

JAERI - M
82-084

ガス冷却高速増殖炉

1982年7月

吉田 弘幸

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。
入手の間合わせは、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, 1982

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷機

ガス冷却高速増殖炉

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

吉田弘幸

(1982年6月14日受理)

ガス冷却高速炉の研究開発は、世界的にみて、1980年末をもって実質的に終結した。この終結がGCFR自身の持つ技術的問題によるものではないことを明らかにしておくことを目的とし、GCFRのプラント概念、原子炉性能、安全性、経済性、核燃料サイクル特性をまとめると共に、これまでの技術開発の蓄積、残された開発課題およびこれまでとられてきた開発体制などについてもまとめた。

Gas-Cooled Fast Breeder Reactor

Hiroyuki YOSHIDA

Division of Reactor Engineering,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received June 14, 1982)

Almost all the R&D works of gas-cooled fast breeder reactor in the world were terminated at the end of the year 1980. In order to show that the R&D termination was not due to technical difficulties of the reactor itself, the present paper describes the reactor plant concept, reactor performances, safety, economics and fuel cycle characteristics of the reactor, and also describes the reactor technologies developed so far, technological problems remained to be solved and planned development schedules of the reactor.

Key words : Gas-Cooled Fast Breeder Reactor, Plant Concept, Reactor Performance, Safety, Economics, Fuel Cycle, Research Programs

目 次

| | |
|--------------------------|----|
| 1. はじめに | 1 |
| 2. GCFR の開発経緯とその意義 | 1 |
| 3. 原子炉プラントの概要 | 3 |
| 3.1 炉心の概要 | 3 |
| 3.2 プラントの概要 | 6 |
| 4. GCFR の性能 | 8 |
| 4.1 熱的性能 | 8 |
| 4.2 核的性能 | 9 |
| 5. 安全性と環境問題 | 9 |
| 5.1 安全性関連設計の特徴 | 10 |
| 5.2 事故解析例 | 11 |
| 5.3 環境問題 | 12 |
| 6. 経済性 | 14 |
| 6.1 プラントコスト | 14 |
| 6.2 燃料サイクルコスト | 15 |
| 7. 開発課題と研究開発計画 | 16 |
| 7.1 開発課題 | 17 |
| 7.2 研究開発計画 | 18 |
| 8. 核燃料サイクル | 19 |
| 8.1 GCFR への Th サイクル適用可能性 | 19 |
| 8.2 熱中性子炉と高速炉の共存システム | 20 |
| 8.3 アクチノイド消滅処理への利用 | 22 |
| 9. おわりに | 22 |
| 参考文献 | 24 |

Contents

| | | |
|-----|----------------------------------------------------------|----|
| 1 | Introduction | 1 |
| 2 | Historical Background of GCFR Development | 1 |
| 3 | Brief Description of GCFR Plant | 3 |
| 3.1 | Core | 3 |
| 3.2 | Reactor Plant | 6 |
| 4 | Reactor Performance of GCFR | 8 |
| 4.1 | Thermo-hydraulic Performance | 8 |
| 4.2 | Neutronic Performance | 9 |
| 5 | Safety and Environmental Aspects | 9 |
| 5.1 | Design Features for Safety | 10 |
| 5.2 | Accident Analysis | 11 |
| 5.3 | Environmental Aspects | 12 |
| 6 | Economics | 14 |
| 6.1 | Plant Cost | 14 |
| 6.2 | Fuel Cycle Cost | 15 |
| 7 | R&D Requirements and R&D Program of GCFR | 16 |
| 7.1 | R&D Requirements | 17 |
| 7.2 | R&D Program | 18 |
| 8 | Fuel Cycle | 19 |
| 8.1 | Th Cycle Utilisation for GCFR | 19 |
| 8.2 | Symbiotic System between Thermal and Fast Reactors | 20 |
| 8.3 | Application of GCFR to Actinide Transmutation | 22 |
| 9 | Concluding Remarks | 22 |
| | References | 24 |

1. はじめに

世界的にみて、ガス冷却高速炉の研究開発は、1980年末をもって実質的に終結した。この研究開発の終結が、ガス冷却高速炉自身の技術的問題によるものでなく、他の要因によるものであることを明らかにすることを主な目的として、この報告書を作成した。

有限のウラン資源を有効に利用し、核分裂炉によって将来のエネルギー需要を半永久的に充足可能にするには、高速増殖炉の開発・導入が不可欠であることは広く認識されている。この意味から、世界の先進国は高速炉開発を精力的に推進しているが、その開発対象は主に Na を冷却材とする液体金属冷却高速増殖炉 (LMFBR) である。一方、ガスを冷却材とする高速炉 GCFR も、潜在的にすぐれた増殖性と経済性を有することから、その開発動向が注目されている。

冷却材のガスには、He, CO₂, N₂O₄があるが、主に He を冷却材とする GCFR が主流である。こゝでは、He を冷却材とする GCFR を中心に説明し、CO₂, N₂O₄を冷却材とする GCFR については簡単にふれることにする。

GCFR はガスを冷却材として用いるが、高速炉であるため出力密度が高く、したがって炉心は燃料要素を含め LMFBR のそれと類似している。また、ガスを冷却材として用いる関係上、GCFR の主要機器はその構成を含めてガス冷却熱中性子炉のそれと類似している。したがって、GCFR は、MSBR のようなすべての分野で開発を必要とする新型原子炉ではなく、LMFBR の燃料および炉心構成に関する開発成果と AGR および HTGR などのガス冷却熱中性子炉において得られた主要機器に関する開発成果を最大限に利用し、独自の開発努力を最小限に止めることのできる高速炉である。

2. GCFR の開発経緯とその意義

高速炉開発の初期においては、高速炉は金属燃料、小型炉心、高出力密度の特徴に対応する厳しい制限条件が課せられており、冷却材としてガスを使用するとすれば、熱除去の観点から超高压ガス技術を必要とした。しかし、当時の技術レベルから考えるとそれは不可能であり、高速炉の冷却材としては伝熱特性にすぐれた液体金属以外の物質を選択する余地は皆無であった。この結果、NaK, Na を冷却材とする高速炉が開発対象となり、新しい Na 技術の開発を続け、現在に至ったのである。

しかし、時代の経過と共に、上述の高速炉に課せられた厳しい制限条件が緩和され、非常にすぐれた伝熱特性を有する液体金属が冷却材として最良であるとは云えなくなってきた。その最大の要因は、軽水炉において金属燃料に代り酸化物燃料が開発され、その適用性が確立したことにある。高速炉に酸化物燃料を用いることにより熱除去の問題が緩和されると共に、炉心の大型化によって高出力密度の問題が緩和された。このことによって、高压ガス技術の問題も大巾に緩和

1. はじめに

世界的にみて、ガス冷却高速炉の研究開発は、1980年末をもって実質的に終結した。この研究開発の終結が、ガス冷却高速炉自身の技術的問題によるものでなく、他の要因によるものであることを明らかにすることを主な目的として、この報告書を作成した。

有限のウラン資源を有効に利用し、核分裂炉によって将来のエネルギー需要を半永久的に充足可能にするには、高速増殖炉の開発・導入が不可欠であることは広く認識されている。この意味から、世界の先進国は高速炉開発を精力的に推進しているが、その開発対象は主にNaを冷却材とする液体金属冷却高速増殖炉(LMFBR)である。一方、ガスを冷却材とする高速炉GCFRも、潜在的にすぐれた増殖性と経済性を有することから、その開発動向が注目されている。

冷却材のガスには、He、CO₂、N₂O₄があるが、主にHeを冷却材とするGCFRが主流である。こゝでは、Heを冷却材とするGCFRを中心に説明し、CO₂、N₂O₄を冷却材とするGCFRについては簡単にふれることにする。

GCFRはガスを冷却材として用いるが、高速炉であるため出力密度が高く、したがって炉心は燃料要素を含めLMFBRのそれと類似している。また、ガスを冷却材として用いる関係上、GCFRの主要機器はその構成を含めてガス冷却熱中性子炉のそれと類似している。したがって、GCFRは、MSBRのようなすべての分野で開発を必要とする新型原子炉ではなく、LMFBRの燃料および炉心構成に関する開発成果とAGRおよびHTGRなどのガス冷却熱中性子炉において得られた主要機器に関する開発成果を最大限に利用し、独自の開発努力を最小限に止めることのできる高速炉である。

2. GCFRの開発経緯とその意義

高速炉開発の初期においては、高速炉は金属燃料、小型炉心、高出力密度の特徴に対応する厳しい制限条件が課せられており、冷却材としてガスを使用するとすれば、熱除去の観点から超高压ガス技術を必要とした。しかし、当時の技術レベルから考えるとそれは不可能であり、高速炉の冷却材としては伝熱特性にすぐれた液体金属以外の物質を選択する余地は皆無であった。この結果、NaK、Naを冷却材とする高速炉が開発対象となり、新しいNa技術の開発を続け、現在に至ったのである。

しかし、時代の経過と共に、上述の高速炉に課せられた厳しい制限条件が緩和され、非常にすぐれた伝熱特性を有する液体金属が冷却材として最良であるとは云えなくなってきた。その最大の要因は、軽水炉において金属燃料に代り酸化物燃料が開発され、その適用性が確立したことにある。高速炉に酸化物燃料を用いることにより熱除去の問題が緩和されると共に、炉心の大型化によって高出力密度の問題が緩和された。このことによって、高压ガス技術の問題も大巾に緩和

され、ガスを高速炉の冷却材として用いる可能性が高くなった。更に、高圧ガス技術の一層の進展とプレストレス・コンクリート圧力容器（PCR）の開発によって、高圧ガスによる安全上の問題も大巾に緩和された。すなわち、高圧ガス技術の進展、酸化燃料と PCR の開発成果が、GCFR という高速炉概念を現実味の帯びたものにしたと云える。

GCFR は技術的に可能な概念であることは上述したが、かなり進展している LMFBR が存在しているにもかかわらず、何故に GCFR を開発する必要があるか。GCFR の開発意義はその冷却材 He と LMFBR の冷却材 Na の特徴比較から明らかにすることができる。He と Na の持つ特徴を比較すると以下ようになる。

- (a) Na と比較して、He は伝熱特性に劣るが、高速炉の冷却材としてはむしろ適切である可能性が強い。何故ならば、比較的熱除去問題の緩和された高速炉に要する冷却材条件は単に伝熱特性のみでは決められず、不必要に大きな冷却能力を必要としないからである。Na は伝熱特性が特別すぐれているだけに熱衝撃に対する余分の配慮が必要である。
- (b) He は单相流であるので、Na の場合に問題となる局所ボイドに対する面倒な問題を一切考慮する必要がない。
- (c) He は中性子吸収と減速効果が非常に低いので、高速炉の増殖性能を著しく向上することができる。
- (d) He は化学的に不活性であり、水、空気、燃料との両立性がよく、加えて中性子による放射化の問題もない。このことによって、GCFR では中間熱交換器は不要となり、蒸気発生器の製作も容易となる。
- (e) He は光学的に透明であり、Na と比べ監視、操作上有利である。

以上見てきたように、Na は原子炉を構成する材料として好ましくない特性を多く有しており、これらによって生ずる問題が、高速炉の構造を複雑にし、安全性確保のための厳しい措置を必要とし、高速炉の経済性に大きく影響を及ぼすことになる。一方、GCFR については、上述の(a)～(e)の He の持つ特長に加え、ガス技術が Na 技術より古い歴史を持ち、技術蓄積（AGR、HTGR、他）も多いことを考慮すれば、冷却材 He が充分な伝熱特性を確保できる技術的措置が可能であれば、He は高速炉の冷却材として最良の物質の1つであると云える。

酸化燃料の開発によって高速炉の高出力密度の問題が緩和されたと云っても、熱中性子炉と比較すると非常に高い出力密度となる。GCFR では、これによって生ずる熱の除去のために、90～120気圧の高圧 He を使用し、かつ燃料被覆管表面に適切な粗面を設けることによって伝熱特性を向上させる工夫が必要である。この冷却材 He の圧力は現在稼働中の HTGR の2倍以上であり、新型式の燃料集合体の開発、これまで開発されたガス冷却熱中性子炉用の主要機器の改良を必要とすることになる。GCFR の成否はこの高圧の問題をいかに克服するかにかかっていると云える。

西ドイツの Karlsruhe Nuclear Centre と General Atomic Europe は1961年に GCFR の設計研究を開始し、P. Fortescue はその成果を1964年の第3回ジュネーブ会議で報告し、GCFR の可能性を示した⁽¹⁾。それ以降、西ドイツ、イギリス、アメリカでの GCFR 研究が盛んになり、多岐に亘る開発が行なわれてきた。OECD/NEA は1972年に、それまでのヨーロッパ諸国の GCFR 研究グループを中心として、GCFR 共同研究開発計画を発足させ、国際協力によって

GCFR 開発を推進することを計画した。1980年には、イギリス、西ドイツ、スイス、オランダ、ベルギー、オーストリア、スウェーデン、フランス、日本、アメリカ、イタリア、CEC、GBRA (Association for Gas Breeder Reactor) がこの計画に参加し、開発項目を分担していた*。日本が参加した時点(1973年)での分担は Table 1 の通りである。一方、アメリカにおいては、GA社が古くから HTGR 開発成果を最大限に利用するという考えに基き GCFR 開発を推進してきた。1976年には、アメリカの電力の1/3を供給する電力会社が参集し、HBA (Helium Breeder Associates) を発足させ、GCFR の商用化に至る開発戦略計画をたてる⁽²⁾と共に、GCFR 開発を支援する体制を整えた**。

アメリカとヨーロッパの GCFR 設計思想には若干の相違点があるが、国際協力によって GCFR 開発を推進する観点から、設計の統一化をはかる努力が続けられている。

3. 原子炉プラントの概要

GCFR は、LMFBR における燃料開発と炉心設計の進展、ガス冷却熱中性子炉における主要機器の開発と運転経験を最大限に活用でき、技術的ポテンシャルの高い高速炉概念であると云われているが、未だ実験炉さえも建設・運転経験を有しない炉型である。GCFR の設計例には、前述の GBRA による 600 MWe 原型炉⁽³⁾、1200 MWe 実証炉⁽⁴⁾、GA 社による 350 MWe 原型炉⁽⁴⁾ が代表的である。2 機関の設計思想には若干の相違点があるが、共通点が非常に多いので、GBRA の設計した 1200 MWe GCFR 実証炉を中心として説明する。

3.1 炉心の概要

GCFR の炉心については、全体的に見て、LMFBR のそれと共通するところが多い。こゝでは、特に LMFBR との相違点を中心に、GCFR 炉心の特徴を眺めることにする。

(1) 冷却材

冷却材ガスとしては He が代表的であるが、その他に CO₂、N₂O₄ も考えられている。こゝでは、最初に CO₂ と N₂O₄ の特徴について説明し、その後 He を用いることによる設計上の考慮に関して説明する。

CO₂ は、同一圧力条件下では、熱伝達特性が He と比べて劣るが、価格が安いこと、天然ガスではなく無限に製造可能であること、貯蔵が容易であること、などの長所がある。さらに、後述する被覆粒子燃料を直接冷却するような GCFR 概念では、冷却面積が増大し、熱伝達特性の劣性を十分に補うことが可能である。加えて、熱輸送特性がすぐれているので低圧(～60気圧)

* 1980年10月OECD/NEAステアリング・コミティにおいて、GCFR共同研究開発計画を1980年12月一杯で終了することを決定した。

** 最近のニュースによると、アメリカの1982年度のGCFR予算が復活の見通しが無いとして、HBA事務局は解散した模様である。

GCFR 開発を推進することを計画した。1980年には、イギリス、西ドイツ、スイス、オランダ、ベルギー、オーストリア、スウェーデン、フランス、日本、アメリカ、イタリア、CEC、GBRA (Association for Gas Breeder Reactor) がこの計画に参加し、開発項目を分担していた*。日本が参加した時点(1973年)での分担は Table 1 の通りである。一方、アメリカにおいては、GA社が古くから HTGR 開発成果を最大限に利用するという考えに基き GCFR 開発を推進してきた。1976年には、アメリカの電力の1/3を供給する電力会社が参集し、HBA (Helium Breeder Associates) を発足させ、GCFR の商用化に至る開発戦略計画をたてる⁽²⁾と共に、GCFR 開発を支援する体制を整えた**。

アメリカとヨーロッパの GCFR 設計思想には若干の相違点があるが、国際協力によって GCFR 開発を推進する観点から、設計の統一化をはかる努力が続けられている。

3. 原子炉プラントの概要

GCFR は、LMFBR における燃料開発と炉心設計の進展、ガス冷却熱中性子炉における主要機器の開発と運転経験を最大限に活用でき、技術的ポテンシャルの高い高速炉概念であると云われているが、未だ実験炉さえも建設・運転経験を有しない炉型である。GCFR の設計例には、前述の GBRA による 600 MWe 原型炉⁽³⁾、1200 MWe 実証炉⁽⁴⁾、GA 社による 350 MWe 原型炉⁽⁴⁾が代表的である。2 機関の設計思想には若干の相違点があるが、共通点が非常に多いので、GBRA の設計した 1200 MWe GCFR 実証炉を中心として説明する。

3.1 炉心の概要

GCFR の炉心については、全体的に見て、LMFBR のそれと共通するところが多い。こゝでは、特に LMFBR との相違点を中心に、GCFR 炉心の特徴を眺めることにする。

(1) 冷却材

冷却材ガスとしては He が代表的であるが、その他に CO₂、N₂O₄ も考えられている。こゝでは、最初に CO₂ と N₂O₄ の特徴について説明し、その後 He を用いることによる設計上の考慮に関して説明する。

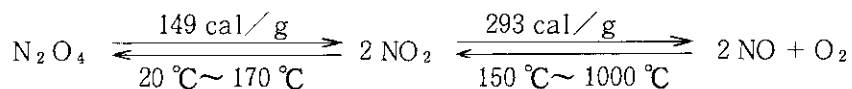
CO₂ は、同一圧力条件下では、熱伝達特性が He と比べて劣るが、価格が安いこと、天然ガスではなく無限に製造可能であること、貯蔵が容易であること、などの長所がある。さらに、後述する被覆粒子燃料を直接冷却するような GCFR 概念では、冷却面積が増大し、熱伝達特性の劣性を十分に補うことが可能である。加えて、熱輸送特性がすぐれているので低圧 (~60 気圧)

* 1980年10月 OECD/NEA ステアリング・コミティにおいて、GCFR 共同研究開発計画を1980年12月一杯で終了することを決定した。

** 最近のニュースによると、アメリカの1982年度のGCFR予算が復活の見通しが無いとして、HBA 事務局は解散した模様である。

で使用可能となり、減圧事故時の減圧率を低く抑えることが可能となる。しかし、CO₂と燃料、材料との両立性、中性子減速効果の大きいことによる増殖性の低下などの問題がある。一般的に云って、GCFRの冷却材としてCO₂が用いられる可能性は被覆粒子燃料に基くGCFR概念の成否に強く依存すると考えられている。⁽⁵⁾

ソ連邦の白ロシア科学アカデミーの原子力研究所では、N₂O₄を高速炉の冷却材として用いることを考えている。⁽⁶⁾この大きな理由は、



の解離熱を冷却材に利用することにある。その利点として、(a)解離熱が大きく、熱容量、熱伝達率が非常に大きくなる、(b)気体-液体-回路熱サイクルが可能である、(c)ガスタービン利用に有利であり、熱効率が高い、(d)液体として貯蔵可能である、(e)中性子減速効果が低く、増殖性能が高い、などが挙げられる。反面、Heと同様高圧力を必要とし、水と結合して濃硝酸を作る欠点があり、構造材料との両立性に未知な面が多い。今秋、同研究所においてIAEA主催のGCFRを含むガス炉の専門家会議が開催される予定であり、N₂O₄を冷却材とする高速炉のその後の進展が明らかになるだろうと期待されている。

Heについての利点はすでに2.に述べたが、Naと比較して伝熱特性が劣るため、燃料要素、燃料集合体に設計上の考慮を払う必要がある。加えて、燃料被覆管の腐食問題に関し、He中の湿気を1 vpm以下に抑える必要があるが、乾いたHe中ではスペイサーと被覆管のような接触面での摩耗などの問題を十分に考慮する必要がある。

(2) 燃料要素

GCFRの燃料開発を最小限にとどめるため、在来炉の燃料要素の適用性が検討された。その代表的なものは、HTGRの燃料要素である被覆粒子燃料、ステンレス鋼を被覆材とするLMFBRのシールドピン型燃料要素である。燃料としては混合酸化物燃料である。

GCFRで考えられた被覆粒子燃料を代表的なHTGRのそれと比較し、Table 2に示した。高速炉の被覆粒子燃料は、増殖性に影響を与える炭素の量を制限するため、そのコーティング層の厚さがHTGRのそれより薄くなる。英国の高速炉DFRでの照射の結果、多くの被覆粒子燃料が破損した。被覆粒子燃料の燃料集合体の一例をFig. 1に示したが、被覆粒子燃料はこの燃料ベット内に収納され、冷却材によって直接冷却される。この場合、HTGRと同程度の高温ガス温度を得るためには、高温耐熱金属のベッド材料を開発する必要がある。

シールドピン型燃料では、高い冷却材圧力によって生ずるクリープコラプスを防ぐために、被覆管肉厚を厚くする必要があり核特性に悪影響を及ぼす。さらに、冷却材喪失事故時には、核分裂生成物ガスによる内部圧力によって燃料ピンが破損する恐れがあり、実際実験によって確認された。

以上の検討を経て、以下に説明する圧力平衡ピン型燃料（同時にベント型燃料でもある）が有望視されるに至った。圧力平衡ピン型燃料は、ステンレス鋼を被覆管とする混合酸化物燃料ピンであるが、燃料ピン内に冷却材圧力とほぼ等しいHeを流し、燃料ピン被覆管内外部の大きな圧力

差を緩和すると共に、気体核分裂生成物をベントする機能を有している。

圧力平衡システム全体の概念を Fig. 2 に示した。これは 1968 年に GA 社によって提案され、運転状態、異常状態のいずれにおいても、燃料ピン内のガス圧と燃料ピン外の冷却材圧力をほぼ等しく保つことを第一目的としたものである。気体核分裂生成物は燃料ピン内を拡散し、その内揮発性核分裂生成物は活性炭トラップにおいて取除かれる。残りの気体核分裂生成物は燃料集合体下部を通過し、冷却材スリーブ流れによって核分裂生成物純化プラントに運ばれる。このプラントで残りの気体核分裂生成物 (^3H , Xe, Kr) が取除かれ、浄化された He は再び 1 次系回路にもどる。このように、圧力平衡システムはベントシステムであり、通常運転時の被覆管にかかる応力の源である核分裂生成物によるガス圧を緩和し、被覆管のリークタイトに係る要請を緩和し、かつガस्पレナムを不必要とする。また、燃料ピン内部圧力を冷却材圧力より若干低く保つので、仮に被覆管破損が生じたとしても冷却材に流出する放射能をほとんど 0 に等しくすることができる。

圧力平衡ピン型燃料であることに加え、LMFBR の燃料要素と異なる点は、燃料要素の炉心部約 2% (高温部) の被覆管表面に人工的な粗面を設け、熱伝達特性を向上させることにある。粗面の一例を Fig. 3 に、その結果生ずる軸方向の被覆管表面温度分布を Fig. 4 に示した。

