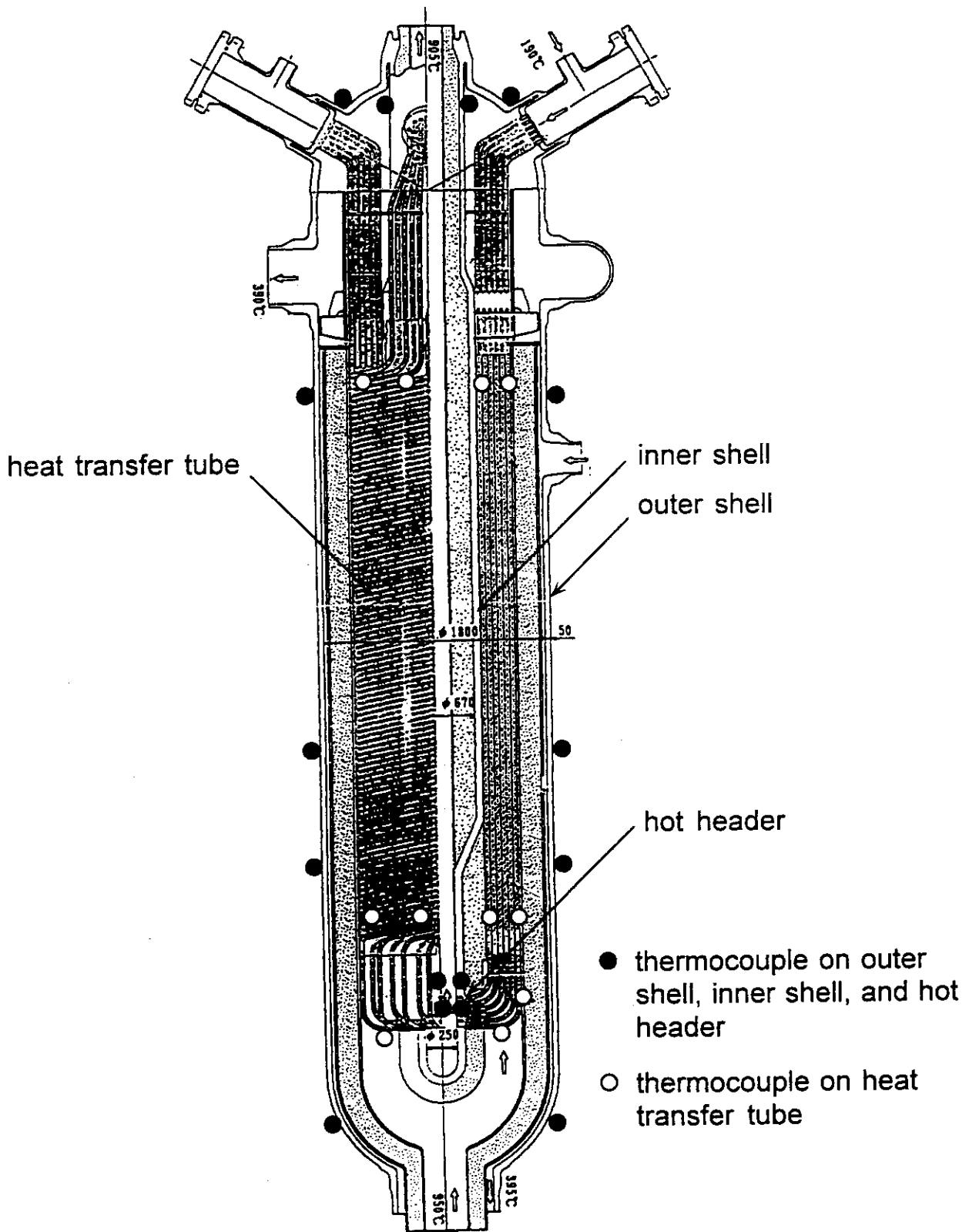


Fig. 3.11 Position of thermocouple on IHX

Table 3.1 Fuel related tests

項目	製作性	照射健全性	昇温事故時挙動	酸化事故時挙動
初装荷燃料		HTTRで確認		
高燃焼燃料	SiC層被覆条件の確定	HTTR等の照射試験	照射試験等 (初装荷燃料と同等)	
ZrC被覆燃料	量産規模の製作性確認、 耐酸化燃料コンパクト開発	HTTR等の照射試験	照射試験等 (2000°C以上の試験)	炉外試験等