GCFR の燃料要素の特徴をまとめると、LMFBR の燃料要素を基本とし、被覆管表面に適切な粗面を施した圧力平衡型燃料である。この燃料要素について米国の EBR-II 炉で 13% 燃焼させた結果では高燃焼度を保証できることが確認され、圧力平衡型燃料の炉外ループでの大規模な実験が同じく米国の ORNL, GA 社で行なわれた。また、12 本燃料ピン・バンドルに関する燃焼実験がベルギーとドイツの共同研究 (HELM 計画) としてモルの BR 2 炉を用いて実施され、良い成果が得られている⁽⁷⁾。

(3) 燃料集合体

GCFR の燃料集合体は、Fig. 5 に見られるように、LMFBR の燃料集合体と類似しているが、高圧 He を冷却材として用いることから、燃料ピンピッチを広くとり冷却流路面積を大きくとる必要がある (燃料ピンピッチ/燃料ピン径 = 1.5)。この結果、サブチャンネル固定のためにワイヤラップ方式の代りにスペイサグリッド方式を採用する必要がある。すべての燃料ピンはラップチューブに収納され、六角形状燃料集合体を形成するが、燃料ピンピッチを広くするため、ラップチューブの中が LMFBR のそれと比較して広がる。

径方向ブランケット集合体については、出力密度が低く、燃料ピン表面に粗面を設ける必要もない。加えて、太い燃料ピンを使用すると共に冷却材流路断面積も比較的狭くすることが可能であるので、サブチャンネル固定にはワイヤラップ方式を採用する。

(4) 制御棒集合体

He は中性子減速能が小さいので、GCFR 炉心の中性子スペクトルは LMFBR のそれと比較してかなり硬くなるが、制御棒に吸収材としてボロンを用いることで充分対処できる。加えて、後述するが、GCFR の内部転換比が高く燃焼に伴う反応度低下が低く、かつ他の償うべき反応度も LMFBR と比較して低いことから、制御棒必要本数は LMFBR のそれと比較して少なくて済む可能性が強い。

制御棒および炉停止棒は、それぞれ駆動メカニズムの設計が異なる 2 つの独立したトリップシ

システムに基づいている。これらの制御棒集合体は、集合体飛び出しとそれによって生ずる急速な反応度印加を避けるように設計されている。この概念図を Fig. 6 に示した。冷却材は円環チューブを通して上昇し、吸収体内部では下降流となり、炉心への挿入を助けている。一方燃料集合体内部の冷却材流れは上昇流である。

GCFR では、被覆管最高温度 ($\sim 725^{\circ}\text{C}$)、出口ガス最高温度 (600°C) と被覆管溶融温度 (1400°C) の間に大きな温度差があることに着目し、炉停止棒の一部を 2 次炉停止系として独立させ、高温においてトリップさせるメカニズムを考えることができる。この一つの可能性としてフューズ方式が考えられている (Fig. 7 参照)。このフューズ方式は、冷却材に層変化がなく、温度変化がパルス状でなく直線的に起り、冷却材出口温度変化を適切に検知できることに依っている。

(5) 炉心の構成

GCFR の炉心は、6 角形状燃料集合体の集合であり、LMFBR と同じく、炉心、軸方向ブランケット、径方向ブランケットから構成されている (Fig. 8 参照)。炉心は、冷却材 He の熱伝達特性の限界によって出力密度を LMFBR より低く抑えることから、容量が大きくなる。LMFBR の場合には、炉心高さを決定するために Na ボイド反応度係数が重要な因子の 1 つであったが、GCFR では熱流動特性の考察のみによって決められる。一般的に云って、LMFBR の炉心高さは $\sim 100\text{ cm}$ と低く、GCFR のそれは $140 \sim 150\text{ cm}$ と高く採られている。しかし、ガスペナムを省略できるので、燃料集合体自身の長さは短かいと同程度になる。

GCFR の炉心容量が LMFBR の約 2 倍であることから、炉心内の出力平坦化を達成するため、3 つの Pu 富化度の異なる領域から炉心は構成される。LMFBR では炉心領域が 2 つであるので、燃料製造の点から GCFR は若干煩雑になる。

炉心の燃料、冷却材、構造材 (被覆管を含む) の占める割合を GCFR と LMFBR について比較すると Table 3 のようになる。このことから、GCFR では、冷却材 He の伝熱特性に限界があることから、LMFBR と比較して燃料の占める割合がかなり低く、冷却材の占める割合が非常に高いことが特徴的であると云える。

3.2 プラントの概要

GCFR プラント技術は、AGR、HTGR の機器開発と技術蓄積に基づいているが、冷却材圧力と循環機動力は HTGR の約 2 倍である。Fig. 9 に核蒸気供給システムのレイアウトを示した。1 次系は PCRV 中に収納され、中心キャビティに炉心を配置し、その囲りのポッドに熱交換器、冷却材ループの循環機、He 純化系を配置する。

(1) PCRV

PCRV の設計では、冷却材 He の漏れる可能性を最小にするように密封性と貫通口の設計に注意を払うと共に、大量の冷却材喪失による炉心崩壊の起る確率を無視できるほど小さくし、補助冷却系が作動する時間的余裕がとれるように考慮しなければならない。

GCFR の PCRV の寸法を、AGR、HTGR に採用されている PCRV の寸法と比較し、Fig. 10 に示した。GCFR においては、炉心のキャビティは小さいが、冷却材の高圧力に耐えるため

コンクリートの肉厚が厚くなり、結果として、かなり大容量の PCRV になる。スウェーデンでの PCRV 模擬実験によると、圧力の高いことは本質的な問題でなく、点検や部品交換の必要性の生じた場合に原子炉領域に近づくための余裕のある大クロージャを設けることが可能であるとしている。また、コンクリート内の圧力上昇に伴うクラック発生を防止するためライナー後方にベントシステムを設けることが PCRV 健全性保持に有効であるとしている⁽⁸⁾。

PCRV に基くガス炉ではライナーの問題がある。GCFR にはガス冷却熱中性子で開発されてきたコールドライナーを採用しているが、点検修理の面で問題がありホットライナーの開発成果に期待している。

(2) 蒸気発生器

1 ユニットの定格出力 600 MWt、ヘリカルコイル貫流型蒸気発生器 6 台を設ける。この蒸気発生器はすでにガス冷却熱中性子炉で用いられているが、GCFR では、最高温度、リークタイトに関して HTGR の場合より厳しくなく、化学的両立性に関しても CO₂ を用いる AGR 場合と比べ厳しくない。当然、LMFBR の蒸気発生器と比較しても、その製作は容易である。

設計された現在の GCFR は実証炉を目指しているので、再熱器を設けていない。理由は、再熱器を設けることによる熱効率向上のメリットよりも、それによる資本コストの増加と設計が複雑になることのデメリットの方が大きいと判断したことにある。

GCFR では、蒸気発生器は 1 次系の主なヒートシンクとなり、通常の炉停止時あるいはほとんどの緊急時においても核分裂生成物の崩壊熱を除去する機能を保持しなければならないので、信頼性の高いことが必要となる。Table 4 に採用されている蒸気発生器の特性を示した。

(3) 循環機と駆動装置

循環機には電気駆動式循環機と蒸気駆動式循環機があり、ヨーロッパは前者、米国は後者を採用していたが、現在は電気駆動式循環機に統一されている。電気式は運転に多量の電力を必要とするが、定常時、減圧時共に充分な量の冷却材を送ることができるという利点がありこれを採用することになった。循環機の特性を Table 5 に示した。

実証炉 GCFR の電気出力は 1200 MWe であり、循環機動力は 120 MWe に達する。現在の設計では 20 MWe 循環機 6 基でもってこれに対処することを考えている。この循環機の出力は、熱中性子炉のものと比較して非常に高いので、音波振動の発生が考えられるが、GBRA によればこの振動は現在使用されている CO₂ 冷却 AGR での振動と同程度であり、あまり大きな問題ではないとしている⁽⁴⁾。しかし、高出力循環機に関する開発あるいは性能確認試験は必要であろう。

(4) 緊急冷却系

緊急冷却系は 3 回路からなり、それぞれは熱交換器、循環機、エアクーラーから構成されている。この緊急冷却系は、主循環機の全動力喪失の場合のように、非常に起りにくい例外的状況において作動し、それぞれのループが炉心の崩壊熱の 50% を除去できるように設計されている。Fig. 11 に熱除去系全体の概念を示したが、緊急冷却系の熱交換器および外部電源あるいはディーゼルによって作動する循環機が PCRV 中に、エアクーラーは貫通口を通して PCRV の外に設けられている。

(5) He 純化系

気体核分裂生成物の捕集システムを含む 2 × 100% の He 純化系を緊急冷却系の下部に設け、

純化系1基の故障に対しても核分裂生成物放出防止を考慮している。He 純化系の概念をFig. 12に示した。

(6) 燃料交換器

炉心燃料は毎年 $\frac{1}{3}$ 交換される計画である。燃料交換は、炉を停止し、大気圧下で行なう。したがって、燃料交換に要する日数は、炉心冷却、減圧、燃料交換、圧力上昇、を考慮し約16日かかるとしている。燃料交換器は、Fig. 9にも見られるが、パンタグラフ式である。Fig. 13に、交換燃料の経路を示したが、こゝでも放射化し、かつ化学的に活性であるNaに係わる一切の面倒は存在しない。

GCFRのプラント機器の検査と保守に関しては、光学的に透明であり、化学的に不活性であり、かつ放射化しない冷却材Heを用いていることから、比較的容易であるが、PCRVRのライナー、熱絶縁の検査・保守には問題が残り、今後の検討を必要とする。

PCRVRの外には2重の格納容器を設け(Fig. 11参照)、安全性を確保すると共に、1次回路から漏れるHeを外界に出さないように働いている。2重格納容器の外側にタービンプラント、補助熱除去系を設けている。

4. GCFR の性能

1200 MWe GCFRとそれと対比できる同出力のLMFBRの熱的、核的性能を比較することによって、GCFRの特性を考えてみる。2つの原子炉型は共に $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ を燃料とし、燃料交換周期を1年と仮定する。

4.1 熱的性能

GCFRとLMFBRの熱的性能をTable 6に示し、比較する。仮に、被覆管のホットスポット温度を 720°C とすると、表から明らかなように、良好な伝熱特性を有するNaに基くLMFBRの熱的性能の方がすぐれている。すなわち、GCFRと比較して、LMFBRでは、燃料比出力を50%高く、冷却材温度も $40 \sim 160^\circ\text{C}$ 高くすることができる。さらに、全ポンプ動力はGCFRのその約25%であり、冷却材圧力は約10%で済むという利点がある。2つの高速炉に、再熱サイクルを採用しないとすることで比較しても、LMFBRの熱効率はGCFRのそれと比較して、約14%高くとることが可能である。また、炉心容量の点からみると、GCFRの冷却材流路面積が大きく、燃料の体積比がLMFBRのそれより30%低くなり、GCFRの炉心容量はLMFBRの約2倍になる。このことは、後に述べるような装荷燃料必要量が高くなることに連がる。

HeがNaと比較してその伝熱特性が劣ることによって、GCFRの熱的性能もLMFBRと比べてかなり劣ることになる。この点を考慮し、改良型GCFRでは、ホットスポット温度を $780^\circ\text{C} \sim 800^\circ\text{C}$ まで向上させるための被覆管材料の開発、再熱サイクルの採用による熱効率の向上を考えている。

純化系 1 基の故障に対しても核分裂生成物放出防止を考慮している。He 純化系の概念を Fig. 12 に示した。

(6) 燃料交換器

炉心燃料は毎年 $\frac{1}{2}$ 交換される計画である。燃料交換は、炉を停止し、大気圧下で行なう。したがって、燃料交換に要する日数は、炉心冷却、減圧、燃料交換、圧力上昇、を考慮し約 16 日かかるとしている。燃料交換器は、Fig. 9 にも見られるが、パンタグラフ式である。Fig. 13 に、交換燃料の経路を示したが、こゝでも放射化し、かつ化学的に活性である Na に係わる一切の面倒は存在しない。

GCFR のプラント機器の検査と保守に関しては、光学的に透明であり、化学的に不活性であり、かつ放射化しない冷却材 He を用いていることから、比較的容易であるが、PCRIV のライナー、熱絶縁の検査・保守には問題が残り、今後の検討を必要とする。

PCRIV の外には 2 重の格納容器を設け (Fig. 11 参照)、安全性を確保すると共に、1 次回路から漏れる He を外界に出さないように働いている。2 重格納容器の外側にタービンプラント、補助熱除去系を設けている。

4. GCFR の性能

1200 MWe GCFR とそれと対比できる同出力の LMFBR の熱的、核的性能を比較することによって、GCFR の特性を考えてみる。2 つの原子炉型は共に $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ を燃料とし、燃料交換周期を 1 年と仮定する。

4.1 熱的性能

GCFR と LMFBR の熱的性能を Table 6 に示し、比較する。仮に、被覆管のホットスポット温度を 720°C とすると、表から明らかなように、良好な伝熱特性を有する Na に基く LMFBR の熱的性能の方がすぐれている。すなわち、GCFR と比較して、LMFBR では、燃料比出力を 50% 高く、冷却材温度も $40 \sim 160^\circ\text{C}$ 高くすることができる。さらに、全ポンプ動力は GCFR のその約 25% であり、冷却材圧力は約 10% で済むという利点がある。2 つの高速炉に、再熱サイクルを採用しないとすることで比較しても、LMFBR の熱効率は GCFR のそれと比較して、約 14% 高くとることが可能である。また、炉心容量の点からみると、GCFR の冷却材流路面積が大きく、燃料の体積比が LMFBR のそれより 30% 低くなり、GCFR の炉心容量は LMFBR の約 2 倍になる。このことは、後に述べるような装荷燃料必要量が高くなることに連がる。

He が Na と比較してその伝熱特性が劣ることによって、GCFR の熱的性能も LMFBR と比べてかなり劣ることになる。この点を考慮し、改良型 GCFR では、ホットスポット温度を $780^\circ\text{C} \sim 800^\circ\text{C}$ まで向上させるための被覆管材料の開発、再熱サイクルの採用による熱効率の向上を考えている。

4.2 核的性能

GCFR と LMFBR の核的性能について Table 7 に比較する。GCFR では、冷却材 He の伝熱特性の制約から、燃料比出力は比較的強く設定されるので、炉心容量が LMFBR の約 2 倍となる。この結果、核分裂性物質装荷量は、LMFBR の 50 % 増となる。また、冷却材 He は中性子との衝突確率が低く、かつ中性子減速効果も非常に低いので、GCFR 炉心の中性子スペクトルは硬く、かつ炉心は中性子の漏れ易いものとなっている。この特徴によって、GCFR の核的性能が LMFBR と若干異なってくる。

GCFR の燃料装荷量は LMFBR より 50 % 高くなるが、増殖比は GCFR の方がかなり高くなる。燃料増殖時間は、燃料装荷量に比例し、増殖比に反比例する、と考えられるが、GCFR の増殖時間は約 12 年となり、LMFBR より高い増殖性を有していることがわかる。しかし、高速炉投入初期において、多量の核分裂性 Pu インベントリを必要とすることが投入基数に制約を与える可能性がある。

炉心内の GCFR 内部転換比が高いので、燃焼に伴う反応度損失が小さいので、この損失を補償する制御棒本数が少なく済むことになる。

GCFR では、中性子スペクトルが硬く、かつ中性子漏洩の高い炉であるので、炉心内の被覆管を含む構造物および炉心支持機構などへの高速中性子 (0.1 MeV 以上) の照射量が LMFBR と比べ高くなる。

反応度効果に関しては、冷却材 He 喪失反応度効果、ドップラー反応度効果、水蒸気侵入反応度効果がある。He 喪失反応度効果は、物理的には LMFBR の Na ボイド反応度効果と同等であるが、局所的に生ずることはなく、かつ He の中性子減速効果が小さいので、正ではあるが 1 ドル以下となり、安全性上重要な因子になるとは考えられない。ドップラー反応度効果は、GCFR では中性子スペクトルが硬いので、LMFBR のそれよりも約 30 % 低くなる。水蒸気侵入反応度効果は、GCFR では中間熱交換系が存在しないので、蒸気発生器のチューブ破損によってより高圧の水蒸気が直接炉心に侵入することによって生ずる反応度変化である。当初この反応度効果は、大きな正の値を取る可能性があるとして安全性上問題視されていたが、その後の検討により現実的なモデルでは負の値になることが明らかとなり、安全性上の問題にはならないということが一般的に認められた⁽⁹⁾。

以上述べたように、GCFR は熱的性能に関して LMFBR に劣る点が多々あるが、核的性能に関しては、増殖性にすぐれ、Na ボイド反応度効果のような安全性に関係し炉心設計に影響を与える物理現象は存在しないことで LMFBR よりすぐれた面が多い。

5. 安全性と環境問題

GCFR は、冷却材の高圧力、高い循環機動力、高出力密度、炉心と冷却材の低熱容量、劣った伝熱特性を有する冷却材の使用など、安全性上好ましくない特性を多く有している。しかし、他の固有の安全特性および適切な工学的安全施設を考慮することによって、熱中性子炉および

4.2 核的性能

GCFR と LMFBR の核的性能について Table 7 に比較する。GCFR では、冷却材 He の伝熱特性の制約から、燃料比出力は比較的 low に設定されるので、炉心容量が LMFBR の約 2 倍となる。この結果、核分裂性物質装荷量は、LMFBR の 50 % 増となる。また、冷却材 He は中性子との衝突確率が低く、かつ中性子減速効果も非常に低いので、GCFR 炉心の中性子スペクトルは硬く、かつ炉心は中性子の漏れ易いものとなっている。この特徴によって、GCFR の核的性能が LMFBR と若干異なってくる。

GCFR の燃料装荷量は LMFBR より 50 % 高くなるが、増殖比は GCFR の方がかなり高くなる。燃料倍増時間は、燃料装荷量に比例し、増殖比に反比例する、と考えられるが、GCFR の倍増時間は約 12 年となり、LMFBR より高い増殖性を有していることがわかる。しかし、高速炉投入初期において、多量の核分裂性 Pu インベントリを必要とすることが投入基数に制約を与える可能性がある。

炉心内の GCFR 内部転換比が高いので、燃焼に伴う反応度損失が小さいので、この損失を補償する制御棒本数が少なく済むことになる。

GCFR では、中性子スペクトルが硬く、かつ中性子漏洩の高い炉であるので、炉心内の被覆管を含む構造物および炉心支持機構などへの高速中性子 (0.1 MeV 以上) の照射量が LMFBR と比べ高くなる。

反応度効果に関しては、冷却材 He 喪失反応度効果、ドップラー反応度効果、水蒸気侵入反応効果がある。He 喪失反応度効果は、物理的には LMFBR の Na ボイド反応度効果と同等であるが、局所的に生ずることはなく、かつ He の中性子減速効果が小さいので、正ではあるが 1 ドル以下となり、安全性上重要な因子になるとは考えられない。ドップラー反応度効果は、GCFR では中性子スペクトルが硬いので、LMFBR のそれよりも約 30 % 低くなる。水蒸気侵入反応度効果は、GCFR では中間熱交換系が存在しないので、蒸気発生器のチューブ破損によってより高圧の水蒸気が直接炉心に侵入することによって生ずる反応度変化である。当初この反応度効果は、大きな正の値を取る可能性があるとして安全性上問題視されていたが、その後の検討により現実的なモデルでは負の値になることが明らかとなり、安全性上の問題にはならないということが一般的に認められた⁽⁹⁾。

以上述べたように、GCFR は熱的性能に関して LMFBR に劣る点が多々あるが、核的性能に関しては、増殖性にすぐれ、Na ボイド反応度効果のような安全性に関係し炉心設計に影響を与える物理現象は存在しないことで LMFBR よりすぐれた面が多い。

5. 安全性と環境問題

GCFR は、冷却材の高圧力、高い循環機動力、高出力密度、炉心と冷却材の低熱容量、劣った伝熱特性を有する冷却材の使用など、安全性上好ましくない特性を多く有している。しかし、他の固有の安全特性および適切な工学的安全施設を考慮することによって、熱中性子炉および

LMFBR と比肩する安全基準を満足する可能性が高い。以下に、GCFR の安全性関連設計特性、主な事故の解析結果、安全性に関する評価の現状、環境問題の特徴について紹介する。

5.1 安全性関連設計の特徴

(1) 燃料要素

ステンレス鋼被覆管混合酸化物燃料ピンに関し気体核分裂生成物をベントする方式を採用しているため、いかなる冷却材圧力レベルに対しても被覆管熔融温度 $1300^{\circ}\text{C} \sim 1400^{\circ}\text{C}$ まで燃料要素の健全性を維持し、少々の被覆管破損が生じても 1 次冷却回路を汚染することなく運転を続行でき、かつ厳しい燃料ピン破損に移る前に検出することが可能である。

(2) 冷却材

冷却材 He は伝熱特性に劣るので、緊急冷却に対する要請が厳しくなるが、一方、炉運転上および安全上固有の利点も有している。それは、化学的に不活性、中性子スペクルに与える影響が小さい（核的に安定）、単相、放射化しないことなどである。

(3) 1 次系の健全性

1 次冷却系は完全に PCRV 中に収納されている。この PCRV は、プレストレス・テンドン、プラグのホールダウン、2 重クロジャ、冷却材流れ抑制装置などについて十分配慮し、最大減圧率を制限するように設計することが必要である。対象としている GCFR では、設計基準リーク面積を 100 cm^2 と考えている。これはリリーフバルブの貫通口に相当している。また、カタストロフィックな容器破壊に導く要因となりうるクラックが生じることを防止することが本質的に必要となる。クラックの検出およびクラックの発達防止法については、スウェーデンの実験によって好結果が得られている。⁽⁸⁾

(4) 熱除去系

Fig. 11 に見られるように、いくつかの独立かつ冗長性のある熱除去系を設けることによって、過渡時の熱除去を高い信頼性をもって行なうことが可能である。

通常運転時では、全熱出力の 1.5% を 3 基の並列補助熱除去系 (AHS) を通して分岐し、主 He 循環機のポニーモータの動力源として定常的に用いると共に、蒸気発生器に定格供水量の 1.5% を供給する。

主タービンプラントおよび主循環機駆動モータがトリップしても、AHS は出力を分岐させ、ポニーモータによって He 循環機を駆動し続けさせることができる。スクラム失敗を含むすべての過渡時において、複雑なコントロールおよびスイッチングの操作は不必要である。

主ループおよび AHS の起りそうもない共通モード故障時のために、バックアップとして 3 基の独立した緊急冷却ループを設けている。これらの緊急冷却ループは、通常 He 圧力に対して自然対流によっても崩壊熱除去を可能にするように設計されている。

(5) 2 次格納容器

PCRV 全体は 2 重の 2 次格納容器におおわれ、2 次容器の内部圧力レベルを保つことによって減圧事故時の緊急冷却を補助すると共に、内部の空気を浄化装置を通して循環させることによって事故時の放射性物質の放出を最小限に抑えることが可能である。また、この容器は外部衝撃、

擾乱から守る役目を果す。

(6) 原子炉停止系

独立2系統の炉停止系が、すでにガス冷却熱中性子炉で用いられている種々のセンサーによって、作動するように考えられている。制御棒は重力によって冷却材流れと同方向に挿入され、制御棒飛出しが不可能であるように設計される。第1の系統は中性子束、出力などの変動に対して作動するものであるが、通常のトリップ操作の故障時には、フェーズのような溶融物質を用い、冷却材温度が800℃以上で作動する2次炉停止系を設けている。