Table 3.2 Fission product related tests

項目	燃料からの放出挙動 (通常時)	燃料からの放出挙動 (事故時)	1次系内挙動 (通常時)	1次系内挙動 (事故時)
初装荷燃料	HTTRで確認			
高燃焼燃料	HTTR等の照射試験	HTTR等の試験 (昇温試験)	HTTRでデータ取得 (沈着・移行)	HTTR、炉外試験等で データ取得 (ダストデー タ等)
ZrC被覆燃料	HTTR等の照射試験	HTTR等の試験 (昇温、酸化試験)		

Table 3.3 Safety demonstration test schedule

	1996	1997	1998	1999	2000	2001
HTTR試験運転スケジュール	総合機能試験	臨界試験 臨界試験	出力上昇試験 定格運転			
HTTRの安全性実証試験 HTTR用コードの開発	コード開発 (CPAC) コード検証*1	コード/モデルの検証・予備解析 (1)*2	コード/モデルの検証・予備解析 (2)*3	コード/モデルの検証・予備解析 (3)*4	安全性実証試験	本解析
将来炉の安全性の実証 将来炉用コードの開発	将来炉の仕様決定	将来炉用CPACモデルの作成	将来炉の安全性の解析			安全理論の構築
new CRP HTGR用コードの開発		HTTRを対象としたコード検証 (ベンチマーク計算)	HTTRを対象としたコード検証 (ベンチマーク計算)	HTTR-10を対象としたコード検証 (ベンチマーク計算)		

* 1 : THYDE-HTGRとのクロスチェック
 * 2 : 総合機能試験結果を反映
 * 3 : 出力上昇試験・動特性試験結果を反映
 * 4 : 定格運転・スクラム試験結果を反映

Table 3.4 Observation items of reactor pressure vessel and core restraint mechanism

対象	材質	試験項目	備考
原子炉圧力容器 胴板材 (母材、溶着金属、 熱影響部)	SCMV4-2	引張試験	
		衝撃試験	
		C T 試験	
		余寿命評価試験	
原子炉圧力容器 下フランジ鍛造材 (母材)	SFVAF 22B	引張試験	
		衝撃試験	
		C T 試験	
炉心拘束機構 拘束バンド引張材	SNB16	リラクセーション試験	
		衝撃試験	

4. 実用高温ガス炉の開発

4. 1 原研での検討

4. 1. 1 シビアアクシデントフリー型熱利用炉の概念

全世界のエネルギー需要は、人口の増加及び産業の発達に伴って、伸び続けている。日本では、2010年に電力を含む全てのエネルギー需要が1990年の1.2倍、2030年には1.35倍になると予想されている⁽³⁵⁾。1990年には、全エネルギーの85%を化石燃料より得ており、そのうち84%が輸入されている。これらは、世界貿易の石油及び天然ガスのうちの約1/6になる。しかし、全世界の石油産出は2010年に、天然ガスは2030年にピークに達し、その後減少する。日本政府は全エネルギーのうち石油の割合を1990年の58%から2010年には45%に低下させることを決定している。

また、石油及び石炭プラントから排出されるCO₂、NO_x、SO_xガスにより引き起こされる地球の温暖化、環境破壊が大きな問題になりつつあり、政府の目標では、2000年の国民一人あたりの炭酸ガスの放出を1990年と同じレベルに抑えるとしている。

化石燃料に代わるエネルギーの開発が行われているが、水力発電はすでに飽和状態に達しており、新しいエネルギー源として使用することはできない。また、太陽エネルギー、風力エネルギー等はクリーンなエネルギーであるものの、大量のエネルギー源にはならない。これらの状況を考慮すると、高温の熱供給が可能で、高い固有の安全性、高燃焼の達成等の特徴を有している高温ガス炉は、将来の新しいエネルギー源として期待できる。また、熱利用率及び熱効率が高いことを考慮すると、将来的には経済的にも十分に既存のエネルギー源と競合できる。

さらに、原子力に関しては、今まで以上に安全性の向上が要求される。高温ガス炉は固有の安全性が優れているため、多くの安全装置を設置することなくシビアアクシデントの起こらない炉の設計が可能である。