(7) コアキャッチャー

高速炉における大規模な炉心溶融事故の発生確率はきわめて低いが、この事故の対策の1つとしてコアキャッチャーを設けることもできる。コアキャッチャーとしては、再臨界の防止と溶融燃料の適切な冷却の観点から、冷却カラムを持つ内部型と流路を持つバス型構造について実験が行なわれた⁽¹⁰⁾ (Table 8参照)。

5.2 事故解析例

GCFR の設計基準事故は冷却材喪失事故である。この事故に加え、電源喪失事故、反応度印加事故、仮想事故に関する解析結果を示すことで、GCFR の安全性を検討してみる。

(1) 冷却材喪失事故

設計基準事故として、1次系回路(PCRIV)に100 cm²のリーク面積が生じ、その結果2次容器に400 cm²のリーク面積が生ずることによる減圧事故を考える。この事故の場合の冷却材と被覆管の温度の時間変化をFig. 14に示した。この結果以下の事柄が云える。

- (a) 通常の炉停止系が作動しなくても、被覆管が溶融する以前にフェーズによる2次炉停止系を作動するための時間的余裕が十分にある。
- (b) 緊急冷却系を作動しなくても、主および補助熱除去系の1/3の作動によって、崩壊熱を除去し、被覆管ホットスポット温度を1200℃以下に保つことができる。ただし、He循環機は40%過速度に耐えるように設計され、破損ループのノンリターンフラップは閉じることが要件である。

(2) 電源喪失事故

この事故の発生頻度は比較的高いが、この結果炉心溶融に到る確率は減圧事故の場合(10⁻¹⁰/原子炉年以下)よりはるかに低い。Fig. 15に主電源喪失に加え炉停止失敗が起った場合における種々特性の時間変化を示した。スクラムに失敗しても、主および補助ループ系が作動すれば、原子炉出力は150秒後に定格の46%に低下する。理由は、炉心燃料温度上昇と炉心膨張による負の反応度フィードバックに依る。この結果、被覆管最高温度は1200℃以下に保たれる。Fig. 16によれば、He圧力が通常どおりに保たれば自然対流によって崩壊熱を除去し、被覆管温度を溶融点以下に保つことが可能である。

(3) 反応度印加事故

大きなランプ反応度が加わる物理的メカニズムは存在しない。1次冷却材Heの反応度値は1ドル以下であり、制御棒が炉心から飛出すことのないように設計に考慮している。また、60トン以上の水が蒸気発生器から炉心に侵入しても反応度上昇は1ドル程度である。したがって、

炉心溶融に導く反応度事故があるとすれば、すべての制御棒が制御できずに引抜かれ、かつスクラムできない場合のみである。この事故の発生する確率はその他の GCFR 事故確率と比較してきわめて低くなる。その理由は、インターロックによって 1 度に 1 つの制御棒グループ以上の引抜きを防止し、1 制御棒グループの引抜き速度を最大 0.002 ドル/秒に制限し、その結果過渡状態に対して十分な余裕をもって炉停止系によって対処できるからである。

(4) 仮想事故

GCFR ではベータ・タイト型の核暴走の発生する確率は 10^{10} /原子炉年よりはるかに低い。この事故が発生するとすれば、スクラム不能でかつ減圧かあるいは熱除去系の重大な破損が同時に起った結果として、溶融炉心が重力落下し、圧縮した場合である。この場合の最大ランプ反応度は 20 ドル/秒程度になる。この仮想事故によって、以下の結果になる。

- (a) 破壊機械エネルギーは約 200 MWs で、50 kg TNT に相当するが、これは LMFBR の場合よりかなり低い。理由は、GCFR では LMFBR の場合の SPERT 型の溶融燃料と冷却材の相互作用が存在しないからである。
- (b) 炉心燃料の蒸発率は 10 % 以下である。
- (c) 最大圧力パルスは 200 気圧に達するが、存続時間は 1 msec にすぎない。
- (d) 爆発によって放出される熱エネルギーによって、冷却材圧力は上昇するが、炉心デブリが適切にコアキャッチャによって冷却されれば、高々 10 % 程度の上昇に抑えることができる。

アメリカにおける最近の研究によれば、350 MWe GCFR 原型炉の PCRV は 2000 MWs 以上の機械エネルギーに対して充分耐えうるとしている。したがって、安全ファクターは 10 以上であり、GCFR の PCRV はきわめて低確率事象であるベータ・タイト型核暴走に充分耐えうる構造であると云える。

5.3 環境問題

GCFR の熱効率率は LWR のそれよりも高く、熱影響は、LWR と比較して、GCFR の方が小さいと考えられる。また、廃棄処分を要する化学物質の生成に関しては、GCFR と LWR では同程度であると考えられる。こゝでは、放射性物質放出の点を主とし、LWR と、GCFR と類似した HTGR と比較しながら、GCFR の環境問題を考えてみる。

GCFR で発生する放射性物質には核分裂によって生成する核分裂生成物と主に 1 次冷却材 He 中の不純物の放射化によるものがあると考えられる。GCFR では、前述のような圧力平衡型燃料ピン（ベント型燃料）が考えられており、燃料ピン中に発生した気体核分裂生成物は He 純化系に送られ、他の不純物と共に取除かれる。この He 純化系は定期的に浄化する必要がある。また、燃料交換時にはいくつかの機器浄化を必要とする可能性があり、冷却材のサンプリング検査も必要となる。このため、GCFR では気体廃棄物系が設けられているが、主な放射性物質の発生源として、燃料ピン圧力平衡系、He 純化系、燃料交換系、冷却材サンプリング系が考えられる。

気体状放射性物質の環境への放出量を Table 9 に、GCFR、HTGR、LWR について示した。いずれの原子炉も 1000 MWe 電気出力に規格化している。この表から、GCFR の気体状放射性物質の放出量が極めて低いことがわかる。その主な理由は、GCFR では気体廃棄物処理を設け、

希ガスをサイト内に貯蔵することを考えているのに対し、HTGRとLWRでは一時貯蔵の後環境に放出することを仮定している、ことにある。トリチウムに関しては、GCFRでは酸素を添加することによってトリチウム水として冷却材から除去し、サイト内貯蔵することを考えている。日本原子力研究所において設計中の多目的高温ガス実験炉のトリチウム生成量に関するある試算によると、冷却材中の ^3He の (n, p) 反応による生成量が12 curie/yr, 核分裂による生成量が230 curie/yr, グラファイト中の不純物 ^6Li (0.1 ppm)の (n, α) 反応による生成量が1740 curie/yr, である。⁽¹³⁾ 商用規模HTGRでは問題となる物質装荷量, 中性子束レベルが多目的高温ガス実験炉の場合と大巾に異なるが, 上述のトリチウム発生量の比率は保たれるものと考えられる。⁽¹⁴⁾ この結果, HTGRのトリチウム発生源はグラファイト中の不純物 ^6Li であり, He中の ^3He ではないことがわかる。一方, GCFRではグラファイトを使用しないので, 潜在的にHTGRよりトリチウム生成量がかなり低くなるのが容易に想像できる。

通常運転時における大気拡散径路による放射性汚染が幼児および子供の主要器官線量に与える影響をTable 10に示し, LWRとの比較も併記した。この結果, 主要核種は ^{131}I であるが, LWRと比較して極めて低いことがわかる。また, Table 11には, 大気拡散径路による希ガスの全身および皮膚線量への影響度合を示すと共に, LWRとの比較も併記した。主要な希ガス核種は ^{135}Xe , ^{87}Kr であるが, LWRと比較すると極めて低い。

通常運転時における液体状放射性物質の発生源は他の原子炉型と同様であると考えられる。その環境への放出量をTable 12にLWR, HTGRと比較して示した。これら液体状放出の器官線量への影響度合をTable 13に示し, 同時にLWRとの比較をした。主要核種は全身線量に対して ^{136}Cs , 主要器官線量に対して ^{132}Te であるが, LWRと比較すると極めて低い。

最近注目されつゝある α 線放射性物質の超プルトニウム核種の生成に関しては, GCFRはLMFBRと同程度あると考えられるが, 中性子スペクトルが硬いため, 多くの超プルトニウム核種のしきい核分裂反応をより効果的に利用できるため, LMFBRより若干生成量が低くなると考えられる。LWRと比較すると, ウラン燃料を用いたLWRよりプルトニウム燃料を用いたGCFRの方が超プルトニウム核種生成量は多くなるが, プルトニウム・リサイクルを考えたLWRよりはるかに低くなるのが, LWRとLMFBRとの比較⁽³¹⁾から容易に推察できる。

運転員の被曝線量については, GCFRは運転経験を持たないので, LWRと同様の定量的評価は不可能である。しかし, LWRと比較してそれ以上の被曝線量になるとする理由も存在しない。HTGRの運転員被曝線量はLWR同様450 man-rem/yr以下であるとされているが,⁽¹⁵⁾ GCFRではHTGRにおける放射性物質の1次回路への沈着による放射能増加のような現象は極めて小さく, 運転保守の点から有利であると考えられる。

以上述べたGCFRの環境問題に関して, GCFRはいまだ実機の運転経験を持たずすべて計算による評価であるのに対し, LWRのデータは実際の運転経験に基づくものであることに注意しておく必要がある。

6. 経 済 性

原子炉同志のコスト比較は、特に比較する原子炉の型式が異なる場合には困難である。比較の対象とする大型商用プラントが現在まだ建設されていないか、あるいはそのシステムが開発の初期段階にあり、今後の開発経験の蓄積によって改良、改正されることが予想される場合には、一層原子炉同志の経済性比較は困難である。したがってLMFBRとGCFRの直接的なコスト比較はできないが、冷却材が化学的に不活性かつ放射化されないことから、炉心で発生した熱は中間熱交換器を介することなく直接蒸気発生器に伝達されること、システム全体がPCR内収容でき、システムが単純化されること、火災防止設備、除染、クリーンアップ・システムが不要であること、高価なステンレス鋼の代わりに炭素鋼を最大限に利用できること、などがGCFRの経済性で有利な点である。

こゝでは、いくつかの機関で試算されたガス冷却熱中性子炉とGCFRのコスト比較、PWRとAGRのコスト比較に基き、間接的にPWRとGCFRのコスト比較を行なう。また、その比較に基き、トータルコストが両原子炉で等しいとした時、GCFRの許容される燃料サイクルコストを推定し、その値の妥当性について検討する。

6.1 プラントコスト

(1) ガス冷却熱中性子炉とGCFRの比較

英国のTNPGはAGRとGCFR、⁽¹⁶⁾フランスのTechnicatomeはGA社型のHTGRとGCFR、⁽¹⁷⁾について項目別に1対1のプラントコスト比較を行なった。Table 14はその結果をまとめたものである。この表から、2機関の比較結果は非常に一致していると云える。すなわち、GCFRのプラントコストは5%以内で代表的なガス冷却熱中性子炉のプラントコストと等価格であると云ってよい。機器別に比較すると、GCFR機器はPCR、He循環機、電力供給系、緊急熱除去系、He純化系についてガス冷却熱中性子炉機器より高価になり、蒸気発生器、蒸気タービンプラント、燃料貯蔵、付属建屋について安価である。

(2) PWRとGCFRの比較

1977年、英国のNational Nuclear Corporation (NNC)はPWRとAGRのコスト比較を行ない、⁽¹⁸⁾1300 MWe AGRの資本コストは880～1020 \$/kW、1100 MWe PWRの資本コストは800～950 \$/kWであるとした。また、IAEAレポート⁽¹⁹⁾によると、米国の1100 MWe PWRの1976年時点での高い方の推定資本コストは930 \$/kW、西ドイツの1230 MWeのPWRの1977年時点での資本コストは935 \$/kWであるとしている。PWRの資本費は3者ともよく一致している。

この結果、AGRはPWRと比較し15～20%資本コストが高くなり、GCFRとガス冷却熱中性子炉の比較より、GCFRとAGRの資本コストは同程度であると考えられるので、GCFRの資本コストはPWRと比較して15～20%高くなると予想できる。PWRの資本コストを950 \$/

kW (1977年価格)とし、GCFRの資本コストを1150 \$/kWとする。この値はPWRと比較して20%強高く、保守的な値であると考えられる。

6.2 燃料サイクルコスト

完全な経済性比較を行なうためには、運転コスト、燃料サイクルコストをウラン価格の関数として評価しておく必要がある。基本条件として、プラント寿命25年、稼働率70%、金利10%とし、コストを現在価値\$/kWで表わすことにする。最近の検討によると、デフレーションを考慮し、もっと低金利を仮定する方が実際的であるとしている。この見解に基づくと、GCFRにとって低金利は好ましい傾向にある。

PWRの燃料サイクルコスト評価にもかなりの不確かさが残されている。例えば、商業上の考慮、インフレーションによる金利の変動、市場変動によるウラン価格への影響などがそれである。最近の評価によると、廃棄物管理を含む再処理コストは、高値で650 \$/kg、低値で530 \$/kgと云われている。PWRの場合には、再処理せず使用済燃料をそのまま貯蔵する代替案がだされている。この場合、再処理コストと対比できるコストは、高値で415 \$/kg、低値で330 \$/kgになるとされている。一方、PWRの新燃料加工コストには大きな不確かな要素はなく、150 \$/kgとすれば妥当な線である。分離作業量については、アメリカとヨーロッパの中間値をとり、100 \$/kgとする。

運転コストに関しては、発電コストに占める割合も低く(～6%)、PWRとGCFRで大巾に異なるとは考えられず、PWRとGCFRの運転コストは同一であると仮定し、経済性の相対比較から除くことにする。

Table 15には、高価格再処理コスト(650 \$/kg)を仮定したPWRのコストをGCFRのコストと比較した結果を示した。この場合、GCFRの許容されうる燃料サイクルコストとは、PWRのトータルコストからGCFRの資本コスト1150 \$/kWを差引いたものであり、PWRとGCFRのトータルコストが等しいとした場合のGCFRに割くことのできる燃料サイクルコストである。U₃O₈価格として、45 \$/lb、75 \$/lb、137.5 \$/lbの3ケースを考慮している。

Table 15のGCFRの許容されうる燃料サイクルコストの現在価値(\$/kW)は、取扱う燃料総量を考慮することによって、単位燃料重量当りの燃料サイクルコスト(\$/kg)に換算することができる。GCFRの軸方向ブランケットと炉心の燃料総量と代表的なPWRの燃料総量を考慮し、\$/kg単位のGCFRに許容されうる燃料サイクルコストを評価すると、以下のようなになる。

| U ₃ O ₈ 価格 (\$/lb) | 45 | 75 | 137.5 |
|------------------------------------------|-------------------|-------------------|-------------------|
| 許容されうるGCFR燃料サイクルコスト(\$/kg) | 4.0×10^3 | 5.2×10^3 | 7.8×10^3 |
| PWRの燃料サイクルコスト(\$/kg)に対する比 | 4.5 | 6.2 | 9.4 |

PWRの燃料集合体と比較すると、GCFRの燃料集合体は複雑な構造をしているが、上の結果は、このことを考慮しても十分なマージンがあることを示している。

燃料ピン当りの許容される燃料サイクルコストを導出すれば、再処理コストには無関係であるが、燃料加工コストの点から検討することが可能になる。1200 MWe GCFRの燃料ピン本数は83,000本、代表的なPWRの燃料ピン本数は60,000本である。両原子炉の燃料炉内滞在時間は3年と共通であるので、原子炉寿命に亘る燃料ピン全本数の比は炉心内燃料ピン本数の比と等しくなる。ウラン価格を45 \$/lbとすると、PWRのリサイクルコスト(=燃料サイクルコスト-ウランコスト)は約198 \$/kWとなる。一方、GCFRでは初装荷燃料を除くとほとんど必要としないので、ウランコストは無視できる程度に低い。したがって、Table 15で、45 \$/lb U_3O_8 価格に対する燃料サイクルコストの315 \$/kWをもってGCFRのリサイクルコストとすることができる。この結果、燃料ピン当りのコストは、GCFRで(315 \$/kW)/83,000、PWRで(198 \$/kW)/60,000となり、GCFRの燃料ピン当りのコストはPWRのそれに対して1.2倍まで許容できることになる。したがって、低価格 U_3O_8 を採用した場合でも、GCFRの複雑な圧力平衡燃料ピンにかゝる余分な費用を考慮しても十分なマージンを見込むことができる。ウラン価格が高くなれば、それにしたがってマージンも大巾に増加する。

GCFRとPWRのトータルコストを等しくすることがもっとも困難になる場合は、PWRの燃料を再処理せず貯蔵し、その価格を低値330 \$/kgとした場合である。この場合、GCFRの許容される燃料サイクルコストを76 \$/kW減ずる必要があり、マージンを大巾に消耗することになる。しかし、PWRの使用済燃料を再処理し残存ウランを再利用する方が貯蔵するより経済的となるウラン価格が存在するはずであり、その価格は75 \$/lbよりかなり低い価格になると考えられる。したがって、PWRでの燃料再処理はGCFR計画の比較的早い時期に実現すると考えられるので、GCFRとPWRの経済性比較においては、PWR燃料再処理を前提とする方がより現実的であると考えられる。

以上の検討結果によって、データベースに不確かさがあり、その結果にも不確かさが伴うが、GCFRは経済的にPWRと競合でき、GCFRとPWRのトータルコストを等しいとしても、GCFRに許容できる燃料サイクルコストには、複雑な燃料ピン加工、燃料再処理にかゝるマージンを充分に見込まれていると考えることができる。

以上の検討では、プルトニウム価値を0としている。すなわち、生産されたプルトニウムはすべてGCFRで消費し、他売することを考えない。プルトニウム価値として適当な値を設定すれば、GCFRのようなすぐれた増殖性能を有するシステムはより経済的に有利になる。

7. 開発課題と研究開発計画

GCFRは、ガス冷却熱中性子炉とLMFBRの開発、運転経験を最大限に活用できる高速炉であることを再三述べてきた。こゝでは、これまで行なわれてきた開発、今後必要とされる開発課題について述べると共に、研究開発計画と予算規模の一例をアメリカの場合を中心として紹介する。

PWRの燃料集合体と比較すると、GCFRの燃料集合体は複雑な構造をしているが、上の結果は、このことを考慮しても十分なマージンがあることを示している。

燃料ピン当りの許容される燃料サイクルコストを導出すれば、再処理コストには無関係であるが、燃料加工コストの点から検討することが可能になる。1200 MWe GCFRの燃料ピン本数は83,000本、代表的なPWRの燃料ピン本数は60,000本である。両原子炉の燃料炉内滞在時間は3年と共通であるので、原子炉寿命に亘る燃料ピン全本数の比は炉心内燃料ピン本数の比と等しくなる。ウラン価格を45 \$/lbとすると、PWRのリサイクルコスト(=燃料サイクルコスト-ウランコスト)は約198 \$/kWとなる。一方、GCFRでは初装荷燃料を除くとほとんど必要としないので、ウランコストは無視できる程度に低い。したがって、Table 15で、45 \$/lb U_3O_8 価格に対する燃料サイクルコストの315 \$/kWをもってGCFRのリサイクルコストとすることができる。この結果、燃料ピン当りのコストは、GCFRで(315 \$/kW)/83,000、PWRで(198 \$/kW)/60,000となり、GCFRの燃料ピン当りのコストはPWRのそれに対して1.2倍まで許容できることになる。したがって、低価格 U_3O_8 を採用した場合でも、GCFRの複雑な圧力平衡燃料ピンにかゝる余分な費用を考慮しても十分なマージンを見込むことができる。ウラン価格が高くなれば、それにしたがってマージンも大巾に増加する。

GCFRとPWRのトータルコストを等しくすることがもっとも困難になる場合は、PWRの燃料を再処理せず貯蔵し、その価格を低値330 \$/kgとした場合である。この場合、GCFRの許容される燃料サイクルコストを76 \$/kW減ずる必要があり、マージンが大巾に消耗することになる。しかし、PWRの使用済燃料を再処理し残存ウランを再利用する方が貯蔵するより経済的となるウラン価格が存在するはずであり、その価格は75 \$/lbよりかなり低い価格になると考えられる。したがって、PWRでの燃料再処理はGCFR計画の比較的早い時期に実現すると考えられるので、GCFRとPWRの経済性比較においては、PWR燃料再処理を前提とする方がより現実的であると考えられる。

以上の検討結果によって、データベースに不確かさがあり、その結果にも不確かさが伴うが、GCFRは経済的にPWRと競合でき、GCFRとPWRのトータルコストを等しいとしても、GCFRに許容できる燃料サイクルコストには、複雑な燃料ピン加工、燃料再処理にかゝるマージンを充分に見込まれていると考えることができる。

以上の検討では、プルトニウム価値を0としている。すなわち、生産されたプルトニウムはすべてGCFRで消費し、他売することを考えない。プルトニウム価値として適当な値を設定すれば、GCFRのようなすぐれた増殖性能を有するシステムはより経済的に有利になる。

7. 開発課題と研究開発計画

GCFRは、ガス冷却熱中性子炉とLMFBRの開発、運転経験を最大限に活用できる高速炉であることを再三述べてきた。こゝでは、これまで行なわれてきた開発、今後必要とされる開発課題について述べると共に、研究開発計画と予算規模の一例をアメリカの場合を中心として紹介する。

7.1 開発課題

現在までの研究開発によって達成された成果を整理すると以下ようになる。

- (a) 伝熱流動試験の結果、許容できる条件下で燃料ピンバンドルから適切な割合で熱除去することが可能である。
- (b) アメリカの ZPR-9、スイスの PROTEUS における炉物理実験と解析の結果、冷却材 He は炉物理的に良好な特性を持ち、He を冷却材とすることによって生ずる安全性上の問題がないことが確認された。また水蒸気の炉心侵入は重大な問題とならないこと、良好な燃料サイクル性能を与えるすぐれた核特性を GCFR が保有することも確認された。
- (c) EBR-II における高燃焼度（13%）までの燃料ピン照射試験、BR-2 炉における 28,000 MWD/T に至る 12 本燃料ピンバンドル照射試験の結果、圧力平衡型燃料ピンは適切な機能を果たす可能性が強いことが確認された。
- (d) 材料試験の結果、材料腐食を抑制し、燃料ピンにガス漏洩があるとしても燃料との相互作用を起さないように冷却材中の不純物組成を制御することが可能である。
- (e) 蒸気発生器についてのモデル圧力容器とクロージャ試験の結果、現在考えられている最適圧力レベルに対する PCRV 設計は可能であり、重大事故に発展するまでの十分なマージンを保有できる。
- (f) 安全性研究の結果、出力暴走を抑制する固有特性を GCFR は保有し、冷却材密度変化による大きな反応度変動はなく、またそれ以外の潜在的反応度印加メカニズムは小さく、かつ緩かである。
- (g) 広範囲に亘る事故条件に関して、燃料溶融を防止する工学的安全系を設けることが可能である。自然対流を利用した冷却によって、定常圧力状態での残留熱除去が可能であり、PCRV によって冷却材減圧率を制限できる。また、減圧事故に対して非常に厳しい仮定を置いて、有効な緊急冷却系を設けることはそれほど困難ではない。
- (h) 非常に悲観的な仮定に基づく仮想事故の解析の結果、炉心からの放出物を PCRV 内に完全に閉じ込めることができ、その上冷却材が化学的に不活性であるので、燃料と冷却材の強い相互作用を避けることができる。必要であれば、適切なコアキャッチャを設置することができる。

以上述べた研究開発成果に基づき、GCFR 関係者の間では現在でも原型炉級の GCFR プラント建設が可能であるとする声が強い。HBA の委託により今後の GCFR 研究開発課題をアメリカの GA 社と A. D. Little コンサルタント会社が評価し、多くの共通点が得られている⁽²⁾。それによると、PCRV、蒸気発生器、He 純化系、計測と制御、補助熱交換器、補助循環機、燃料交換器などについては、HTGR の経験の活用と確認試験によって充分に対処できるのでその開発努力を最小限にすることが可能であるとしている。残る問題は、炉心支持機構、主 He 循環機、燃料にある。