そこで、軽水炉の補完的役割を果たしながら、高温ガス炉としての付加価値を付けた新しい概念を持つ炉を将来の高温ガス炉として選定した。高温の熱を利用して、発電、水素製造、化学工業、海水淡水化等にカスケードに熱を利用する。日本のコンビナート等に設置することを考える。安全性に優れ、シビアアクシデントが発生しない等の特長を生かす。このような概念をまとめたものをTable 4.1に示す。

4. 1. 2 シビアアクシデントフリー型熱利用炉の特長

シビアアクシデントフリー型熱利用炉の主要仕様をTable 4.2に示す。また、特長を以下に示す。

(1) 安全設計

高温ガス炉の特性を生かして、いかなる場合にもシビアアクシデントの起こらない炉(シビアアクシデントフリー炉)にする。

また、解析により安全性を証明するのに加えて、実炉の共用の前に、実際に事故模擬試験を実施し、原子炉の安全性を実証した後、許認可を得るようにする。このような事故模擬試験は、固有の安全性の高い高温ガス炉では容易に行うことができるが、まず、HTTRを用いて事故模擬試験を実施し、その可能性を検討する。

シビアアクシデントとは、燃料の溶融または破損を発生させる事故と定義する。シビアアクシデントフリーとは、軽水炉のシビアアクシデントと同程度の頻度で発生する事故、例えば、1次系の配管の完全破断+スクラム失敗、制御棒の1対完全飛び出し+スクラム失敗等においても、燃料の温度上昇、酸化により燃料の破損が起こらないようにする。

シビアアクシデントフリー型熱利用炉の炉心は、優れた健全性を有する被覆粒子燃料、熱容量の大きい黒鉛から構成され、1次冷却系の配管破断により1次冷却材の喪失する減圧事故が発生しても、圧力容器外からの間接的かつ受動的な冷却方法により燃料温度を許容値以下に保つことができる。さらに、減圧事故時に格納容器内から炉内に侵入した空気により、燃料の一部が酸化することを防ぐため、格納容器内を不活性化する。従って、燃料の破損を防止でき、環境に有意な放射能の放出がないシビアアクシデントフリー炉と定義できる。

(2) 燃料

燃料は、ZrC被覆粒子燃料を用いており、HTTRで用いるSiC被覆粒子燃料に比べて、さらに高温での健全性が優れている。ZrC被覆粒子燃料の照射試験では、1600°Cでの被覆粒子燃料の破損は全く見られず⁽³⁶⁾、ZrC被覆粒子燃料の破損は、2400°Cで約100時間保持した時に発生したことが実験により確認されている⁽³⁷⁾。将来高温ガス炉での燃料の最高温度は、いかなる異常事象でも、1800°C以下に抑えられており、燃料の破損の可能性は非常に低い。

また、燃料コンパクトの表面にSiCを被覆するあるいはコンパクトのマトリックスにSiCを混ぜることにより、耐酸化性にも優れた燃料を開発し採用する。このような、耐酸化性燃料の開発は、平成8年度より実施する予定である。

(3) 炉心設計

炉内の平均出力密度は6MW/m³とし、減圧事故時の崩壊熱による燃料温度の局所的な上昇を防止するために、最大出力密度も約10MW/m³以下にするようにした。さらに、燃焼の進んだ旧燃料を最下段から取り出し、新燃料を最上段に装荷するだるま落とし燃料交換方式を採用することにより、平均燃焼度100GWd/tの達成が可能である⁽³⁸⁾。また、経済性を向上させるために、炉心の出力を450MWまで大型化するとともに、炉心燃料の配置を環状とし、減圧事故時における燃料温度の上昇を防止する。

(4) 制御棒

HTTRでは、制御棒の被覆管にインコロイ800Hを用いているため、高温運転時において炉心に制御棒を挿入すると被覆管の健全性が保てなくなる。そこで、原子炉スクラム時には、炉心外周部の反射体領域に設置した制御棒を挿入して、出力を低下させた後、炉心中央部の制御棒を挿入する二段階挿入方式を採用している。将来高温ガス炉の制御棒被覆管は、2000°Cでも強度の優れたC/Cコンジットからなり⁽³⁹⁾、熱衝撃にも強く、高温運転時において炉心内に挿入することが可能である。

(5) 中間熱交換器（熱利用系に使用する場合）

HTTRの中間熱交換器は10MWであり、最高950°Cの高温ヘリウムガスの熱交換が可能である。また、20年間使用可能であることが設計評価により示されている⁽⁴⁰⁾。しかし、新型高温ガス炉では、出力が450MWであるため、ヘリカルコイル型では大きくなりすぎる。そこで、温度効率を上昇させたコンパクト熱交換器を採用する予定である。このため、クリ

一歩強度の優れたハステロイ X R を用いたコンパクト熱交換器の要素試験を実施している。

4. 2 海外での検討

南アフリカ、中国及びオランダを中心に実用高温ガス炉の検討が進められている。

(1) 南アフリカ⁽⁴¹⁾

南アフリカでは、世界第5位の発電量を有する国営電力会社 Eskom が 100MWe の直接サイクルガスタービン発電炉を計画している。炉心はペブル型でドイツの HTR-100 を改良した設計を採用する予定である。安全性と運転の容易さが優れた高温ガス炉の特長を生かして、(1) 原子炉格納容器を設置しない、(2) 長期間燃料交換の必要がない peu-a-peu 型の炉心にする、(3) 空気の自然対流による原子炉圧力容器の事故時冷却システムを採用する、(4) 使用済燃料の貯蔵庫も自然対流による冷却を採用するなどの徹底的な合理化を図り、経済性にも優れた原子炉にする予定である。プラントの構成は、原子炉圧力容器、タービン及び圧縮機用の容器、発電機、プレクーラー及び再生熱交換器用の容器の3器からなり、メンテナンスが容易にできるように配置されている。原子炉出口温度は、800°C から 900°C の範囲で計画されており、コストと発電効率の関係を考慮して最終決定がなされる予定である。発電効率は 800°C で 48%、900°C で 52% としている。また、新しい安全基準を作る予定であり、直接サイクルであるものの、原子炉圧力容器以外はクラス 1 コンポーネントにしない方向で検討を進めている。

原子炉プラントの設計検討は、I S C (Integrator of System Technology (Pty) Ltd) 社を通して進めており、1996年1月から10月までの期間に約1.5億の予算、約20名で経済性を含めた予備システム設計を行う予定である。1997年の5月までに、この炉を導入するかどうかの決定がなされ、決定された場合は、1998年から製作に着手の予定である。その後、2000年には建設が終了し、2001～2002年の間に試験運転が行われ、2003年からは商用運転が行われる予定である。

(2) 中国⁽¹⁹⁾

1990年の中国におけるエネルギー消費量は、世界第3位で、石油換算にすると686Mtoeになる。全エネルギー供給の約76%を石炭に頼っており、CO₂の排出量は、炭素量で約640Mtで全世界の約10%以上である。SO₂の放出量も多く、大気汚染、酸性雨等の環境破壊が重大な問題になりつつある。一方、経済発展が急速に進んでおり、2020年におけるエネルギー需要は2400～2700Mtoe、2050年におけるエネルギー需要は3500～4000Mtoeになると予想される。従って、環境破壊を起こさずに、エネルギーを供給できる原子力エネルギーの導入が急速に進められている。その中で、高温ガス炉の役割は、(1) 軽水炉による発電を補完すること、(2) 700°C以上の高温の熱が得られる特徴を生かして、重質油の回質、石炭のガス化等のプラントに熱を供給すること、(3) 低温の熱を地域暖房用に供給することである。

高温ガス炉技術の開発は、清華大学核能技術研究所 (Institute of Nuclear Energy Technology : INET) を中心に行われており、1995年から熱出力10MWのペブル型高温ガス炉

(HTR-10) の建設を進めている。HTR-10は、1998年中に完成、99年の初めに臨界の予定である。また、将来の高温ガス炉として、200MWtのガスタービン発電炉の検討を実施

している。その他にも、地域暖房用の商用炉（ヒーティングリアクター）として200MWtの高温ガス炉の許認可申請に着手している。

(3) オランダ⁽⁴²⁾

政府とユトレヒト大学のAndriess教授（環境主義者）の提唱で、多利用高温ガス炉（Widely Applicable High Temperature : WHITE）計画を推進している。WHITE計画では、原子炉に対する社会的な支持の回復、市場導入後の経済的優位性及び市場導入時から経済的に優れていることすなわちfirst of kindとしても開発費が少なくすむ条件を満たす炉として高温ガス炉（CHP（Combined Heat Power）炉（コジェネ、発電はガスタービン、20～200MWtのペブル型））を選定し検討している。CHP炉は高温ガス炉の特徴を生かし、(1)原子炉格納容器を設置しない、(2)長期間燃料交換の必要がないpeu-a-peu型の炉心にする、(3)緊急炉心冷却装置を不要にする等とし、経済性の優れた炉型にする予定である。