炉心支持機構に関しては、GCFR では潜在的に高速中性子の存在確率が高く、支持機構に大きなスウェリングを生じさせる可能性が高い。このことによって、燃料集合体のロック機構に不具合を生じさせると共に、支持機構と燃料集合体間の圧力平衡システムのシールに不具合を生じさせる可能性がある。したがって、FFTF (Fast Flux Test Facility) などの高速中性子照射ベ

ッドを用いた実験が必要である。

主循環機に関しては、崩壊熱除去を常時行なうため炉停止時においても、DBDA（設計基準減圧事故）時においても作動し続ける必要があり、この点でHTGRと大巾に異なるが、原型炉級GCFRでは現在の技術で対処できる。しかし、商用GCFRでは、流速、ポンプ出力共に3倍近くなるので新しく技術開発を行なうと共に、フルスケール試験が必要となる。

燃料については、GCFRでは粗面を設けた圧力平衡型燃料ピンを採用しているが、この適用性を充分実証することがGCFRの正否をにぎるキーポイントである。これまでも、かなり多くの照射実験を続けてきたが、これからも過渡時を含めて燃料挙動を調べ、いかなる場合においても圧力平衡型燃料ピンの健全性が損われないことを実証する必要がある。そのために提案されている実験項目を挙げると以下ようになる。

- (a) 燃料集合体内の伝熱流動に関する精力的な研究の続行と多数本ピンバンドル実験による高温度余裕とスウェリングなどに重大な影響を及ぼす温度条件の評価。
- (b) 熱伝達性能に重大な影響を及ぼす燃料ピン表面の粗面の腐食に関する研究。
- (c) グリッド・スペイサー間の相互作用、燃料集合体内の相互作用など、フレッチング問題に関する材料研究。
- (d) 燃料ピン内部の核分裂生成物トラップ特性、圧力平衡システムの燃料小片による閉塞可能性を検討するための燃料ピン照射実験の拡大。
- (e) ベルギー-HELMにおけるクラスター燃料実験の続行と高速中性子場における照射実験。
- (f) 燃料損傷メカニズム解明に関する研究、特に電熱による熔融試験と過渡時燃料挙動研究を目的としたアメリカのGRIST（Gas Reactor In-pile Safety Test Project）-2計画の早期実施。

7.2 研究開発計画

GCFR技術は、Table 16に示すように、ガス冷却熱中性子炉とLMFBR技術に依存する所が多い。当初、非常に活発であったGCFR研究開発は、HTGR、AGRが期待していたほど進展せず、かつ世界的にLMFBR計画の遅延（フランスを除く）もあって、GCFR主要開発国であったイギリス、西ドイツの計画が挫折し、最終的に、核不拡散への有効性評価の結果として、プルトニウムを多量に用いるGCFR計画はアメリカにおいても中止することになった。この結果、1980年と比べ現在のGCFR開発アクティビティは世界的に縮小されてしまった。したがって、以下に述べるGCFR開発計画は過去のものとなり、現在存在しないものである。しかし、極く最近までGCFR開発がどのような計画の下に行なわれてきたかを知る参考資料となるであろう。

GCFR開発国の開発経過、計画については、研究活動、保有する実験装置を含めて、M. Dalle Donneが各国の提出報告書をまとめ、OECD-NEAに提出している。⁽²¹⁾ 詳細についてはこの報告書にゆずるとして、ここでは、アメリカを中心として、どのようにしてGCFR計画を推進しようとしていたかを紹介する。

アメリカのGCFR開発計画は、GA社を中心として進められていたが、本格化しはじめたの

は1976年電力会社がGCFR計画を支持するために参集しHBAを設立した時であると考えられる。事実、アメリカ政府の予算措置の経過（Fig. 17）を見てもそれがうかがえる。

HBAはヨーロッパのGBRA（Table 17参照）と共に民間のGCFR開発機関であり、Table 18に示すように多くの会社が参加し、GCFR開発計画の立案、国際協力の拡大などによって円滑かつ適切にGCFR商用化を達成することを目的として設立された。しかし、前述の通りアメリカ政府はGCFR開発中止の決定をし、HBAはその組織、開発計画の中の位置づけを完成しない状態で、1981年現在ほど解体に近い状態になっている。参考のために、HBA設立当時のアメリカにおけるGCFR開発機構をFig. 18に示した。

アメリカでは、GCFR商用化への道として実験炉ステイジをスキップし、原型炉、実証炉、商用炉のステップを径ることを考え、Fig. 19に示した計画を立案した。その内原型炉は350 MWe規模であり、1985年までに行なう設計、研究開発計画をTable 20に示した。Table 19に示した350 MWe GCFRのProgram Definition and Licensing Phaseに対する1980年までの計画は、Table 20～Table 26に、研究機関、予算規模などと共に示した。アメリカのGCFR開発費用は1978年末までで7700万ドルと見積られ、同時期までの他の開発国の支出費用の7000万ドルと加えると、世界のGCFR計画に支出された資金は、全体で約1億5000万ドルに達している。^{(20), (22)} この費用の中にはソ連の開発は含まれていない。

8. 核燃料サイクル

GCFRの核燃料サイクルはLMFBRのそれと本質的に変わらない。若干の相違があるとすれば、燃料ピン加工の際に圧力平衡型、被覆管上粗面を考慮する必要があること1基当りの燃料所要量と核燃料サイクル処理量が多いこと、および再処理過程における単位燃料当りのPu含有量が多いこと、などである。しかし、核燃料サイクルのプラント容量の点から考えるとGCFR、LMFBR間の相違はないと考えることができる。こゝでは、これまでの議論の前提としていたU-Puサイクルに対して、GCFRへのThサイクル適用可能性を中心として検討する。

8.1 GCFRへのThサイクル適用可能性

Thサイクルは核拡散抵抗性が強いとして、国際核燃料サイクル評価（INFCE）の場においてその適用性が議論された。高速炉のThサイクル利用に関してはINFCE第5作業部会において検討された。^{(23), (24)} Uサイクルと比較して高速炉（LMFBR、GCFR）にThサイクルを適用すると、以下のような影響があらわれる。

- (a) ブランケット燃料として²³⁸Uの代りにThを用いても、LMFBR、GCFRの増殖性を含む炉心性能に与える影響は軽微である。
- (b) LMFBRの炉心に、²³⁸Uの代りにThを用いると、正のNaボイド反応度効果の問題を緩和することができるが、増殖性を著しく損う。
- (c) GCFRの炉心に、²³⁸Uの代りにThを用いると、水蒸気炉心侵入反応度効果を著しく正に

は1976年電力会社がGCFR計画を支持するために参集しHBAを設立した時であると考えられる。事実、アメリカ政府の予算措置の経過（Fig. 17）を見てもそれがうかがえる。

HBAはヨーロッパのGBRA（Table 17参照）と共に民間のGCFR開発機関であり、Table 18に示すように多くの会社が参加し、GCFR開発計画の立案、国際協力の拡大などによって円滑かつ適切にGCFR商用化を達成することを目的として設立された。しかし、前述の通りアメリカ政府はGCFR開発中止の決定をし、HBAはその組織、開発計画の中の位置づけを完成しない状態で、1981年現在ほゞ解体に近い状態になっている。参考のために、HBA設立当時のアメリカにおけるGCFR開発機構をFig. 18に示した。

アメリカでは、GCFR商用化への道として実験炉ステイジをスキップし、原型炉、実証炉、商用炉のステップを径ることを考え、Fig. 19に示した計画を立案した。その内原型炉は350 MWe規模であり、1985年までに行なう設計、研究開発計画をTable 20に示した。Table 19に示した350 MWe GCFRのProgram Definition and Licensing Phaseに対する1980年までの計画は、Table 20～Table 26に、研究機関、予算規模などと共に示した。アメリカのGCFR開発費用は1978年末までで7700万ドルと見積られ、同時期までの他の開発国の支出費用の7000万ドルと加えると、世界のGCFR計画に支出された資金は、全体で約1億5000万ドルに達している。^{(20), (22)} この費用の中にはソ連の開発は含まれていない。

8. 核燃料サイクル

GCFRの核燃料サイクルはLMFBRのそれと本質的に変わらない。若干の相違があるとすれば、燃料ピン加工の際に圧力平衡型、被覆管上粗面を考慮する必要があること1基当りの燃料所要量と核燃料サイクル処理量が多いこと、および再処理過程における単位燃料当りのPu含有量が多いこと、などである。しかし、核燃料サイクルのプラント容量の点から考えるとGCFR、LMFBR間の相違はないと考えることができる。こゝでは、これまでの議論の前提としていたU-Puサイクルに対して、GCFRへのThサイクル適用可能性を中心として検討する。

8.1 GCFRへのThサイクル適用可能性

Thサイクルは核拡散抵抗性が強いとして、国際核燃料サイクル評価（INFCE）の場においてその適用性が議論された。高速炉のThサイクル利用に関してはINFCE第5作業部会において検討された。^{(23), (24)} Uサイクルと比較して高速炉（LMFBR、GCFR）にThサイクルを適用すると、以下のような影響があらわれる。

- (a) ブランケット燃料として²³⁸Uの代りにThを用いても、LMFBR、GCFRの増殖性を含む炉心性能に与える影響は軽微である。
- (b) LMFBRの炉心に、²³⁸Uの代りにThを用いると、正のNaボイド反応度効果の問題を緩和することができるが、増殖性を著しく損う。
- (c) GCFRの炉心に、²³⁸Uの代りにThを用いると、水蒸気炉心侵入反応度効果を著しく正に

すると共に、増殖性も著しく損う。

(d) LMFBR の炉心に、Pu-²³⁸U 燃料の代わりに ²³³U-Th 燃料を用いると、Na ボイド反応度効果は負となるが、実質的な増殖利得は負となり増殖炉となりえない可能性が強い。

(e) GCFR の炉心に、Pu-²³⁸U 燃料の代わりに ²³³U-Th 燃料を用いると、(c)と同様の傾向が現われるが、それを益々強調する方向にある。

Th サイクルを高速炉の炉心に適用すると、LMFBR では増殖性を損うことになるが安全性の重要因子である Na ボイド反応度効果の問題を改善することができる。しかし、一方 GCFR ではすべての核特性を損うように働くようである。GCFR において U サイクルと同程度のすぐれた核特性を保持することを条件にすれば、Th サイクルの適用領域をブランケットに限定することが最善の方策であると考えられる。

8.2 熱中性子炉と高速炉の共存システム

我国を含む原子力開発主要国の原子炉導入戦略の多くは、現在主流である軽水炉を高速炉で順次置換することによって最終的に高速炉のみによって核エネルギーを供給する LWR-FBR 路線に基くものである。軽水炉から高速炉へと変換する過程において、高転換性能を持つ新型転換炉を過渡的に導入し、Pu の有効利用などウラン資源節約の補完的役割を果たすことが考えられる。しかし、この戦略では、新型転換炉は長期的にみて、導入期間、導入基数共に軽水炉、高速炉と比較して短かくかつ少ない。これに対して、新型転換炉を長期間に亘って、高速炉以上に積極的に導入する考え方がある。その理由として、

- (a) 熱中性子炉の電力生産コストは、高速炉（特に LMFBR）と比較してかなり安価である。
- (b) 熱中性子炉の潜在的核拡散リスクは、高速炉と比較してかなり低くなる。
- (c) 熱中性子炉の中で、高温ガス炉は熱効率が高く発電炉として有利であり、また電力以外の核熱エネルギー利用の多様性を有する。

などが挙げられる。

1 部を除き熱中性子炉は、その転換性能向上によっても増殖炉となりえないので、熱中性子炉だけでは核燃料資源問題を抜本的に解決することができない。これを解決する方法として熱中性子炉-高速炉共存エネルギー・システムが考えられた。このシステムに関して核不拡散の立場から INFCE 第 5 作業部会で議論されているが、このことについては Ref. (23) にゆずることにする。また、この共存システム概念、システム構成炉型の投入割合の定式化については多くの論文が発表されている。(25)~(27)

ウラン資源の限界を考えると、高い経済成長を続けるかぎり、常識的に見て熱中性子炉の積極導入のシナリオには無理が生じるが、世界の先進国が示唆しているように将来の低経済成長を予測する場合、このシナリオは現実味を帯びてくる。しかし、低経済成長と云えども下限を極端に低くすることはできず、熱中性子炉のみによってウラン資源の範囲内で将来のエネルギー需要を賄うことは不可能であることは INFCE 報告書にも見られる通り一般的に広く認識されている。

こゝでは、共存システムの一例として、核熱エネルギー利用の多様性を有する HTGR と増殖性能が極めて高く、熱中性子炉積極導入シナリオの可能性を高くする GCFR の共存システムを

考え、その特性を調べてみる。HTGR は、生産する核熱エネルギーの 50% を発電に、残りの 50% を直接利用に供することとし、GCFR はシステム内の原子炉（HTGR と GCFR）の核燃料を供給する核燃料生産工場の機能を有すると共に電力を生産するものとする。この特徴を以下に列記する。(28), (29)

- (a) HTGR は、システムの燃料自給性を助け、システムでの投入割合を大きくするには、転換比が 0.9 以上であることが望ましい。したがって、 ^{233}U を燃料とした Th サイクルに基き、炉心内の C/Th 比を小さくする設計を必要とする。
- (b) GCFR は、HTGR に要する ^{233}U を生産することが重要条件となる。 ^{233}U を生産する領域としては、GCFR の性能を低下することなく充分の ^{233}U を生産することを考え、ブランケットに Th を装荷することが最適である。
- (c) HTGR の投入割合を高くする共存システムを達成するためには、高速炉の増殖性能がすぐれていることが条件となる。GCFR は LMFBR と比較して、核分裂性物質インベントリーが高くなるが、増殖比が極めて高くしたがって全体としての増殖性能（例えば倍増時間）はすぐれており、共存システムの高速度炉として適している。
- (d) GCFR の主要機器は HTGR のそれと共通性が強く、この意味からも HTGR-GCFR 共存システムの構想は有利である。

熱中性子炉として HTGR を積極的に建設・導入するシナリオに基く共存システムは燃料自給可能なシステムでもあるべきであると考え、HTGR は ^{233}U を燃料とした Th サイクルに基き高転換比を達成し、一方、高速炉は、増殖性能にすぐれた GCFR とし、炉心と軸方向ブランケットを U サイクルとし炉心の Pu 燃料を自給し、径方向ブランケットを Th サイクルとし HTGR に要する ^{233}U を生産する。この共存システム内の核燃料の流れを概念的に Fig. 21 に示した。

上に述べた共存システムの有効性の解析例について紹介する。この解析において用いた原子力発電需要予測を Fig. 22、投入原子炉型の核物質マスマルスを Table 27 ~ Table 29 に、原子炉投入戦略モデルを Table 30 に、それぞれ示した。各原子力発電需要成長に対して、原子力容量の経年変化を Fig. 23 に、低成長モデルに対するシステム内の高速炉として GCFR と LMFBR の比較を Fig. 24 に、一例として示した。原子力発電の低成長モデルに対して主な結果を以下に紹介する。(28), (29)

- (a) 2000 年から 2015 年まで U サイクルに基く GCFR (U) と ^{233}U を燃料とする HTGR を投入し、2015 年以降 U, Th 混合サイクルの GCFR (U, Th) と HTGR (3) を投入するシナリオによって GCFR 1 基と HTGR 2 基からなる共存システムによる半永久的な核エネルギー供給が可能となる。
- (b) このシナリオのウラン累積需要量は約 30 万トンであり、LWR のみの場合の $\frac{1}{3}$ 、LWR と高濃縮ウランを燃料とする HTGR (5) のみの場合の $\frac{1}{3}$ である。加えて、このシナリオでは 2060 年以降のウラン需要量を 0 にすることができる。
- (c) HTGR (3) が生産する核熱エネルギーの 50% は電力に、残りの 50% をプロセスヒートに利用することを考えると、平衡状態に達した原子力設備容量の約 $\frac{1}{3}$ である 250 GWt がプロセスヒート用に利用できる。単位 SNG 生産に要する核熱エネルギーを $\sim 6 \times 10^{-3} \text{ MWt} \cdot \text{h} / \text{m}^3 \text{N}$ と仮定すると、約 $2.2 \times 10^{15} \text{ Kcal}$ の SNG を生産することに相当し、これは我国の電力を除

く将来の1次エネルギー需要予測の37%に相当する。

(d) 酸化燃料に基くLMFBRをGCFRの代りに投入すれば、増殖性が充分でなく、Pu不足が慢性的となり、GCFRの場合のようにLMFBR(U・Th)-HTGR(3)共存システムのみによる核熱エネルギー需要の充足は困難である。したがって、ウラン累積需要もGCFRに基づくシナリオと比較して約20%多くなる。

以上述べてきたように、熱中性子炉-高速炉共存システムは比較的低経済成長の条件下では、熱中性子炉の積極的導入(高速炉より高い投入率)、ウラン資源量制限満足、原子力発電需要充足、を可能にするシステムとなりうる。この場合に、高速炉として増殖性能のすぐれたGCFRが適していると考えられる。

8.3 アクチノイド消滅処理への利用

原子炉から取出された核燃料を再処理することによって、核分裂生成物、超プルトニウム(アクチノイド)が高レベル廃棄物として生成する。前者は放射能半減期が高々1000年であり貯蔵による減衰を待つ方法を考えることができるが、後者はほとんどが α 放射性でありその半減期は10万年にも達し、貯蔵による方法は不適當である。1000MWe LWR 1基を1年間稼働することによって生成するアクチノイドは $1.4 \times 10^7 \text{ Ci/yr}$ と云われ、その処理は重要な問題となると考えられる。

アクチノイドの無害化には核分裂反応によって比較的取扱いの易しい核分裂生成物に変換することが方法の1つとして考えられている。アクチノイド核種の多くは ^{238}U 、 ^{240}Pu のように核分裂反応が一定のエネルギー以上の中性子に対してのみ起る性質を持っているので、平均中性子エネルギーの高いスペクトルを持つ原子炉がアクチノイド無害化目的のために有効となる。硬中性子スペクトルを容易に達成できるGCFRは、再処理によってPuとUが除かれたアクチノイドのみを燃料として臨界に達し、かつ効率よくアクチノイドを核分裂生成物に変換するアクチノイド専焼炉になりうる。

9. お わ り に

GCFRはHeを冷却材とする技術的に魅力ある増殖炉である。Heを使用することによって、増殖性能を改善し、資本費を低減し、運転、保守、安全性を改善することができる。この理由についてはすでに述べてきた。しかし、GCFRの開発にはHTGRを含むガス冷却熱中性子炉の主要機器の開発成果と運転実績に依存するところが多い。確かに、ヨーロッパでは23基、アメリカでは2基のPCRVを有するガス冷却熱中性子炉が稼働中であり、その実績を活用することが可能であるが、残念ながらその成果は軽水炉並に達しているとは云えないのが現状である。GCFR開発のインセンティブの衰退の原因は、核拡散リスクの問題、それに伴う高速炉開発自体の遅延もさきながら、ガス冷却熱中性子炉の実績が遅々として上らないところにもあるのではないかと考えられる。したがって、GCFR開発が再び注目されるためには、今年全出力運転に入ると云

く将来の1次エネルギー需要予測の37%に相当する。

(d) 酸化燃料に基くLMFBRをGCFRの代りに投入すれば、増殖性が充分でなく、Pu不足が慢性的となり、GCFRの場合のようにLMFBR(U・Th)-HTGR(3)共存システムのみによる核熱エネルギー需要の充足は困難である。したがって、ウラン累積需要もGCFRに基づくシナリオと比較して約20%多くなる。

以上述べてきたように、熱中性子炉-高速炉共存システムは比較的低経済成長の条件下では、熱中性子炉の積極的導入(高速炉より高い投入率)、ウラン資源量制限満足、原子力発電需要充足、を可能にするシステムとなりうる。この場合に、高速炉として増殖性能のすぐれたGCFRが適していると考えられる。

8.3 アクチノイド消滅処理への利用

原子炉から取出された核燃料を再処理することによって、核分裂生成物、超プルトニウム(アクチノイド)が高レベル廃棄物として生成する。前者は放射能半減期が高々1000年であり貯蔵による減衰を待つ方法を考えることができるが、後者はほとんどが α 放射性でありその半減期は10万年にも達し、貯蔵による方法は不適當である。1000MWe LWR 1基を1年間稼動することによって生成するアクチノイドは 1.4×10^7 Ci/yrと云われ、その処理は重要な問題となると考えられる。

アクチノイドの無害化には核分裂反応によって比較的取扱いの易しい核分裂生成物に変換することが方法の1つとして考えられている。アクチノイド核種の多くは ^{238}U 、 ^{240}Pu のように核分裂反応が一定のエネルギー以上の中性子に対してのみ起る性質を持っているので、平均中性子エネルギーの高いスペクトルを持つ原子炉がアクチノイド無害化目的のために有効となる。硬中性子スペクトルを容易に達成できるGCFRは、再処理によってPuとUが除かれたアクチノイドのみを燃料として臨界に達し、かつ効率よくアクチノイドを核分裂生成物に変換するアクチノイド専焼炉になりうる。

9. お わ り に

GCFRはHeを冷却材とする技術的に魅力ある増殖炉である。Heを使用することによって、増殖性能を改善し、資本費を低減し、運転、保守、安全性を改善することができる。この理由についてはすでに述べてきた。しかし、GCFRの開発にはHTGRを含むガス冷却熱中性子炉の主要機器の開発成果と運転実績に依存するところが多い。確かに、ヨーロッパでは23基、アメリカでは2基のPCRVを有するガス冷却熱中性子炉が稼動中であり、その実績を活用することが可能であるが、残念ながらその成果は軽水炉並に達しているとは云えないのが現状である。GCFR開発のインセンティブの衰退の原因は、核拡散リスクの問題、それに伴う高速炉開発自体の遅延もさきながら、ガス冷却熱中性子炉の実績が遅々として上らないところにもあるのではないかと考えられる。したがって、GCFR開発が再び注目されるためには、今年全出力運転に入ると云

われているアメリカの HTGR Fort St. Vrain 炉, イギリスの一連の 60 万 kWe 級の AGR がすぐれた実績を上げることが第一条件であると考えられる。

冷却材 He は天然資源であり, 合成することが不可能である。したがって, He 資源量の評価, He 漏洩を最小限にする PCRV 構造開発などが併せて重要となる。後者については再び HTGR の運転実績が注目される。

しかし, これまでのガス冷却熱中性子炉の実績, LMFBR の開発成果および GCFR 固有の最小限の開発計画に基けば, 技術的には実験炉規模以上すなわち原型炉規模の GCFR を建設できる段階にきていると考えることができる。GCFR 開発計画は小さいが, 原型炉建設まで含めると, アメリカと云えども 1 国でその資金をみることは無理であり, 国際協力が不可欠となる。GCFR 開発は, 国際協力を念頭において概念の統一化を進めてきたが, それでも国々の考え方の相違などから計画をオーガナイズするには大きな困難を伴うことが予想される。

最近の原子力開発計画をみると, かなり固定化し, 融通性に欠けるところが多い。この傾向はアメリカにもみられるようになったが, 我国では LWR から LMFBR, その中間に ATR を配する程度の単一解に基く開発計画である。確かに LMFBR は 21 世紀前半の主力増殖炉となるであろうが, 最終的な, 理想的な増殖炉と云うにはまだ時期尚早であることを考える必要がある。核融合炉の導入可能時期が固定されるのであればともかく, 核分裂炉によるエネルギー供給を長期的に考える場合, 種々の代替炉の研究開発も同時に地道に進め, 何時いかなる場合でもバックアップできるように融通性を持った開発計画を作ることが重要ではないかと考える。バックアップ・システムの研究開発のための予算措置が問題であれば, 国際的コンセンサスの下に, 種々の困難性があるにしても, 国際協力によって対処する努力が必要ではないかと考える。

HTGR が現状維持のまま将来衰退して行く炉型であれば別であるが, HTGR 建設が活発化し, 我国および西ドイツを中心として強力に進めている核熱エネルギーの多目的利用を目的とした VHTR 開発の実績が蓄積できるとすれば, それらの開発成果をほぼ 100% 吸収できるガス冷却高速炉は LMFBR のバックアップとしても非常に魅力ある増殖炉であると考えられる。すなわち, GCFR は 21 世紀には単独でも, また経済成長の度合にもよるが共通の技術ベースで GCFR と VHTR を含む HTGR を共に繁栄させる共存システムを可能にする増殖炉としての潜在能力を有しているからである。

GCFR の技術開発の現状についての詳細は, これまで参照してきた資料に加え, Nuclear Engineering and Design の 1977 年 1 月号⁽³⁰⁾ 全部を費して特集している。

参 考 文 献

- (1) P. Fortescue et al; Gas Cooling for Fast Reactors, Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1964.
- (2) Helium Breeder Associates; Gas-Cooled Fast Breeder Reactor Commercialization Study (1977).
- (3) GBRA; Gas-Cooled Breeder Reactor Status 1976 (1976).
- (4) J. Chermanne, R.H. Simon and J.J. Scoville; GCFR Development Status and Introduction, Supplement Volume III to "GCFR Status Report" (1980)
- (5) GBRA; A 1000MWe Gas-Cooled Indirect Cycle Fast Breeder Based on Coated Particle Fuel (1971).
- (6) 立花 昭, 広田 功; 解離性ガス N_2O_4 によるガス冷却高速炉について, 高速増殖炉技術の最近の進歩, p272-285, 日本原子力学会高速増殖炉研究専門委員会 (1975).
- (7) W. Krug et al; Results of the Irradiation Testing on GCFR Test Fuel Bundles HELM 1-3, Proceedings of GCFR Program; 1980 Technical Review Meeting (1980).
- (8) S. Menon; Demonstration Tests on PCRV Liner Venting System, Proceedings of GCFR Safety Specialist Meeting, Brussel (1979).
- (9) 吉田 弘幸, 飯島 進, 他; ガス冷却高速炉における水蒸気の炉心侵入による反応度効果, JAERI-M 9473 (1981).
- (10) M. Dalle Donne et al; Development Work For a BORAX Internal Core Catcher for a Gas-Cooled Fast Reactor, Nuclear Technology, 39, 2, P138-154 (1978)-3.5-110
- (11) GBRA; GBR4 Safety Working Document (1978).
- (12) DOE; Preliminary Safety and Environmental Information Document, Volume V, Gas-Cooled Fast Reactors, DOE/NE 0003/5 (1980).
- (13) 新藤 隆一; 高温ガス炉におけるトリチウムの生成挙動, 未公開資料 (1980).
- (14) 安野 武彦, 他; 高温ガス炉における低濃縮ウランの利用特性, JAERI-M 8406 (1979).
- (15) DOE; Preliminary Safety and Environmental Information Document, Volume IV, High Temperature Gas-Cooled Reactors, DOE/NE 0003/5 (1980).
- (16) TNPG; Cost Study for Plant and Civil Works for 1200 MWe Gas-Cooled

- Fast Reactor and High Temperature Reactor Systems (1974).
- (17) Technicatome; Analysis of Relative Capital Costs between GBR4 and GA/HTR Type Projects (1975).
 - (18) The Choice of Thermal Reactor Systems-a Report by National Nuclear Corporation (UK) (1977).
 - (19) Capital Investment Costs of Nuclear Power Plants-IAEA Bulletin Vol. 20, No.2 (1978).
 - (20) Co-ordinating Group on GCFR Development; GCFR Status Report, OECD/NEA (1980).
 - (21) M. Dalle Donne; Gas-Cooled Fast Reactor Background, Facilities, Industries and Programmes, KFK 2952 (1980).
 - (22) R. Ekholm; NEA-GCFR 1980 Programme Report by the Technical Coordinator, STUDSVIK/NR-81/9 (1981).
 - (23) INFCE; Fast Breeders, Report of Working Group 5, INFCE/PC/2/5 (1980).
 - (24) T. Osugi and H. Yoshida; An Investigation on Nuclear Physics Characteristics for Fast Breeder Reactors (LMFBR and GCFR) with Various Fuel Cycles, INFCE/EP/WG.5/74 (1978).
 - (25) W. Hafele and M. Schikorr; Reactor Strategies and the Energy Crisis, IAEA-167 (1973).
 - (26) P. Fortescue; Advanced HTGR Systems, Annals of Nuclear Energy, Vol.2, P787-799 (1975).
 - (27) R. Turner et al.; Analysis of Nuclear Systems Satisfying U.S. Energy Needs, GA-A14848 (1978).
 - (28) 吉田 弘幸・飯島 進, 他; 多目的高温ガス炉とガス冷却高速炉からなる共存エネルギー・システムの研究, JAERI-M 9544 (1981).
 - (29) S. Iijima and H. Yoshida; A Strategic Investigation on a Role of VHTR-GCFR Symbiotic Energy System to Nuclear Energy Demand, Submitted to BNES Conference held in London, 9-12 November 1981 (1981).
 - (30) Special Issue; Gas-Cooled Fast Breeder Reactore Engineering and Design, Nuclear Engineering and Design. Vol. 40, No.1 (1977).

Table 1 ガス冷却高速炉開発共同研究プログラム

| 国別共同研究プログラム (経済協力開発機構・原子力機関における共同研究組織) 研究組織参加国: イギリス, ドイツ, フランス, スイス, スウェーデン, オランダ, ベルギー, オーストリアおよび日本 総括組織: NEA, Gas-Cooled Fast Reactor 研究調整会議 (年2回開催) 参加9カ国コーディネーターズ, 議長: J. Smith (UKAEA), 総括コーディネーター G. Vieider (Sw) 事務局, NEA, 担当部長, L. W. Boxer (UK), 部長, W. Haussermann (G. F. R.) | | | | |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------|-------|
| 共同研究テーマ | | | | |
| I. ピン・アセンブリ, および炉心の開発 | | | | |
| 1. 被覆管および燃料の開発研究 - 製造, 炉外および照射挙動テストを含む (7研究小テーマ) | | ドイツ・GfK (Karlsruhe) オランダ・RCN (Reactor Centrum Nederland), Petten スイス・EIR (Eidgenössische Anstalt für Forschungsreaktor Würenlingen) イギリス・RDL (Reactor Development Lab.), Windscale スウェーデン・AE (Atomenergi), Studsvik ベルギー・CEN (Centre d'Etude de l'Énergie Nucleaire), Mol. 日本・原研・東海研 | | |
| 2. ピン・アセンブリ, および炉心の開発研究 - 設計研究, 製造, 伝熱流動, 照射挙動を含む (5研究小テーマ) | | ガス増殖炉研究協会 (GBRA), Brussel ドイツ・GfK Karlsruhe-Siemens ドイツ・KFA (Jülich) -GfK Karlsruhe-Siemens スイス・EIR, Würenlingen 日本・原研・東海研 | | |
| II. 被覆粒子燃料および燃料要素の開発 | | | | |
| 1. 被覆粒子燃料の開発研究 - 製造, 炉外および照射挙動テストを含む (5研究小テーマ) | | イギリス・AERE (Atomic Energy Research Establishment), Harwell フランス・CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique), Saclay & Grenoble ドイツ・KFA (Jülich) ベルギー・CEN-BN, Mol & Brussel スウェーデン・AE, Studsvik オーストリア・SCAE (Studien-gesellschaft für Atomenergie), Wien 日本・原研・東海研 | | |
| 2. 被覆粒子燃料要素 (アセンブリ) の開発研究 - 設計研究, 製造, 機械的特性, 伝熱流動, 照射挙動テストを含む (5研究小テーマ) | | イギリス・TRD (Thermal Reactor Directorate), Risley イギリス・AERE, Harwell, +AEE, Winfrith イギリス・RFL (Reactor Fuel Lab.), Springfields イギリス・RDL (Reactor Development Lab.), Windscale フランス・CEA, Saclay + Grenoble ベルギー・CEN, Mol. ドイツ・KFA, Jülich ガス増殖炉研究協会 (GBRA), Brussel ベルギー・VKI (Von Karman Institute), Brussel 日本・原研・東海研 | | |
| III. 照射実験および照射技術 | | | | |
| - カプセルおよびインパイル・ループによる 被覆管, 燃料, および燃料要素の照射 (10炉, 照射 温度 400~1000 °C, 照射 Nvt ~ 10 ²²) 炉内訳 熱中性子炉: 8基 高速炉: 2基 | | スウェーデン・AE, Studsvik R2-炉 (NaCカプセル) ドイツ・GfK, Karlsruhe FR-2炉 (He-loop, 建設中) ドイツ・KFA, Jülich BR-2炉 (He-loop, 建設中) Pluto炉 (カプセル) イギリス・AERE, Harwell DFR-炉 (カプセル), DIDO炉 (CO ₂ および He loop) ベルギー・CEN, Mol. BR-2炉 (カプセルおよび Na-loop) フランス・CEA, Saclay & Grenoble, Rapsodie (カプセル) & PEGASE炉 (He-loop) スイス・EIR, Würenlingen, SAPHIR炉 (Naカプセル) 日本・原研・大洗研 JMTR (カプセル, OGL-1 loop 建設中) | | |
| IV. 安全性能の調査 | | | | |
| - プラントシステム安全性, コンポーネントの安全性 開発試験, 安全立地基準, プリストレッド・ コンクリート容器開発, 熱衝撃および耐震構造 (8研究小テーマ) | | ガス増殖炉研究協会 (GBRA), Brussel + Euratom, Brussel ドイツ・GfK-Siemens, Karlsruhe フランス・CEA, Saclay スイス・EIR, Würenlingen イギリス・ASRD (Safety & Reliability Directorate), Risley イギリス・AERE, Harwell スウェーデン・AE, Studsvik オーストリア・SCAE, Wien 日本・原研・東海研 | | |
| V. システム全体およびアセスメント・スタディ | | | | |
| - 燃料サイクル, 経済性評価, デモンストレイ ションプラント設計およびそのコスト解析 (3研究小テーマ) | | ガス増殖炉研究協会 (GBRA), Brussel ドイツ・GfK-Siemens, Karlsruhe スイス・EIR, Würenlingen | | |
| 国のガス冷却高速炉開発研究, 予算および人員計画 1972-1973 (両2年度) | | | | |
| NEA・共同開発研究参加国 (コーディネーター) | | 予 算 | 人 員 | 発表論文数 |
| | | M \$ | Man years | 編 |
| オーストリア | (H Grömm, SCAE) | 0.5 | 26 | 6 |
| ベルギー | (J. Planquart, CEN) | 0.6 | 12 | 3 |
| ドイツ | (S. Krawczynski, KFA/ M. Dalle Donne, GfK) | 4.0 | 80 | 26 |
| フランス | (P. Delpeyroux, CEA) | 0.5 | 12 | 4 |
| オランダ | (R. Vender Laken, RCN) | 0.5 | 14 | 7 |
| スウェーデン | (P. Margen/R. Ekholm, AE) | 1.0 | 30 | 4 |
| スイス | (P. Moser, EIR) | 3.2 | 65 | 9 |
| イギリス | (J. Smith/C. P. Gratton, AEE) | 1.5 | 27 | 19 |
| ガス増殖炉研究協会 | (J. Chermann) | 0.9 | 24 | 22 |
| NEA・事務局 | (L. W. Boxer) | - | - | 7 |

* 1972年度のみ, 配布範囲はメンバー国のみ限定

Table 2 HTR と GCFR 被覆粒子
燃料の比較⁽⁵⁾

| Items | Typical HTR | GBR |
|-----------------------------------------------------|----------------------|-------------------------|
| Kernel - material - | UO ₂ | (U,Pu)O _{2,94} |
| - porosity % | 20 | 15 |
| - diameter μm | 780 | 850 |
| PyC buffer - thickness μm | 35 | 45 |
| PyC seat - thickness μm | 65 | 5-10 |
| SiC - thickness μm | 35 | 40 |
| PyC outer - thickness μm | 35 | none |
| Hot-spot - particles °C | 1300 | 950 |
| - container °C | 1050 (graphite) | 900 (steel) |
| Lowest fuel temperature °C | 500 | 300 |
| Particle power (peak) W | 0.5 | 1 |
| Fluence (DNE) ¹ (peak) n/cm ² | 3 x 10 ²¹ | 6 x 10 ²² |
| Burnup (peak) MWd/t | 80,000 | 100,000 |
| Dwell time (80% LFP) year | ~ 3 | 0.82 |
| Moisture in coolant ppm | 0.1-1 | 0.1-100 |

¹ DDO nickel equivalent.

Table 3 GCFR と LMFBR の炉心内物質
体積割合の比較

| | GCFR | LMFBR |
|-----------|--------|--------|
| 燃料 | 27.3 % | 34.6 % |
| 冷却材 | 60.8 | 45.1 |
| 被覆管 + 構造材 | 11.9 | 20.3 |

Table 4 GCFR蒸気発生器の特性データ⁽⁴⁾

| | | |
|--------------------------------------|----------------|-------|
| Gas inlet temperature | °C | 565 |
| Gas outlet temperature | °C | 250 |
| Gas outlet pressure | bar | 86.3 |
| Total gas pressure drop | bar | 0.66 |
| Water-vapour pressure drop | bar | 14 |
| Feedwater temperature | °C | 121 |
| Feedwater pressure | bar | 136 |
| Feedwater pressure (bundle inlet) | bar | 126 |
| Live steam temperature | °C | 533 |
| Live steam pressure (main collector) | bar | 112 |
| Evaporation temperature | °C | 335 |
| Pinch point Δt | °C | 29 |
| Power exchanged | MW | 606 |
| External surface of economizer | m ² | 1575 |
| External surface of evaporator | m ² | 1237 |
| External surface of superheater | m ² | 801 |
| Gas flow rate | kg/sec | 370 |
| Water flow rate | kg/sec | 210.3 |
| Diameter of outer shroud | m | 3.682 |
| Diameter of inner shroud | m | 1.2 |
| Bundle height of economizer | m | 3.4 |
| Bundle height of evaporator | m | 2.66 |
| Bundle height of superheater | m | 1.73 |
| Tube length | m | 134.4 |
| Number of tubes | | 432 |
| Number of tube cylinders | | 34 |
| Outer diameter of tubes | mm | 25 |
| Inner diameter of tubes | mm | 19.6 |
| Transverse pitch | mm | 36.5 |
| Longitudinal pitch | mm | 35 |

Table 5 ガス循環機の特⺊データ⁽⁴⁾

| | | Main circulator | Pony motor |
|----------------------------|----------|-----------------|------------|
| Speed | rpm | 3500 | 900 |
| Impeller diameter | m | 1.6 | |
| Impeller speed (OD) | m/sec | 292 | |
| Outer diameter of diffuser | m | 2.4 | |
| Efficiency (stage) | % | 87 | |
| Power (impeller) | MW | 19.7 | (?) |
| Inertia GD^2 | kp/m^2 | 4100 | |
| Rated voltage | V | 6300 | 350 |
| Rated frequency | Hz | 58.7 | 15 |
| Gas flow | kg/sec | 370 | 94 |
| Pressure (inlet) | bar abs. | 86.4 | |
| Pressure (discharge) | bar abs. | 90 | |
| Pressure rise | bar | 3.6 | 0.9 |
| Outlet temperature | °C | 260 | 260 |

Table 6 GCFRとLMFBRの炉心設計データと熱的性能の比較⁽⁴⁾

| PARAMETER | DESIGN | GCFR | LMFBR |
|---------------------------------------------|----------------|------------------------|-------|
| <u>Fuel element technology assumptions.</u> | | | |
| Pin clad : | | | |
| - Material | | AISI 316 L | |
| - Peak fission gas overpressure | bar | 0 | 50 |
| - Peak mid-wall hot-spot temperature | °C | 720 | 720 |
| - Can thickness/can inner diameter | | 0.05 | 0.07 |
| Core fuel : | | | |
| - Material | | (U, Pu) O ₂ | |
| - Peak heavy metal burn-up | MWd/kg | 100 | |
| Assembly : | | | |
| - Material of wrapper and spacer grids | | AISI 405 | |
| - Assembly gap/key width | % | 3 | |
| <u>Thermal plant data.</u> | | | |
| Primary coolant circuit : | | | |
| - Pressure in the reactor inlet plenum | bar | 90 | 7 |
| - Pressure drop inlet-outlet plenum | bar | 2.4 | 6 |
| - Temperature in the inlet plenum | °C | 260 | 420 |
| - Temperature in the outlet plenum | °C | 560 | 600 |
| Total nuclear island pumping power | MWe | 126 | 30 |
| Plant thermal net efficiency | % | 35 | 40 |
| <u>Core data.</u> | | | |
| Fuel cycle assumptions : | | | |
| - Refuelling interval at LF = 0.75 | years | 1.0 | 1.0 |
| - Core fuel in-pile time at LF = 0.75 | years | 3.0 | 2.0 |
| Core fuel pin : | | | |
| - Peak linear rating | W/cm | 400 | 500 |
| - Inner can diameter | mm | 7.0 | 6.3 |
| - Clearance between cans | mm | 3.8 | 1.8 |
| - Active core height | m | 1.40 | 1.10 |
| - Axial blanket height (each) | m | 0.60 | 0.40 |
| Core volume | m ³ | 16.4 | 8.0 |
| Core volume fractions | | | |
| - Fuel | % | 27.3 | 34.6 |
| - Structure + cladding | % | 11.9 | 20.3 |

Table 7 GCFRとLMFBRの核特性の比較⁽⁴⁾

| PARAMETER | DESIGN | GCFR | LMFBR |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------|--------|--------|
| <u>Main characteristics.</u> (corrected for burn-up and streaming) | | | |
| Mid-cycle fissible enrichment | % | 13.4 | 14.3 |
| Burn-up reactivity | % | 0.4 | 2.4 |
| Streaming loss of reactivity | % | 1.1 | 0. |
| Internal conversion | | 0.85 | 0.81 |
| Breeding ratio | | 1.40 | 1.22 |
| Net fissile Pu-production | kg/MWe yr | 0.29 | 0.15 |
| Start-up fissile core inventory | kg/MWe | 4.1 | 2.8 |
| System doubling time | yr | 12.2 | 17.8 |
| Effective radial peaking factor | | 1.20 | 1.22 |
| Axial peaking factor | | 1.22 | 1.26 |
| Fractional core power | | 0.89 | 0.93 |
| Maximum fluence (E > 0.1 MeV) | 10^{-23} cm^{-2} | 2.5 | 2.0 |
| Maximum displacements per atom (Kinchin-Peasse model) | | 290 | 240 |
| Reactivity worth of 1 \$ | % | 0.33 | 0.30 |
| Coolant reactivity worth | \$ | 0.9 | 5.7 |
| Fuel temperature reactivity feedback $T \text{ dk}/dT$ around $T_0 = 1100^\circ \text{ K}$ | | 0.0054 | 0.0080 |
| <u>Contributions to the breeding ratio.</u> (uncorrected). | | | |
| + Breeding potential | | 1.372 | 1.281 |
| + Fast fission bonus | | .384 | .303 |
| - Absorptions { structure | | .127 | .166 |
| { fission products | | .059 | .064 |
| { coolant | | .0 | .009 |
| - Leakage out of blankets | | .133 | .097 |
| = Resulting breeding ratio | | 1.437 | 1.247 |

Table 8 種々のコアキャッチャー構造の特性比較⁽¹⁰⁾

| Parameter | Ceramic Crucible | Borax Bath | Uranium Bath | Steel Bath |
|-----------------------------------------|---------------------|-------------------|---------------------|-------------------|
| Pool temperature (°C) | High (>3000) | Low (1427) | Low (>1200) | Low (>1500) |
| Cavity liner temperature (°C) | Low (150-200) | High (250-300) | High (280-350) | High (250-300) |
| Time of maximum liner heat flux (h) | Long (28-40) | Medium (~10) | Short (3-4) | Medium (6-10) |
| Fraction of upward heat removal | High (0.6-0.8) | Low (0.2-0.3) | Medium (0.3-0.4) | Low (0.1-0.3) |
| Need for design changes | Minor | Major | Major | Minor |
| Need for experimental work | Low | High | High | Medium |
| Pool manageability | Medium | Low | High | High |
| Fuel penetration and material flotation | Yes | Yes | No | Yes |
| Scaleability | High | Low | Medium | Medium |
| Cost | Low | Medium | High | Low |

Table 9 GCFR, HTGR, LWR の気体状放射性物質の環境への放出量の比較⁽¹²⁾

| Isotope | Release (Ci/yr) | | |
|-------------|---------------------|---------|---------|
| | GCFR | HTGR | LWR |
| Krypton-83m | 0.15 | 3.5 | 1.0 |
| Krypton-85m | 0.0062 | 6.0 | 11.0 |
| Krypton-85 | 1.33-4 ^a | 3,507.0 | 380.0 |
| Krypton-87 | 0.0055 | 8.0 | 2.0 |
| Krypton-90 | 3.93-5 | 1.5 | -- |
| Xenon-131m | 6.63-5 | -- | 42.0 |
| Xenon-133m | 0.0012 | -- | 30.0 |
| Xenon-137 | 0.0034 | 3.0 | 7,200.0 |
| Xenon-135m | 0.0049 | 3.5 | 1.0 |
| Xenon-135 | 0.0513 | 6.0 | 50.0 |
| Iodine-131 | 8.27-6 | -- | 0.05 |
| Iodine-132 | 4.10-5 | -- | 0.06 |
| Iodine-134 | 0.0002 | 0.0001 | -- |
| Iodine-135 | 6.43-5 | 0.0002 | -- |
| Tritium | 0.15 | 73.0 | 330.0 |

^a1.33-6 = 1.33 × 10⁻⁶.

Table 10 放出放射性物質の大気拡散による幼小児の
主要器管線量への影響⁽¹²⁾

| Isotope | Contribution to organ dose (%) | |
|------------------------------------------------|--------------------------------|--------|
| | Infant | Child |
| Iodine-131 | 99 | 95 |
| Iodine-132 | (a) | (a) |
| Iodine-134 | (a) | (a) |
| Iodine-135 | (a) | (a) |
| Tritium | (a) | 5 |
| Ratio of GCFR dose to LWR reference dose | 0.001 | 0.0001 |

^aLess than 1%.Table 11 放出希ガスの大気拡散に伴う全身および
皮ふ線量への影響⁽¹²⁾

| Isotope | Contribution to organ dose (%) | |
|---------------------------------------------|--------------------------------|---------|
| | Whole Body | Skin |
| Krypton-83m | (a) | 1 |
| Krypton-85m | 5 | 5 |
| Krypton-85 | 0 | (a) |
| Krypton-87 | 21 | 27 |
| Krypton-88 | (a) | (a) |
| Krypton-89 | (a) | (a) |
| Krypton-90 | (a) | (a) |
| Xenon-131m | 0 | (a) |
| Xenon-133m | (a) | (a) |
| Xenon-133 | 4 | 4 |
| Xenon-135m | 10 | 5 |
| Xenon-135 | 60 | 57 |
| Xenon-137 | (a) | (a) |
| Xenon-138 | (a) | (a) |
| Ratio of GCFR dose to LWR reference dose | 0.00006 | 0.00005 |

^aLess than 1%.