1993年開始の4年計画、約2億円の予算で検討を進めており、平成7年までの検討でシステムの概略設計を終了した。1996年は、システムの最適化設計を行う予定である。

Table 4.1 Concept of severe accident free HTR with process heat application

将来の新しいエネルギー源をめざす。

- ・化石燃料にかわるクリーンエネルギーの創出（水素製造）
- ・高効率の発電プラント

高温ガス炉の特長を生かす。

- ・受動的安全性、固有の安全性
- ・シビアアクシデントがない
- ・高温の熱利用
- ・容易な運転保守
- ・都市近接立地も可能

優れた経済性

- ・1号機では、コストが軽水炉の1.5倍以内
-
-

Table 4.2 Major specification of severe accident free HTR
with process heat application

原子炉出力	450MW* x 4基
原子炉出口温度	950℃
原子炉入口温度	350℃**
原子炉圧力	6.0MPa**
燃料形式	ブロック型 (ペブル型も検討)
出力密度	約 6 W/cc (最大10W/cc) *
燃料	低濃縮ウラン
被覆方式	ZrC被覆
燃焼度	約 100GWd/t
燃料交換方式	だるま落とし方式 (ブロックタイプの場合)
許容燃料最高温度	1800℃ (事故時)、1500℃ (通常時)
再処理	可能な限り再処理不要に近いこと
炉心部黒鉛	高性能黒鉛 (ISO-63等の採用)
制御棒被覆管材料	C/Cコンポジット
原子炉圧力容器	低合金鋼
格納容器	不活性化も考慮 (ただし、耐圧容器にしなくてもよい)
冷却系	中間熱交換器を用いて、2次系に熱利用系接続
安全系	完全受動的冷却 (空冷型自然循環による燃料及び容器の事故時 間接冷却)
熱利用系	水素製造、ガスタービン発電等
付属設備	簡素化した純化設備、廃棄物処理設備等
設計寿命	40年

* 受動的安全性を損なわない最大出力、最大出力密度

** 今後さらに検討を要する。

5. 国際協力

3章で提案したHTTRの試験研究項目は、IAEAが主催で平成9年度から開始予定であるnew CRP (Coordinated Research Program) の試験研究項目としても提案される。new CRPには、日本の他、南アフリカ、中国、オランダ、米国、独国、仏国、英国、露国、インドネシアが参加する予定であり、HTTRの試験内容の検討、試験の評価を行う。また、HTTRの試験への参加、共同での研究も考えられている。

6. 結言

HTTRの試験研究計画を将来高温ガス炉の実用化を念頭に置いて定めた。これらの試験研究に必要な解析コードの開発、試験の事前評価等にはすでに着手している。HTTRを用いた試験は、平成10年度から開始される予定であり、平成14年までの間に、将来高温ガス炉開発に重要な技術基盤の確立及び高度化を行う。

謝辞

本試験研究計画を作成するにあたって、ご指導頂いた日本原子力研究所大洗研究所核熱利用研究部塩沢周策次長に感謝致します。また、有益なご助言を頂いた同高温工学試験研究炉開発部HTTR技術開発室茂木春義室長に謝意を表します。

5. 国際協力

3章で提案したHTTRの試験研究項目は、IAEAが主催で平成9年度から開始予定であるnew CRP (Coordinated Research Program) の試験研究項目としても提案される。new CRPには、日本の他、南アフリカ、中国、オランダ、米国、独国、仏国、英国、露国、インドネシアが参加する予定であり、HTTRの試験内容の検討、試験の評価を行う。また、HTTRの試験への参加、共同での研究も考えられている。

6. 結言

HTTRの試験研究計画を将来高温ガス炉の実用化を念頭に置いて定めた。これらの試験研究に必要な解析コードの開発、試験の事前評価等にはすでに着手している。HTTRを用いた試験は、平成10年度から開始される予定であり、平成14年までの間に、将来高温ガス炉開発に重要な技術基盤の確立及び高度化を行う。