Table 12 GCFR, HTGR, LWR の液体状
 放射性物質の放出量比較⁽¹²⁾

| Isotope | Release (Ci/yr) | | |
|------------------|-----------------|---------------------|--------|
| | GCFR | HTGR | LWR |
| Bromine-83 | 0.0021 | -- | 0.0001 |
| Bromine-84 | 0.0018 | 4.00-5 ^a | -- |
| Bromine-85 | 0.0014 | 0.0002 | -- |
| Rubidium-88 | 0.0012 | 0.0003 | -- |
| Strontium-89 | 6.00-6 | 0.0001 | 0.0002 |
| Strontium-91 | 0.0001 | -- | 6.00-5 |
| Strontium-90 | 1.63-8 | 0.0008 | -- |
| Strontium-94 | 3.60-6 | 2.00-5 | -- |
| Yttrium-90 | 1.63-8 | 0.0064 | -- |
| Yttrium-91 | 3.13-8 | -- | 0.0001 |
| Yttrium-91m | 7.83-5 | -- | 2.00-5 |
| Tellurium-127m | 2.97-6 | 1.40-4 | 0.0001 |
| Tellurium-127 | 0.0010 | 1.40-4 | 0.0002 |
| Tellurium-129m | 0.0001 | 1.70-4 | 0.0003 |
| Tellurium-129 | 0.0114 | 1.70-4 | 0.0005 |
| Tellurium-131 | 8.27-6 | 2.50-5 | 0.0001 |
| Tellurium-132 | 0.0041 | -- | 0.01 |
| Tellurium-133m | 0.0141 | 3.50-5 | -- |
| Tellurium-133 | 0.0003 | 2.60-5 | -- |
| Tellurium-134 | 0.0164 | 4.30-5 | -- |
| Iodine-131 | 8.27-6 | -- | 0.14 |
| Iodine-132 | 4.10-5 | 1.70-5 | 0.01 |
| Iodine-133 | 4.93-5 | -- | 0.1 |
| Iodine-134 | 0.0002 | 4.30-5 | 7.00-5 |
| Iodine-135 | 6.43-5 | -- | 0.02 |
| Iodine-136 | 6.90-5 | 1.30-4 | -- |
| Cesium-134 | 6.67-6 | 0.015 | 0.01 |
| Cesium-136 | 1.43-4 | -- | 0.005 |
| Cesium-138 | 0.0286 | 3.50-5 | 2.00-5 |
| Cesium-139 | 0.0065 | 2.60-5 | -- |
| Cesium-140 | 0.0003 | 8.60-5 | -- |
| Barium-137m | 1.73-6 | 0.029 | 0.01 |
| Barium-139 | 0.0087 | -- | 4.00-5 |
| Barium-140 | 3.70-5 | -- | 0.0002 |
| Lanthanum-140 | 3.70-5 | -- | 0.0001 |
| Cerium-143 | 5.40-6 | -- | 1.00-5 |
| Praseodymium-143 | 8.16-19 | -- | 2.00-5 |

^aNote: 4.00-5 = 4.00 x 10⁻⁵.

Table 13 液体状放出物による線量⁽¹²⁾

| Isotope | Contribution to organ dose (%) | |
|------------------------------------------------|--------------------------------|----------------|
| | Adult whole body | Critical organ |
| Tellurium-129m | <1 | 2 |
| Tellurium-132 | 24 | 96 |
| Cesium-134 | 13 | <1 |
| Cesium-136 | 56 | <1 |
| Others | 2 | 2 |
| Total | 100 | 100 |
| Ratio of GCFR dose to LWR reference dose | 0.002 | 0.003 |

Table 14 ガス冷却熱中性子炉とGCFRの相対的成本比較

| Main component group | TNP (16) (1974) | | TECHNICATOME (17) (1975) | |
|---------------------------------------------|--------------------|--------|-----------------------------|--------|
| | GCFR | UK-HTR | GCFR | GA-HTR |
| 1. <u>Civil works.</u> | | | | |
| 1.1. Reactor building | 3.2 | 4.6 | } 3.1 | 3.2 |
| 1.2. Steel containment vessel | 2.9 | - | | |
| 1.3. Turbine house building | 4.7 | 5.2 | 1.7 | 2.4 |
| 1.4. Remainder | 8.7 | 7.9 | 7.3 | 9.0 |
| Total | 19.5 | 17.7 | 12.1 | 14.6 |
| 2. <u>Nuclear steam supply system.</u> | | | | |
| 2.1. Prestressed concrete vessel structure | 3.5 | 2.7 | 3.7 | 2.8 |
| 2.2. PCV liner, penetrations, closures | 5.8 | 5.8 | 6.6 | 5.5 |
| 2.3. PCV insulation | 2.9 | 3.3 | 2.0 | 2.6 |
| 2.4. Core internals | 2.9 | 2.5 | 2.5 | 2.4 |
| 2.5. Circulators | 6.1 | 2.9 | 7.8 | 4.6 |
| 2.6. Boilers | 10.7 | 11.3 | 9.3 | 13.5 |
| 2.7. Fuel handling and standpipe assemblies | 3.0 | 5.8 | 3.3 | 5.7 |
| 2.8. Helium gas plants | 3.2 | 2.3 | 2.7 | 2.5 |
| 2.9. Auxiliary systems | 2.1 | 0.5 | 5.0 | - |
| 2.10. Control and instrumentation | 4.1 | 3.3 | 3.1 | 3.7 |
| Total | 44.3 | 40.4 | 46.0 | 43.0 |
| 3. <u>Turbine generator plant.</u> | 26.7 | 28.3 | 26.1 | 30.5 |
| 4. <u>Electrical plant.</u> | 8.2 | 6.2 | 6.8 | 6.6 |
| 5. <u>Auxiliary plant.</u> | 5.3 | 7.4 | 7.5 | 5.- |
| TOTAL PLANT AND CIVIL COST | 104.0 | 100.0 | 98.5 | 100.0 |

Plant net output is 1200MWe.

Table 15 PWRとGCFRのコスト比較⁽²⁰⁾

| Assumed U_3O_8 cost $\$/lb$ | 45 | 75 | 137.5 |
|-----------------------------------------------------------------------|------------------------------------------|------|-------|
| | <u>$\\$/kW$ present worth</u> | | |
| <u>PWR Reference Case</u> | | | |
| Capital (including interest during construction) | 950 | 950 | 950 |
| Fuel cycle cost (including fabrication, reprocessing, waste disposal) | 515 | 630 | 835 |
| Total (not including operational costs) | 1465 | 1580 | 1785 |
| <u>Permissible GCFR Costs</u> | | | |
| Total cost for break even (not including operational costs) | 1465 | 1580 | 1785 |
| Capital costs (including interest during construction) | 1150 | 1150 | 1150 |
| Permissible fuel cycle cost | 315 | 430 | 635 |

Table 16 GCFR 開発に関連する技術 (1)⁽²⁾

| Technology | LMFBR (a) | HTGRSC | Fort St. Vrain | European Program |
|---------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Nuclear Fuel | <p>Materials for fuel, cladding and shroud</p> <p>Shape and dimension</p> <p>Performance goals for burnup, linear heat generation rate, and fuel/clad temperature</p> <p>Design tools (codes)</p> <p>Irradiation data (because of the different environment, the applicability is limited)</p> <p>Fuel management strategy</p> | <p>Models and codes for PES development</p> | <p>PES conditions can be simulated at HPS for time constant and system plugging</p> | <p>Thermal hydraulic test data from</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. EIR 2. GfK <p>BR-2 program on PES test for helium leaking condition, power cycling, and depressurization</p> |
| Physics Methodology | <p>Physics calculation code and data</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. ENDF/B 2. Other diffusion and transport codes | <ol style="list-style-type: none"> 1. GAND 2. GGC, GAROL, GANDY | | |

(a) There is a possibility that the LMFBR program may switch to carbide/nitride fuel in the 1980's. This fact should be recognized by the GCFR program now that either the GCFR oxide fuel program can be independently continued or a GCFR carbide/nitride fuel design be programmed. If plutonium utilization is abandoned, an alternative fuel cycle such as a U-Th cycle should be investigated

Table 16 GCFR 開発に関連する技術 (2) (続)

| Technology | LMFBR | HTGRSC | Fort St. Vrain | European Program |
|-----------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| PCRV structures, thermal barrier, liner/cooling internals | Effects of irradiation on materials of PCRV internals | Multi cavity approach Longitudinal and circumferential prestress (wire-winding) Liner cooling piping and sub-headers Access to components (except fuel) Thermal barrier HTFA seals Lubrication Corrosion properties Helium line corrosion Other material qualification test | Design methods Predictive codes Modeling accuracy Prestressing system Thermal barrier (reliability and qualification of blankets) | Closures, seals and flow restrictors; model test by CEA Liner tests (buckling and biaxial compression) by CEA Thermal barrier hot duct test by CEA PCRV structural behavior test by CEA |
| Control and Orificing, reserve shutdown system | Radiation effects on absorber materials | | | Helium orifice valve test by CEA |
| Reactor control and instrumentation | Delayed neutron detectors | Moisture monitor | Moisture monitor | |
| Main circulators and service system | | Steam/water drain condensation Helium/water drain Brake system and static seals | Basic design concept Bearing water loop configuration Bearing water supply pressure control Buffer helium dryer | |

Table 16 GCFR 開発に関連する技術 (3) (続)

| Technology | LMFBR | HTGRSC | Fort St. Vrain | European Program |
|-----------------------------------------|-------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------|
| Steam generators and heat exchangers | | Tube headering configuration CAHE bundle configuration Tube support Tube wear protection | Basic technology Materials and allowable stresses Tube dimensions and support Helium/water velocity Basic technology | Boiling stability test by CEA |
| Auxiliary circulator and service system | | Oxidizer Skid mounted module Dryer configuration LTA configuration Purified helium compressor type Valves | Hydrogen getter Circulator buffer helium flow Dryer configuration LTA configuration Purified helium compressor type Regeneration compressor type Component test result if FSV concept is adopted | Studies in Belgium on tritium sources, distribution, release rate, and material balance |
| Helium purification system | | | | |

Table 16 GCFR 開発に関連する技術 (4)⁽²⁾ (続)

| Technology | LMFBR | ITCRSC | Fort St. Vrain | European Program |
|--------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------|
| Turbine generator | Because of similar steam condition (~1000°F, ~1300-1400-p.s.i.), same technology can be used | Helium and nitrogen storage Radwaste treatment system | Helium and nitrogen storage Radwaste treatment system | EIR experiment on thermal-hydraulic behavior during DBDA Core heat transfer study in BR-2 |
| Other BOP features | High-temperature piping codes and tests | Helium and nitrogen storage Radwaste treatment system High-temperature piping codes and tests | | |
| Safety issues | Core disruptive accident Initiation mode Progressive mode Analytical methodology Consequences Plutonium aerosol problem Radiological source term Leakage path Dispersion mechanism Containment confinement Risk analysis Core catcher | General methodology for de-pressurization accident Piping rupture accident General methodology Design and criteria Computer codes for analyzing initiation events and accident sequences CONTEMP-G | | |

Table 17 GBRA 加盟機関

Full members

AB ASEA-ATOM, Västeras, Sweden
 Belgonucleaire S.A., Brussels, Belgium
 Brown Boveri-Sulzer Turbomaschinen A.G., Zürich, Switzerland
 Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire,
 Studiecentrum voor Kernenergie Brussels, Belgium
 Hochtemperatur Reaktorbau GmbH, Köln, Germany
 B.V. Neratoom, Den Haag, Netherlands
 Nucleare Italiana Reattori Avanzati, Genova, Italy
 Technicatome, Paris, France
 The Nuclear Power Group Limited, United Kingdom

associate members

Atomkraftkonsortiet Kragede AB & Co, Sweden
 Central Electricity Generating Board, United Kingdom
 South of Scotland Electricity Board, United Kingdom
 Statens Vattenfallsverk, Sweden
 Vereinigte Elektrizitätswerke Westfalen A.G., Germany

Table 18 HBA 加盟公益事業メンバー
—1978年当時—

INVESTOR-OWNED UTILITIES

Arizona Public Service
 Baltimore Gas & Electric
 Central Illinois Light
 Cincinnati Gas & Electric
 Green Mountain Power
 Gulf States Utilities
 Illinois Power
 Northeast Utilities
 The Connecticut Light & Power Co.
 The Hartford Electric Light Co.
 Western Massachusetts Electric Co.
 Holyoke Water Power Co.
 Public Service of Colorado
 Public Service of Oklahoma
 Puget Sound Power & Light
 San Diego Gas & Electric
 Sierra Pacific Power
 Southwestern Public Service
 Union Electric
 Utah Power & Light
 Washington Water Power
 Philadelphia Electric
 Empire State Electric Energy Research (7)
 Central Hudson Gas & Electric Corp.
 Consolidated Edison Co. of N.Y., Inc.
 Long Island Lighting Company
 New York State Electric & Gas Corp.
 Niagara Mohawk Power Corp.
 Orange and Rockland Utilities, Inc.
 Rochester Gas and Electric Corp.
 East Central Nuclear Group (ECNG) (14)
 American Electric Power
 Appalachian Power Company
 Indiana and Michigan Electric Co.
 Ohio Power Company
 Allegheny Power System
 Monogahela Power Company
 Potomac Edison Company
 West Penn Power Company
 Ohio Edison Company
 Pennsylvania Power Company

Columbus & Southern Ohio Electric Co.
 Southern Indiana Gas & Electric Co.
 Cleveland Electric Illuminating Co.
 Louisville Gas & Electric Company

OVERSEAS UTILITIES

Denmark: Elsam
 Finland: Imatran Voima
 Sweden: AB Kaernkraft, AKK
 South Swedish Power
 Skandinaviska Elverk Voxnan Power
 Kringede Power
 Stora Kopparberg Bergvik-Ala
 Stockholm Energy "Svarthalsforsen" Lanforsen
 Balforsen Power
 Gullspang Power
 Uddeholm
 Bergslagen United Utilities

MUNICIPAL SYSTEMS

Tacoma Public Utilities
 Seattle Lighting

FEDERAL, STATE & DISTRICT SYSTEMS

Guadalupe-Blanco River Authority
 PUD No. 1 of Clark County
 PUD No. 1 of Franklin County

RURAL ELECTRIC COOPERATIVES

Bailey County
 Bandera
 Cherokee County
 Lamar County
 Lighthouse
 Lyntheagar
 Medina
 Surprise Valley
 Tri-County Electric
 Umatilla
 South Texas Electric
 Jackson
 Karnes
 Nueces
 San Patricio
 Victoria County
 Wharton County

Table 19 Program Definition and Licensing Phase (PDLP)⁽²¹⁾

- o PERFORM PRELIMINARY SITE EVALUATION STUDIES
- o PREPARE PRELIMINARY SAFETY ANALYSIS REPORT
- o PREPARE ENVIRONMENTAL IMPACT STATEMENT
- o COMPLETE APPROXIMATELY 65% OF THE OVERALL PLANT ENGINEERING DESIGN WORK
- o DETERMINE PLANT SIZE, R&D PROGRAM, COST AND SCHEDULE
- o OBTAIN SITE CONSTRUCTION PERMIT
- o ESTABLISH INSTITUTIONAL RELATIONS AMONG PARTICIPANTS, INCLUDING COST SHARING AND RISK ROLES
- o PERFORM R&D AND SAFETY RESEARCH REQUIRED TO ACCOMPLISH ABOVE

Table 20 GCFR 炉心開発計画⁽²¹⁾

KEY ACTIVITIES

- o FUEL AND MATERIALS DEVELOPMENT - ANL, GA (FRG)
- o THERMAL-HYDRAULIC - ORNL, GA (SWISS, FRG)
- o PRESSURE EQUALIZATION SYSTEM - GA (FRG)
- o FABRICATION TECHNIQUES - GA (FRG)
- o IN-PILE AND OUT-OF-PILE TESTING - ORNL, ANL, GA (FRG, SWISS, BELGIUM)
- o DESIGN AND ANALYSIS - ANL, GA, ORNL (FRG, SWISS)

FUNDING LEVELS (IN THOUSANDS)

| <u>CONTRACTOR</u> | <u>1977</u> | <u>1978</u> | <u>1979</u> | <u>1980</u> |
|-------------------|-------------|-------------|-------------|-------------|
| GA | 1910 | 1815 | 2940 | 4100 |
| ANL | 950 | 900 | 1100 | 1250 |
| ORNL | 1865 | 2250 | 4000 | 4500 |

MAJOR ACTIVITIES (1977-1979)

- o COMPLETE DESIGN AND START FABRICATION OF CFTL
- o INITIATE BR-2 (HELM) EXPERIMENT
- o FABRICATE AND IRRADIATE F-5 FUEL ASSEMBLY
- o DETERMINE PROPERTIES OF IRRADIATED RIBBED CLADDING
- o EVALUATE U-TH FUEL CONCEPTS
- o COMPLETE POST IRRADIATION EXAMINATION OF F-1, F-10, AND GB-10

Table 21 GCFRの炉物理と遮蔽の研究計画⁽²¹⁾KEY ACTIVITIES

- o TOWER SHIELDING FACILITY EXPERIMENTS - ORNL, GA (FRG)
- o ZPR CRITICALS - ANL, GA (FRG, SWISS)
- o METHODS DEVELOPMENT, DESIGN AND ANALYSIS - ORNL, GA, ANL (FRG, SWISS)

FUNDING LEVELS (IN THOUSANDS)

| CONTRACTOR | 1977 | 1978 | 1979 | 1980 |
|------------|------|------|------|------|
| ORNL | 150 | 600 | 875 | 750 |
| ANL | 150 | 100 | 100 | 100 |
| GA | 465 | 450 | 750 | 570 |

MAJOR ACTIVITIES (1977-1979)

- o PERFORM GRID PLATE SHIELDING EXPERIMENTS
- o COMPLETE ANALYSIS OF ZPR CRITICAL EXPERIMENTS
- o PLAN ENGINEERING MOCKUP CRITICALS
- o ALTERNATE CORE DESIGN STUDIES (PROLIFERATION RESISTANT CORES)
- o PERFORM RADIAL SHIELDING EXPERIMENTS

Table 22 GCFRの機器とシステムの開発計画⁽²¹⁾KEY ACTIVITIES

- o NSSS COMPONENT DEVELOPMENT - GA (FRG, AUSTRIA, SWEDEN, BELGIUM)
- o NUCLEAR ISLAND DESIGN - A-E (FRG)
- o REACTOR SYSTEMS ENGINEERING - GA (FRG)

FUNDING LEVELS (IN THOUSANDS)

| CONTRACTOR | 1977 | 1978 | 1979 | 1980 |
|------------|------|------|------|------|
| GA | 2575 | 2650 | 5750 | 3000 |
| A-E | 0 | 100 | 400 | 500 |
| ORNL | 150 | 150 | 160 | 210 |

MAJOR ACTIVITIES (1977-1979)

- o EVALUATE ALTERNATE DESIGNS AND SELECT REFERENCE US 300 MW(e) PLANT DESIGN
- o PERFORM CONCEPTUAL DESIGN STUDIES OF NSSS COMPONENTS
- o INITIATE NUCLEAR ISLAND DESIGN
- o CONSOLIDATE US-FRG NSSS DESIGNS INTO ONE COMMON REFERENCE DESIGN
- o PERFORM SCALE MODEL PCRV CLOSURE TESTS
- o INITIATE CIRCULATOR TEST FACILITY CONCEPTUAL DESIGN
- o COMPLETE CONCEPTUAL DESIGN OF REFERENCE PLANT

Table 23 GA社のGCFR安全性研究開発計画(1)⁽²¹⁾

PROGRAM: GCFR SAFETY TEST PROGRAM

FUNDING LEVELS: (IN THOUSANDS)

| 1976 | 1977 | 1978 | 1979 | 1980 |
|--------|--------|--------|--------|--------|
| \$ 100 | \$ 125 | \$ 100 | \$ 200 | \$ 250 |

MAJOR ACTIVITIES (1977-1979):

- 1977
- o COORDINATE THE GRIST-2 TEST AMONG GA, ANL, AND EG&G
 - o DEFINE THE DMFT PROGRAM AT LASL
- 1978
- o PROVIDE PRELIMINARY GRIST-2 TEST ASSEMBLY DESIGN
 - o PLAN THE DMFT AND DAC TESTS AT LASL
- 1979
- o DEVELOP DETAILED GRIST-2 TEST PROGRAM
 - o ANALYZE AND INTERPRET DMFT AND DAC TEST RESULTS
- 1980
- o DEFINE STEEL MELTING AND RELOCATION TEST PROGRAM AT LASL
 - o CONTINUE GRIST-2 SUPPORT

Table 23 GA社のGCFR安全性研究開発計画(2)⁽²¹⁾ (続)

PROGRAM: GCFR REACTOR SAFETY, ENVIRONMENTAL AND RISK ANALYSIS

FUNDING LEVELS: (IN THOUSANDS)

| 1976 | 1977 | 1978 | 1979 | 1980 |
|--------|--------|--------|--------|--------|
| \$ 205 | \$ 660 | \$ 580 | \$ 945 | \$1500 |

MAJOR ACTIVITIES (1977-1979):

- 1977
- o OVERALL GCFR SAFETY PROGRAM PLAN
 - o RELIABILITY ANALYSIS OF THE DECAY HEAT REMOVAL SYSTEM
 - o ASSESSMENT OF POST-ACCIDENT FUEL CONTAINMENT (PAFC) WITHIN THE PCRV
- 1978
- o PRELIMINARY ANALYSIS OF THE LOSS OF DECAY HEAT REMOVAL ACCIDENT
 - o EVALUATION OF CORE CATCHER CONCEPTS
 - o ASSESSMENT OF PAFC EXTERNAL TO THE PCRV
- 1979
- o IDENTIFY POTENTIAL DESIGN IMPROVEMENTS BASED ON RISK ANALYSIS RESULTS
 - o IDENTIFY R&D PROGRAMS TO REDUCE RISK UNCERTAINTIES
 - o DEFINE DESIGN REQUIREMENTS FOR PAFC
- 1980
- o PREPARE REVISED SAFETY PROGRAM PLAN
 - o SUBMIT LICENSING AMENDMENTS TO NRC FOR REVIEW
 - o ANALYZE NATURAL CIRCULATION CAPABILITY OF UPFLOW CORE

Table 24 ANLのGCFR安全性研究開発計画⁽²¹⁾

PROGRAM: GCFR SAFETY ASPECTS OF FUEL AND CORE

FUNDING LEVELS: (IN THOUSANDS)

| 1976 | 1977 | 1978 | 1979 | 1980 |
|--------|--------|--------|--------|---------|
| \$ 660 | \$ 700 | \$ 610 | \$ 825 | \$1,000 |

MAJOR ACTIVITIES (1977-1979):

- 1977
 - o ANALYZE THE EFFECTS OF HIGH BURNUP AND ABSORBED HELIUM ON ACCIDENTS
 - o ANALYZE THE POST-ACCIDENT CORE DEBRIS BEHAVIOR (FUEL-GRAPHITE AND FUEL-CONCRETE INTERACTIONS)
 - o COMPLETE HIGH PRESSURE, FLOWING HELIUM, DEH-TEST CHAMBER
- 1978
 - o DEMONSTRATE EFFECTS OF FUEL SWEEPOUT DURING HIGH-RATE TOP ACCIDENTS
 - o CDA ANALYSIS FOR A GCFR DEMO PLANT DESIGN
- 1979
 - o INTEGRATION OF EARLY LASL AND ANL TEST RESULTS INTO ACCIDENT ANALYSES
 - o PRELIMINARY DESIGNS AND TEST SPECIFICATIONS FOR THE GRIST-2 TEST TRAINS
- 1980
 - o MODIFY HOT CELL TO ACCOMMODATE TESTING OF IRRADIATED FUEL

Table 25 LASLのGCFR安全性研究開発計画⁽²¹⁾

| PROGRAM AND FUNDING (IN THOUSANDS) | FY 1977 | FY 1978 | FY 1979 | FY 1980 |
|--------------------------------------|---------|---------|---------|---------|
| DUCT MELT AND FALL AWAY TESTS (DMFT) | \$ 270 | \$ 600 | \$ 675 | \$ 510 |
| DEPRESSURIZATION ACCIDENT (DAC) | | 40 | 100 | 200 |

MAJOR ACTIVITIES (1977-1979)

- 1977
 - o DESIGN TEST FIXTURES
 - o MATERIAL CHARACTERIZATION UNDER TEST CONDITIONS
- 1978
 - o EFFECT OF He PRESSURE AND NATURAL CONVECTION ON FUEL MELT-DOWN
 - o CLADDING AND DUCT WALL MELT-DOWN BEHAVIOR
- 1979
 - o RUN FULL LENGTH SUBASSEMBLY DMFT TESTS
 - o MODIFY FACILITY FOR GUARDED CORE MODULE TESTS
 - o REVISE TEST PROGRAM TO ACCOMMODATE NEW REFERENCE UPFLOW CORE DESIGN
- 1980
 - o COMPLETE FULL LENGTH SUBASSEMBLY TESTS
 - o COMPLETE CONSTRUCTION OF TEST FACILITY AND TEST LOOP
 - o RUN GUARDED CORE MODULE TEST

Table 26 SPSのサイト選定評価研究計画⁽²¹⁾

PROGRAM: PRELIMINARY SITE EVALUATION AND ENVIRONMENTAL IMPACT STUDY

FUNDING LEVELS: (IN THOUSANDS)

| 1977 | 1978 | 1979 |
|--------|--------|------|
| \$ 400 | \$ 280 | \$ 0 |

MAJOR ACTIVITIES (1977-1979):

- 1977
- o SELECT RECOMMENDED SITE AND TWO OR MORE ALTERNATIVE SITES
 - o DETERMINE PRELIMINARY SEISMIC ACCELERATION AND FOUNDATION GEOLOGY
 - o ORDER AND ERECT METEOROLOGICAL TOWER; INSTALL AND CALIBRATE INSTRUMENTS
- 1978
- o COLLECT ENVIRONMENTAL AND SITE-SPECIFIC DATA FOR PSAR CHAPTER 2 AND ER CHAPTER 2
- 1979
- o SITE EVALUATION WORK TERMINATED SOUTHWEST PUBLIC SERVICES WITHDREW SITE OFFER

Table 27 LWRとHTGRのマス・バランス・データ⁽²⁸⁾

| Item | LWR | HTGR(5) | HTGR(3) |
|-----------------------------------------|---------|---------|---------|
| <u>1. Initial Fuel</u> | | | |
| Th-232 (ton/10 ³ Mwt) | - | 23.0087 | 23.0035 |
| U-233 (ton/10 ³ Mwt) | - | - | 0.6165 |
| U-235 (ton/10 ³ Mwt) | 0.7893 | 0.9213 | - |
| U-238 (ton/10 ³ Mwt) | 30.5307 | - | - |
| <u>2. Feed Fuel</u> | | | |
| Th-232 (ton/10 ³ Mwt-yr) | - | 5.7408 | 5.7230 |
| U-233 (ton/10 ³ Mwt-yr) | - | - | 0.1770 |
| U-235 (ton/10 ³ Mwt-yr) | 0.2487 | 0.2392 | - |
| U-238 (ton/10 ³ Mwt-yr) | 8.0413 | - | - |
| <u>3. Discharged Fuel</u> | | | |
| Th-232 (ton/10 ³ Mwt-yr) | - | 5.4624 | 5.4317 |
| U-233 (ton/10 ³ Mwt-yr) | - | 0.1349 | 0.1489 |
| U-235 (ton/10 ³ Mwt-yr) | 0.0610 | 0.0426 | 0.0053 |
| U-238 (ton/10 ³ Mwt-yr) | 3.1596 | 0.0502* | 0.0340* |
| Fissile Pu (ton/10 ³ Mwt-yr) | 0.0493 | - | - |
| Fertile Pu (ton/10 ³ Mwt-yr) | 0.0201 | - | - |
| <u>4. Power</u> | | | |
| Thermal power (Mwt) | | 3,000 | 3,000 |
| Electric power (MWe) | 1,000 | 1,000 | 1,000** |
| Specific power (Mwt/THM) | 31.9 | 41.8 | 42.3 |

* Other U isotope, ** Equivalent electric power

Table 28 GCFR のマス・バランス・データ (28)

| Item | GCFR(U) | | | GCFR(Th) | | | GCFR(U-Th) | | |
|-------------------------------------|---------|------------|------------|----------|------------|------------|------------|------------|------------|
| | Core | A. Blanket | R. Blanket | Core | A. Blanket | R. Blanket | Core | A. Blanket | R. Blanket |
| 1. Initial Fuel | | | | | | | | | |
| Th-232 (ton/10 ³ MWt) | - | - | - | - | 8.70 | 17.95 | - | - | 17.95 |
| U-235 | 0.0169 | 0.0192 | 0.0395 | 0.0168 | - | - | 0.0168 | 0.0192 | - |
| U-238 | 8.4157 | 9.5608 | 19.7305 | 8.3776 | - | - | 8.3776 | 9.5608 | - |
| Fissile Pu | 1.3310 | - | - | 1.3589 | - | - | 1.3589 | - | - |
| Fertile Pu | 0.5464 | - | - | 0.5567 | - | - | 0.5567 | - | - |
| 2. Feed Fuel | | | | | | | | | |
| Th-232 (ton/10 ³ MWt·yr) | - | - | - | - | 2.90 | 4.42 | - | - | 4.42 |
| U-235 | 0.0056 | 0.0064 | 0.0097 | 0.0056 | - | - | 0.0056 | 0.0064 | - |
| U-238 | 2.8079 | 3.1836 | 4.8503 | 2.7952 | - | - | 2.7952 | 3.1836 | - |
| Fissile Pu | 0.4441 | - | - | 0.4534 | - | - | 0.4534 | - | - |
| Fertile Pu | 0.1823 | - | - | 0.1858 | - | - | 0.1858 | - | - |
| 3. Discharged Fuel | | | | | | | | | |
| Th-232 (ton/10 ³ MWt·yr) | - | - | - | - | 2.8129 | 4.3240 | - | - | 4.3249 |
| U-233 | - | - | - | - | 0.0766 | 0.0851 | - | - | 0.0838 |
| U-235 | 0.0028 | 0.0050 | 0.0080 | 0.0028 | - | - | 0.0028 | 0.0050 | 0.0013 |
| U-238 | 2.5687 | 3.0934 | 4.7507 | 2.5517 | - | - | 2.5514 | 3.0930 | - |
| Fissile Pu | 0.3972 | 0.0785 | 0.0888 | 0.4010 | - | - | 0.4013 | 0.0786 | - |
| Fertile Pu | 0.2013 | 0.0032 | 0.0024 | 0.2045 | - | - | 0.2045 | 0.0032 | - |
| 4. Power | | | | | | | | | |
| Thermal power (MWt) | 3430 | | | 3430 | | | 3430 | | |
| Electric power (MWe) | 1200 | | | 1200 | | | 1200 | | |
| Specific power*(MWt/TUM) | 91.44 | 5.54 | 2.18 | 94.21 | 4.03 | 1.56 | 93.04 | 5.54 | 1.56 |
| Power fraction*(%) | 90.4 | 5.3 | 4.3 | 93.7 | 3.5 | 2.8 | 91.9 | 5.3 | 2.8 |

Note : Values are at the middle of equilibrium cycle.

Table 29 LMFBR のマス・バランス・データ (28)

| Item | LMFBR(U) | | | LMFBR(U-Th) | | |
|-------------------------------------|----------|------------|------------|-------------|------------|------------|
| | Core | A. Blanket | R. Blanket | Core | A. Blanket | R. Blanket |
| 1. Start-up Fuel | | | | | | |
| Th-232 (ton/10 ³ MWt) | - | - | - | - | - | 9.2100 |
| U-235 | 0.0103 | 0.0113 | 0.0203 | 0.0103 | 0.0113 | - |
| U-238 | 5.1474 | 5.6287 | 10.1197 | 5.1286 | 5.6287 | - |
| Fissile Pu | 0.9516 | 0 | 0 | 0.9653 | 0 | - |
| Fertile Pu | 0.3907 | 0 | 0 | 0.3959 | 0 | - |
| 2. Feed Fuel | | | | | | |
| Th-232 (ton/10 ³ MWt·yr) | - | - | - | - | - | 3.4000 |
| U-235 | 0.0052 | 0.0056 | 0.0075 | 0.0051 | 0.0056 | - |
| U-238 | 2.5737 | 2.8144 | 3.7325 | 2.5643 | 2.8144 | - |
| Fissile Pu | 0.4758 | 0 | 0 | 0.4826 | 0 | - |
| Fertile Pu | 0.1953 | 0 | 0 | 0.1979 | 0 | - |
| 3. Discharged Fuel | | | | | | |
| Th-232 (ton/10 ³ MWt·yr) | - | - | - | - | - | 3.3273 |
| U-233 | - | - | - | - | - | 0.0617 |
| U-235 | 0.0026 | 0.0041 | 0.0059 | 0.0026 | 0.0041 | 0.0010 |
| U-238 | 2.3464 | 2.7356 | 3.6570 | 2.3393 | 2.7354 | - |
| Fissile Pu | 0.4069 | 0.066~ | 0.0653 | 0.3975 | 0.0672 | - |
| Fertile Pu | 0.2141 | 0.0046 | 0.0019 | 0.2171 | 0.0034 | - |
| 4. Power | | | | | | |
| Thermal power (MWt) | 3000 | | | 3000 | | |
| Electric power (MWe) | 1200 | | | 1200 | | |
| Specific power*(MWt/TM) | 148.93 | 7.64 | 3.06 | 150.94 | 7.82 | 1.96 |
| Power fraction*(%) | 92.6 | 4.3 | 3.1 | 93.8 | 4.4 | 1.8 |

Note : Values at the middle of equilibrium cycle.

Table 30 原子炉投入戦略モデル⁽²⁸⁾

| Phase | Installed reactor | Remarks |
|---------|------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Phase 0 | LWR | Pu accumulator No Pu recycling |
| Phase 1 | HTGR (5) | Starting date: AD 1990 ²³³ U accumulator |
| Phase 2 | GCFR(U) HTGR (3) | Starting date: AD 2000 GCFR(U): Pu producer HTGR(3): ²³³ U eater |
| Phase 3 | GCFR(U·Th) HTGR (3) | Starting date: AD 2040±α GCFR(U·Th): Pu and ²³³ U producer HTGR(3): ²³³ U eater |

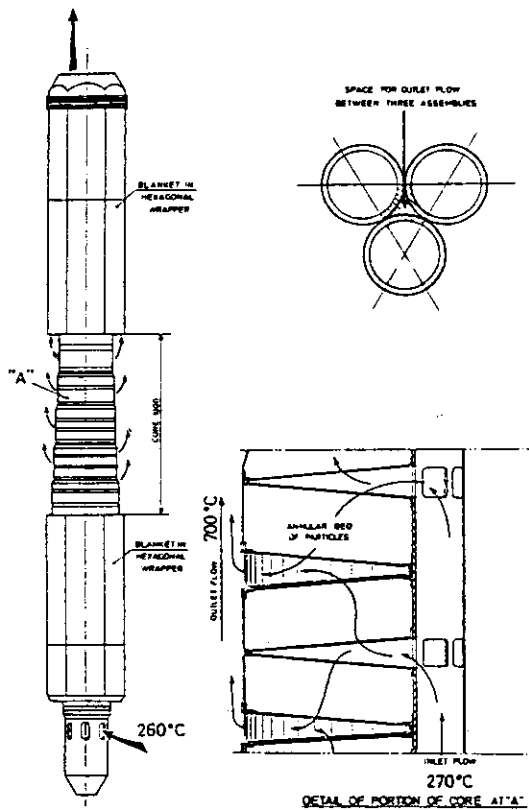


Fig. 1 被覆粒子燃料に基づく燃料集合体の一例⁽⁵⁾

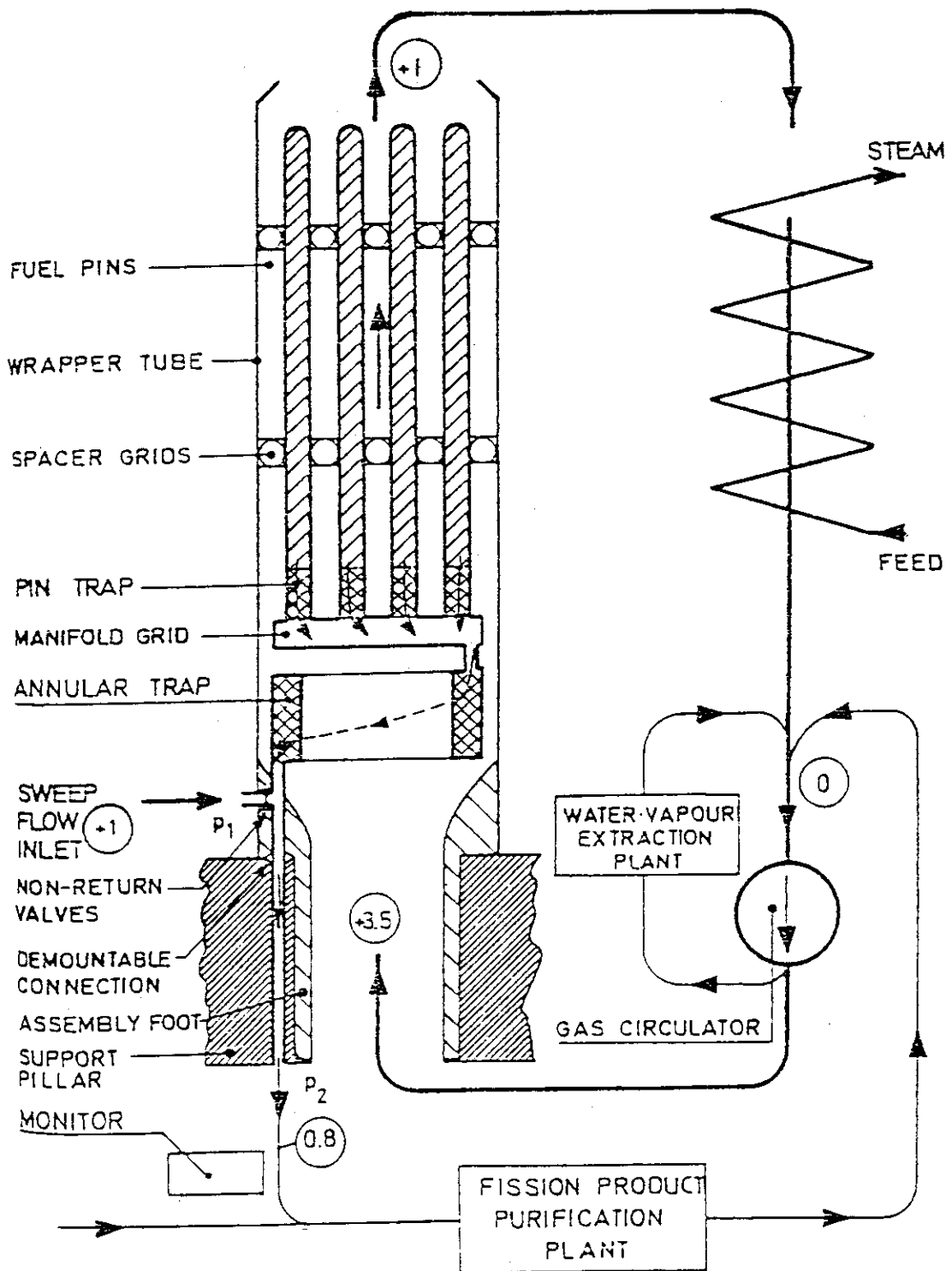
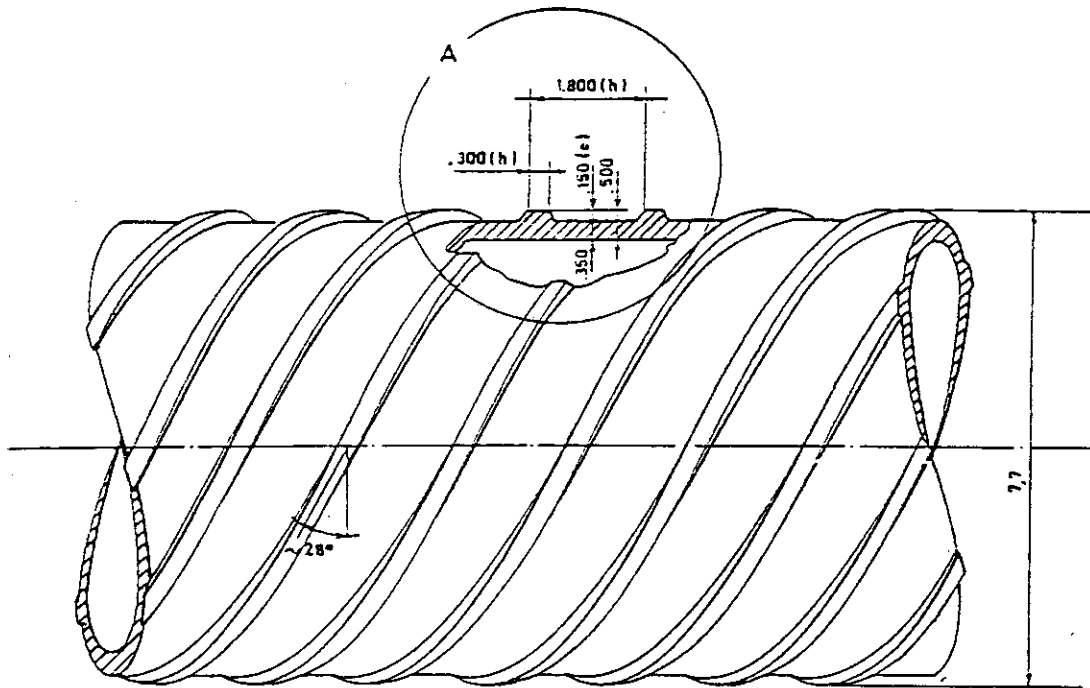
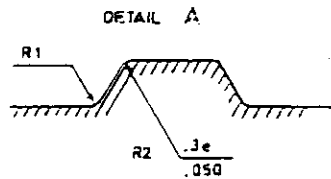


Fig. 2 圧力平衡システムの概念⁽⁴⁾



TYPICAL DIMENSIONS



| | | TOLERANCES (μm) |
|------------|------------------------|------------------------------|
| Rib height | 90 - 130 μm | ± 10 |
| h/e | 7 - 12 μm | $\pm 0,5$ |
| be | 2 - 3 μm | $\pm 0,2$ |