謝辞

本試験研究計画を作成するにあたって、ご指導頂いた日本原子力研究所大洗研究所核熱利用研究部塩沢周策次長に感謝致します。また、有益なご助言を頂いた同高温工学試験研究炉開発部HTTR技術開発室茂木春義室長に謝意を表します。

5. 国際協力

3章で提案したHTTRの試験研究項目は、IAEAが主催で平成9年度から開始予定であるnew CRP (Coordinated Research Program) の試験研究項目としても提案される。new CRPには、日本の他、南アフリカ、中国、オランダ、米国、独国、仏国、英国、露国、インドネシアが参加する予定であり、HTTRの試験内容の検討、試験の評価を行う。また、HTTRの試験への参加、共同での研究も考えられている。

6. 結言

HTTRの試験研究計画を将来高温ガス炉の実用化を念頭に置いて定めた。これらの試験研究に必要な解析コードの開発、試験の事前評価等にはすでに着手している。HTTRを用いた試験は、平成10年度から開始される予定であり、平成14年までの間に、将来高温ガス炉開発に重要な技術基盤の確立及び高度化を行う。

謝辞

本試験研究計画を作成するにあたって、ご指導頂いた日本原子力研究所大洗研究所核熱利用研究部塩沢周策次長に感謝致します。また、有益なご助言を頂いた同高温工学試験研究炉開発部HTTR技術開発室茂木春義室長に謝意を表します。

参考文献

- (1) S. Saito, et al., "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)", JAERI-1332, (1994).
- (2) 国富一彦他、"新型高温ガス炉の開発研究"、第73期機械学会全国大会、九州産業大学、(1995)。
- (3) K. Kunitomi, et al., "Safety Concept of Severe Accident Free HTR and its Demonstration by the HTTR", ICONE-4, New Orleans, USA, (1996).
- (4) 山下清信他、"高温工学試験研究炉 (HTTR) の臨界特性試験計画とその特徴"、平成7年度弥生研究会、東大炉、(1996)。
- (5) 国富一彦他、"高温工学試験研究炉 (HTTR) の安全性実証試験計画及び試験時の安全評価"、JAERI-M 90-070, (1990)。
- (6) 通商産業省資源エネルギー庁、"解説 原子力設備の技術基準"、電力新報社、(1986)。
- (7) K. Hada, et al., "Developments of metallic materials and a high-temperature structural design code for the HTTR", Nucl. Engrg. Des. 132, pp. 1-11, (1991)。
- (8) 羽田一彦他"高温工学試験研究炉高温構造設計方針材料強度基準等の作成方法の検討"、JAERI-M 90-148, (1990)。
- (9) 丸山創他、"熱流動・熱伝導連成解析コードFLOWNET/TRUMPの検証"、JAERI-M 88-173, (1988)。
- (10) 丸山創他、"燃料温度解析コードTEMDIMの検証"、JAERI-M 88-170, (1988)。
- (11) M. Hirano and K. Hada, "Development of THYDE-HTGR: Computer Code for Transient Thermal-hydraulics of High-temperature Gas-cooled Reactor", JAERI-M 90-071, (1990)。
- (12) 中川繁昭、私信。
- (13) 宮本喜晟他、"大型構造機器実証試験ループ (HENDEL) の試験部による高温ガス炉用燃料体・炉内構造物の実証試験"、JAERI 1333, (1995)。
- (14) Y. Asahi, "Description of THUDE-P code (Preliminary report of methods and models)", JAERI-M 7751, (1978)。
- (15) 井岡郁夫他、"HENDEL炉内構造物実証試験部 (T₂) 3次元熱伝導解析コード、-SSPHEAT-"、JAERI-M 88-032, (1988)。
- (16) 中川繁昭他、"高温ガス炉の炉心動特性解析コード" BLOOST-J 2"、JAERI-M 89-013, (1989)。
- (17) 国富一彦他、"高温工学試験研究炉の炉内2次元温度分布解析コードTAC-NCとその検証"、JAERI-M 89-001, (1989)。
- (18) W. A. Simon, et al., "Design Features of the Gas Turbine Modular Helium Reactor (GT-MHR)", GA-A21351, (1993)。
- (19) Xu Yuanhui, "Present Status of the HTR-10 Project", presented at Oarai research establishment, JAERI, Nov. (1995)。

- (20) 西義久他、"原子炉容器直接冷却による高速増殖炉の崩壊熱除去"、日本機会学会論文集(B編)56巻529号、(1990)。
- (21) K. Sawa, S. Shiozawa, K. Fukuda, Y. Ichihashi: "Validation of Fission Product Release from Fuel Element of HTTR", J. Nucl. Sci. Technol., 29, pp. 842-850 (1992).
- (22) K. Sawa, S. Shiozawa, K. Minato, K. Fukuda: "Development of a Coated Fuel Particle Failure Model under High Burnup Irradiation", J. Nucl. Sci. Technol., to be published (1996).
- (23) K. Sawa, K. Minato, T. Tobita, T. Shiratori, K. Kikuchi, K. Fukuda: "Model Prediction on Fission Gas Release from High Temperature Gas-cooled Reactor Fuel", J. Nucl. Sci. Technol., to be published (1996).
- (24) S. Mitake, F. Okamoto: "An Analytical Study of Volatile Metallic Fission Product Release from Very High Temperature Gas-cooled Reactor Fuel and Core", Nucl. Technol., 81, pp. 7-12 (1988).
- (25) 馬場治他、"高温ガス炉におけるFP沈着解析コード-PLAIN-", JAERI-M 88-266, (1989)。
- (26) 沢和弘他、"高温工学試験研究炉の遮蔽設計における核分裂生成物線源評価", JAERI-M 91-198, (1991)。
- (27) K. Sawa, I. Murata, A. Saikusa, R. Shindo, S. Shiozawa, O. Baba: "Prediction of Nongaseous Fission Products Behavior in the Primary Cooling System of the High Temperature Gas-cooled Reactor", J. Nucl. Sci. Technol., 31, pp. 654-661, (1994).
- (28) K. Sawa, I. Murata, S. Shiozawa, M. Matsumoto: "A Study of Plateout Fission Product Behavior during Large-scale Pipe Rupture Accident of High Temperature Gas-cooled Reactor", Nucl. Technol., 106, pp. 265-273 (1994).
- (29) K. Sawa, T. Nishimoto, Y. Miyamoto: "An Experimental Study of Dust Behavior during Depressurization", J. Nucl. Sci. Technol., 29, p. 1018-1025 (1992).
- (30) 日本電気協会 電気技術調査委員会、"原子炉構造材の監視試験方法(JEAC-4201-1986)", (1986)。
- (31) ASTM E813-87, Standard Test Method for JIC, A Measure of Fracture Toughness, (1987)。
- (32) 国富一彦他、"高温用加圧水冷却器の管外熱伝達相関式の高精度化"、日本原子力学会誌、Vol. 38, No. 8, (1996)。
- (33) 金子義彦他、"制御棒落下実験における遅れ積分計数法"、日本原子力学会誌、投稿中。
- (34) 鍋島邦彦、鈴木勝男、篠原慶邦他、"ニューラルネットワークによる原子力プラント監視手法と実炉への応用"、JAERI-Research 95-076, (1995)。
- (35) 黒田直樹、"日本のエネルギー問題"、学士会会報、No. 803, pp. 47-61, (1994)。

- (36) K. Minato, et al., "Fission product release from ZrC-coated fuel particle during postirradiation heating at 1600°C", J. Nucl. Mater., 224, pp. 85-92, (1995).
- (37) T. Ogawa, et al., "Performance of ZrC-coated particle fuel in irradiation and postirradiation heating tests", J. Am. Ceram. Soc., pp. 2985-2990, (1992).
- (38) 山下清信、" ダルマ落とし燃料交換方式によるブロック型HTGR炉心の高性能化"、日本原子力学会誌、Vol. 37, No. 3, pp. 213-216, (1995).
- (39) E. Fitzer et al., J. Phys.D.Appl., 14, 347, (1981).
- (40) 国富一彦他、" 高温工学試験研究炉の中間熱交換器の構造設計"、日本原子力学会誌、Vol. 37, No. 4, pp.316-326, (1995).
- (41) M. Fox, private communication.
- (42) A. I. van Heek, " Status of the HTR-Programme in the Netherlands", Proceeding of the ECN workshop of the role of modular HTRs in the Netherlands, Petten, The Netherlands, (1994).