Fig. 3 燃料被覆管表面の粗面⁽⁴⁾

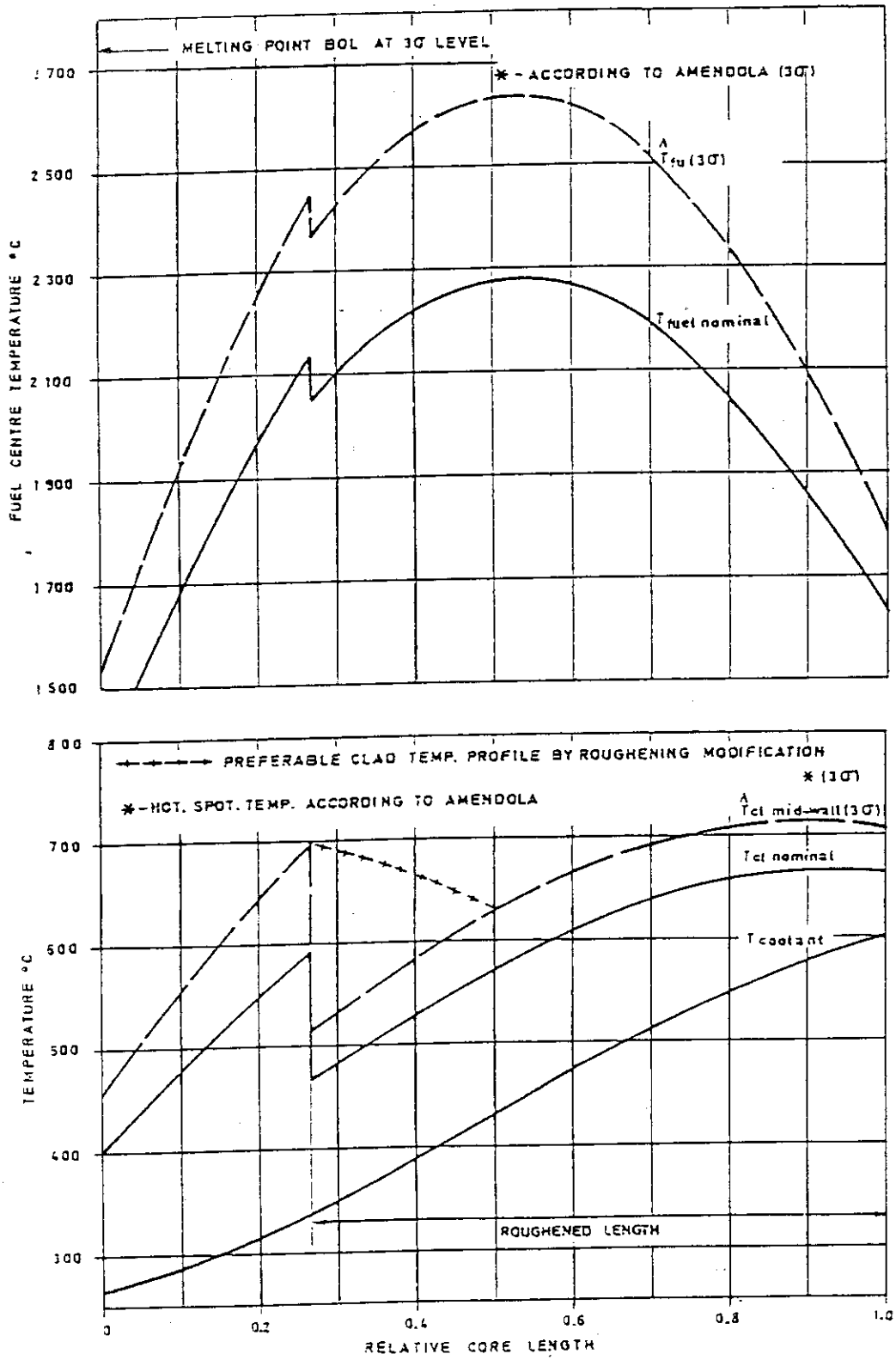


Fig. 4 被覆管表面粗面の温度に与える効果⁽⁴⁾

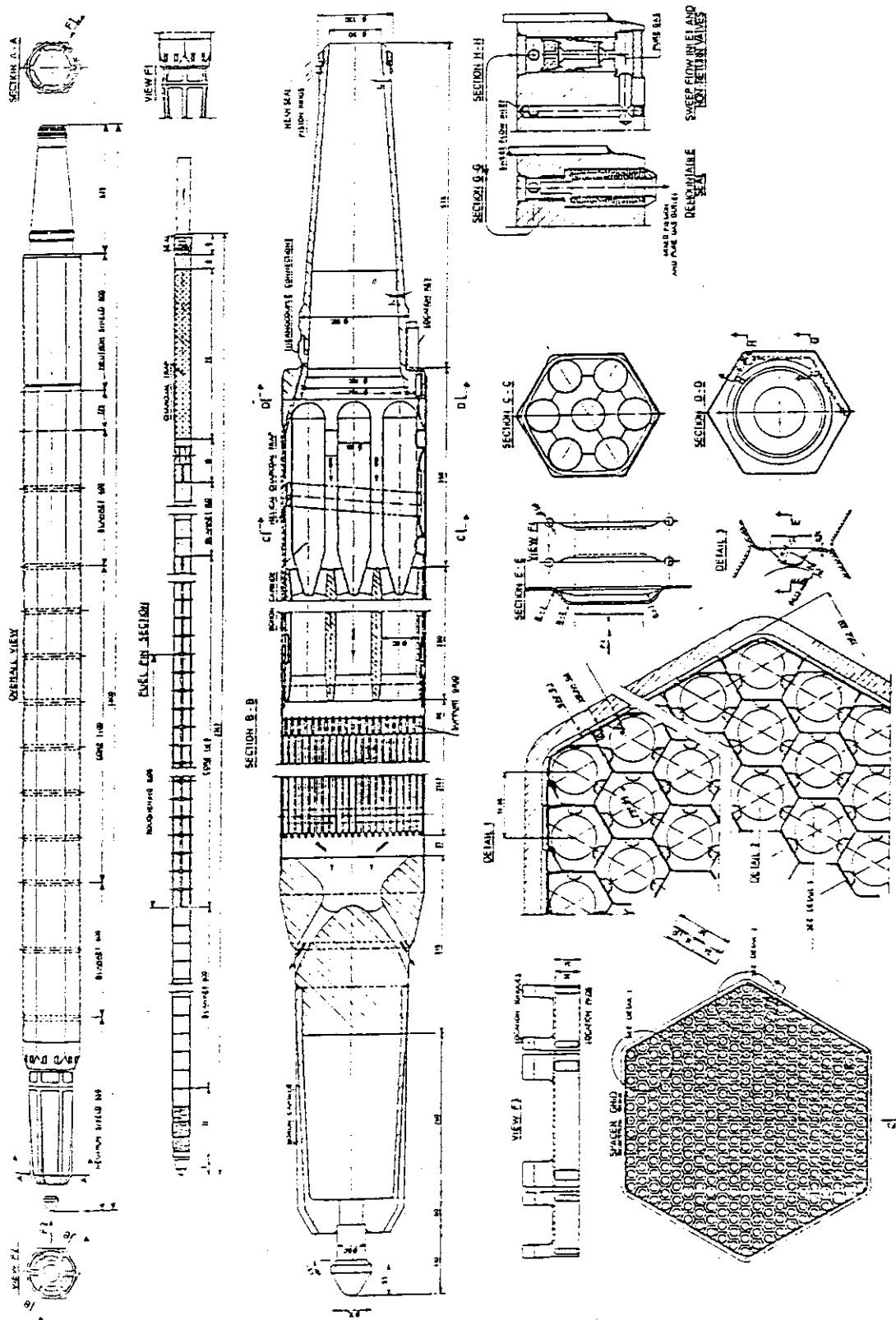


Fig. 5 GFR 燃料集合体⁽⁴⁾

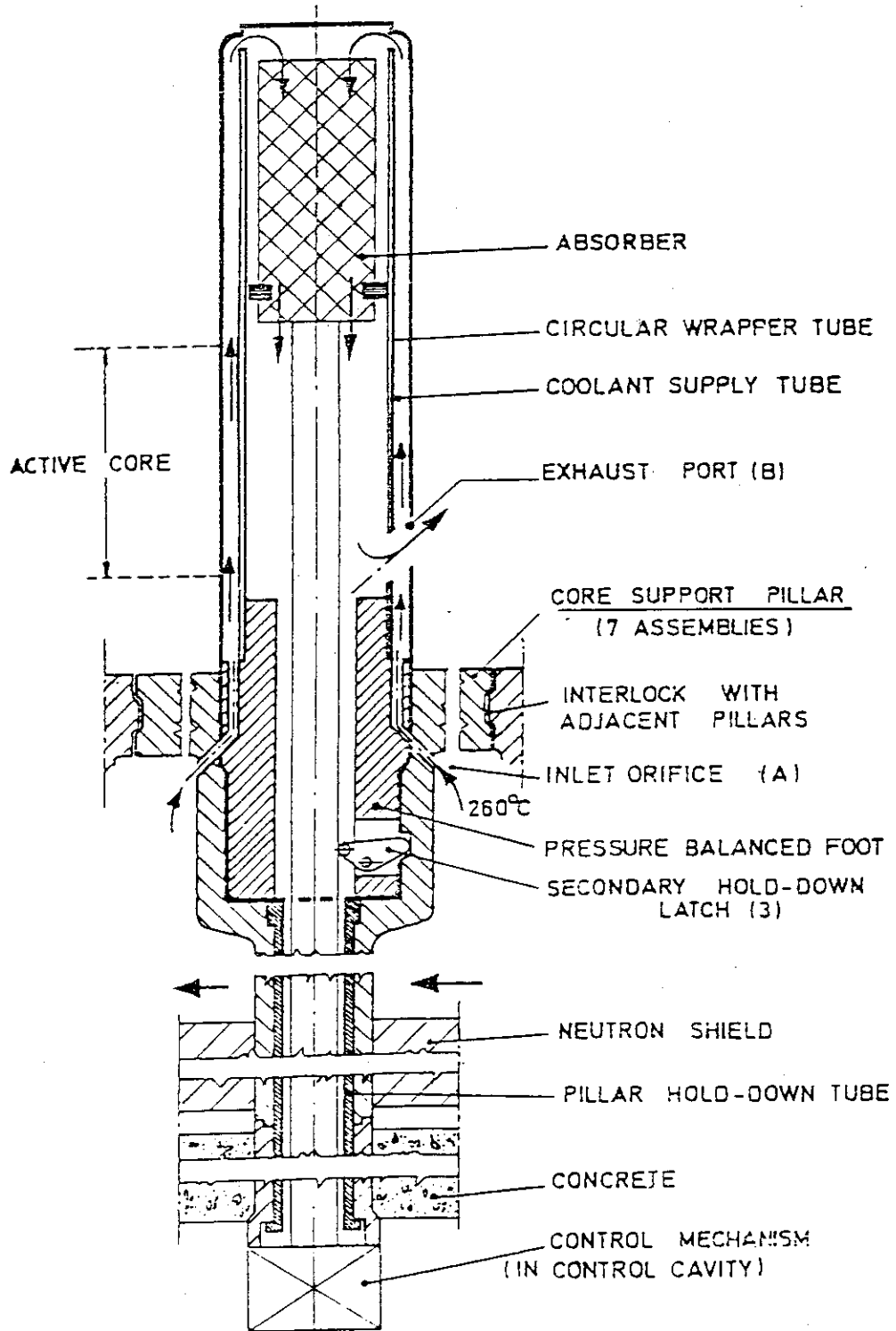


Fig. 6 制御棒集合体⁽⁴⁾

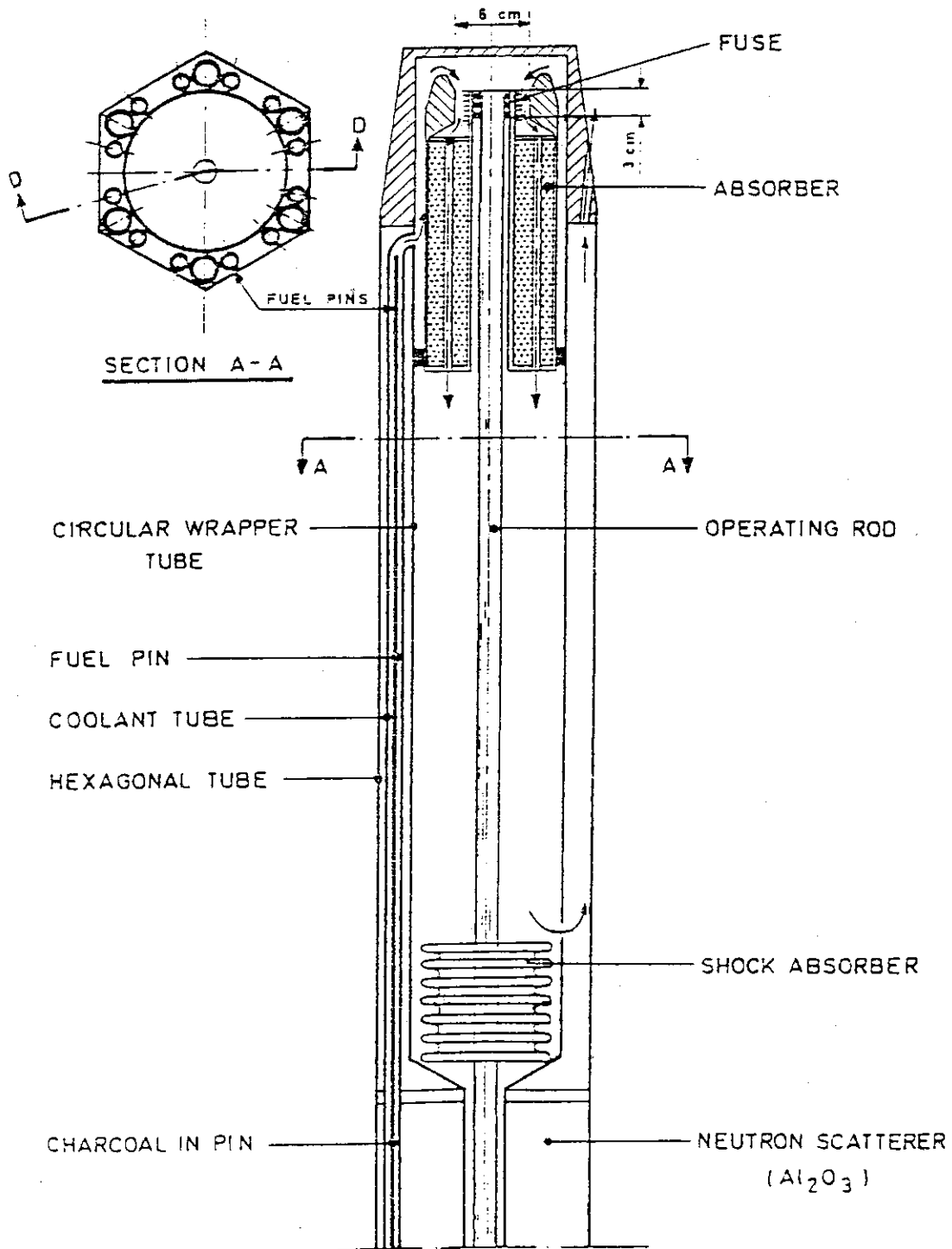










Fig. 7 フューズ使用の2次炉停止系⁽⁴⁾

IMANAJAK UNIT 226
 NO. of assemblies

| | | |
|-----------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------|-----|
|  | FUEL ASSY 1 st ZONE | 156 |
|  | FUEL ASSY 2 ^d ZONE | 47 |
|  | FUEL ASSY 3 ^d ZONE | 54 |
|  | CONTROL ASSY | 13 |
|  | BLANKET ASSY | 126 |
|  | STEEL REFLECTOR ASSY | 71 |
|  | GRAPHITE NEUTRON SHIELD | 252 |
|  | STEEL NEUTRON SHIELD | 96 |

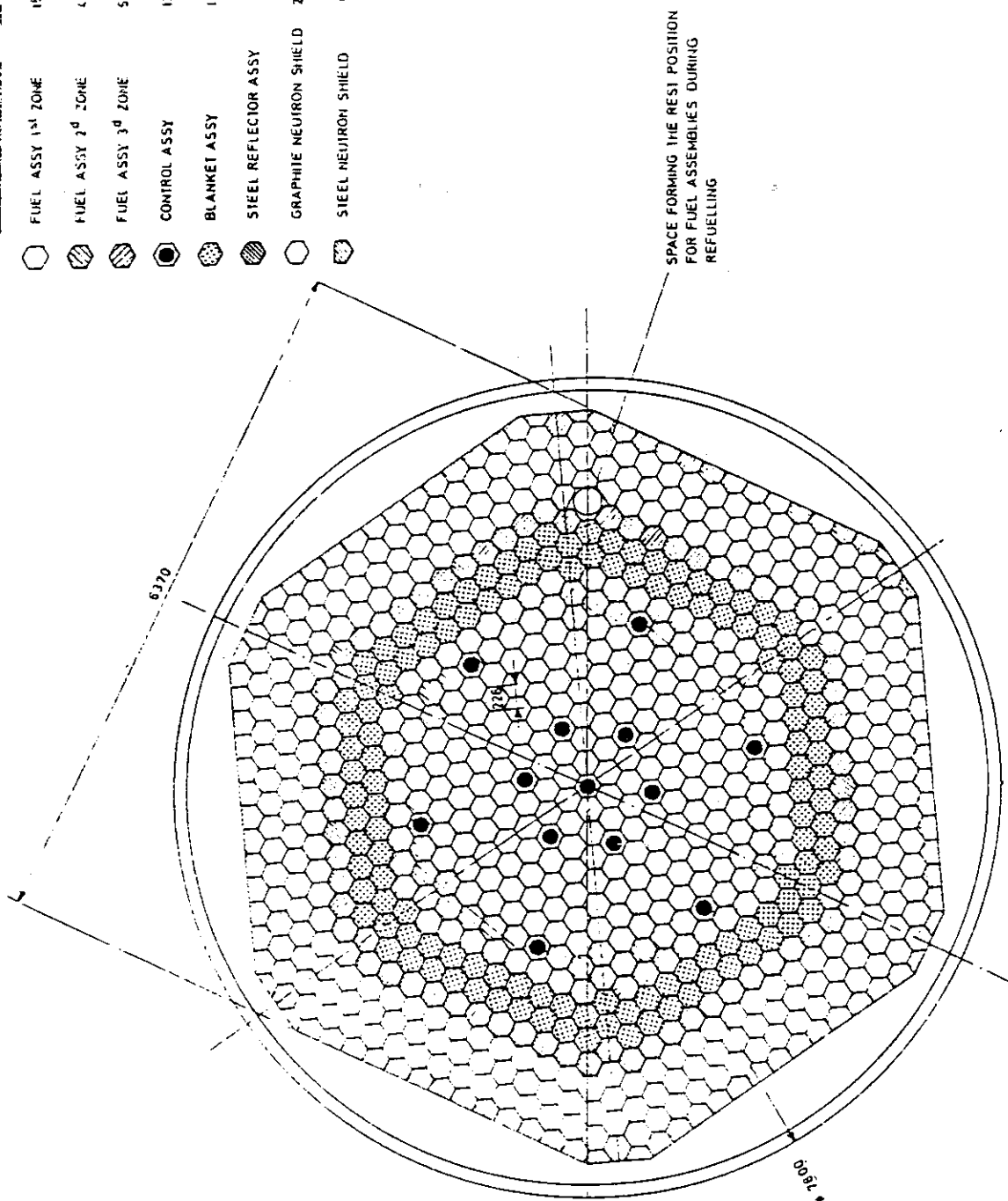


Fig. 8 GCFR 炉心断面图(4)

- ① Reactor core and blanket
- ② Steam generator unit
- ③ Circulator unit
- ④ Emergency cooling loop
- ⑤ Refuelling pantograph
- ⑥ Lower cavity and core catcher
- ⑦ Helium and fission gas treatment plant
- ⑧ Shielding

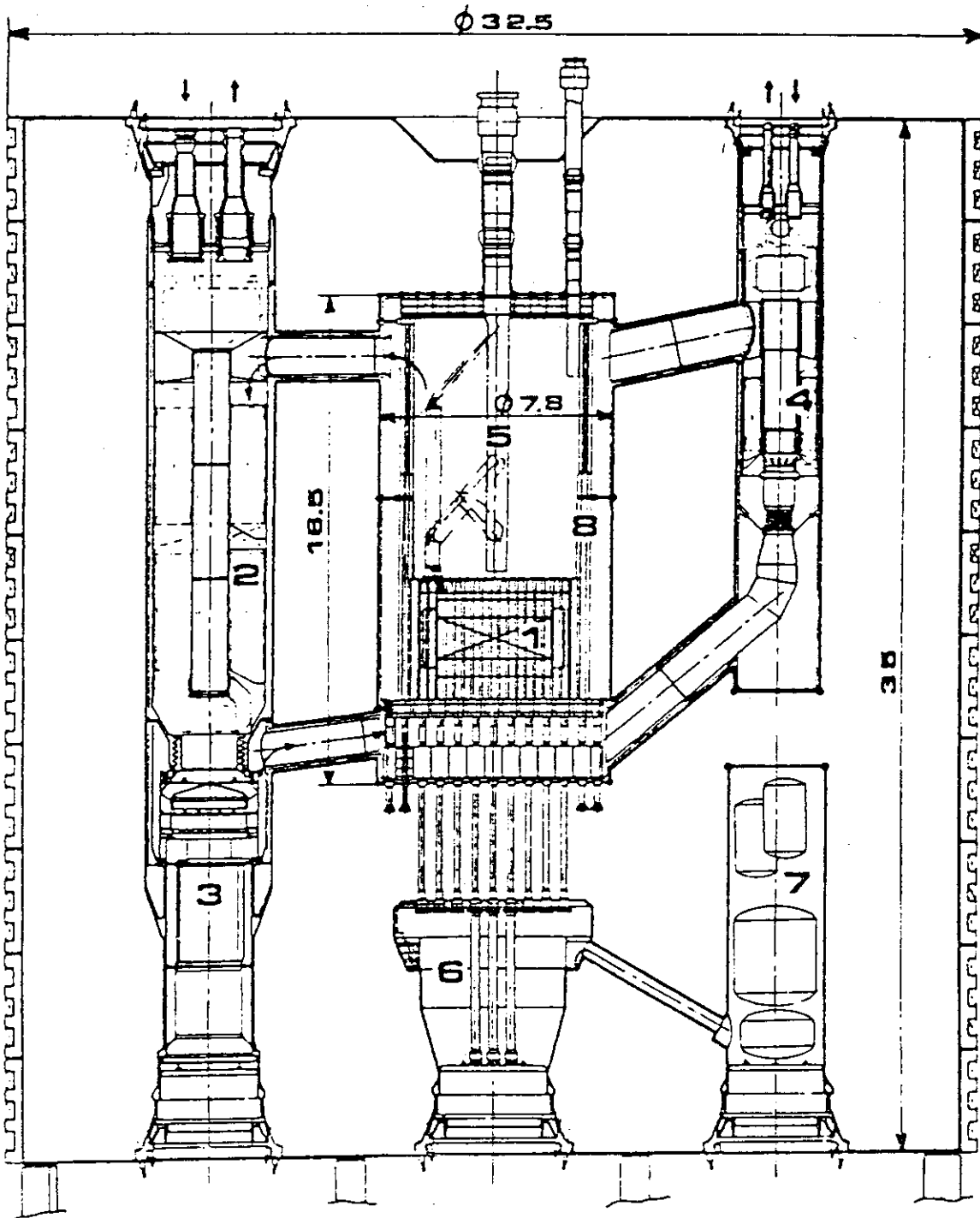


Fig. 9 GCFRの核蒸気供給システム⁽⁴⁾

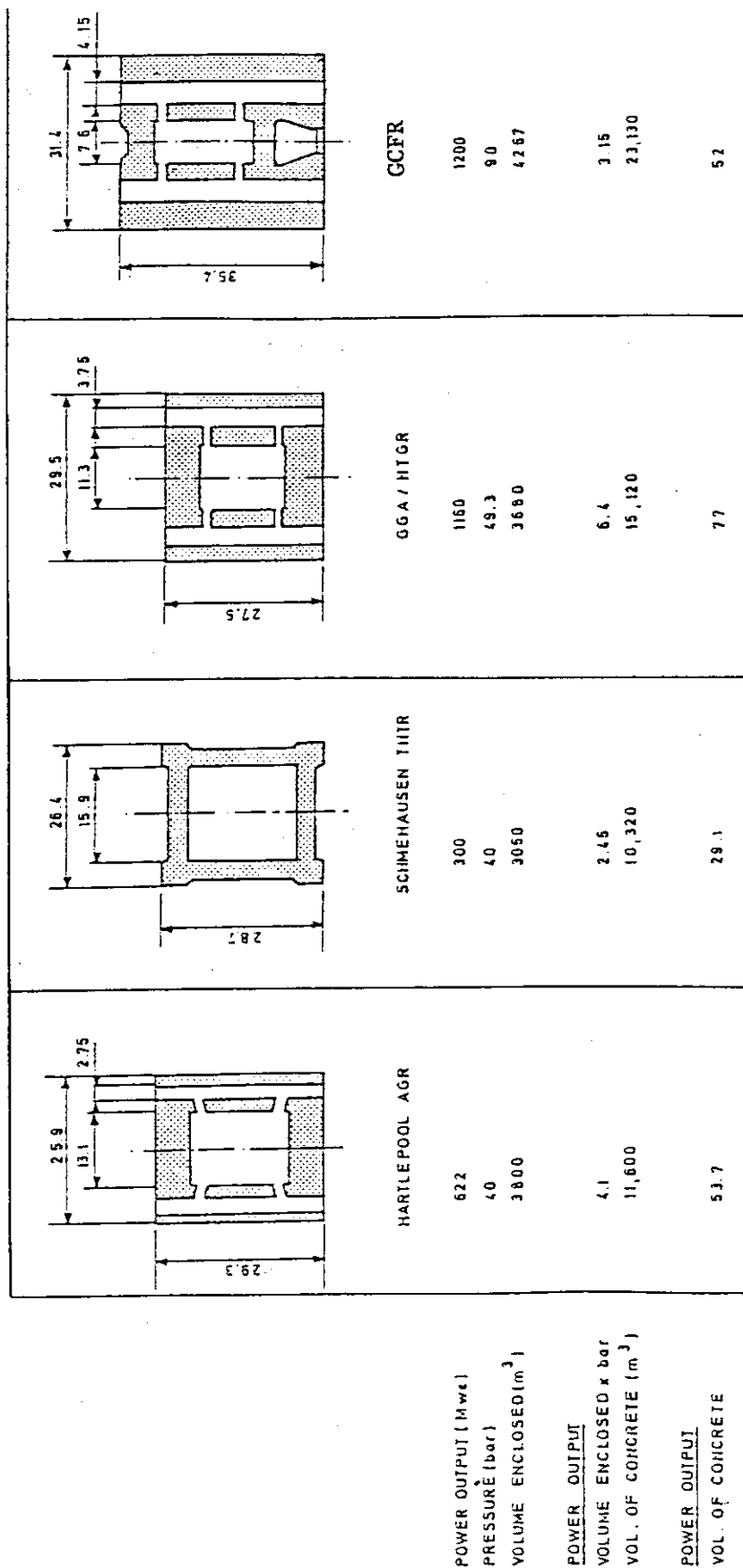


Fig. 10 各種 PORV の比較

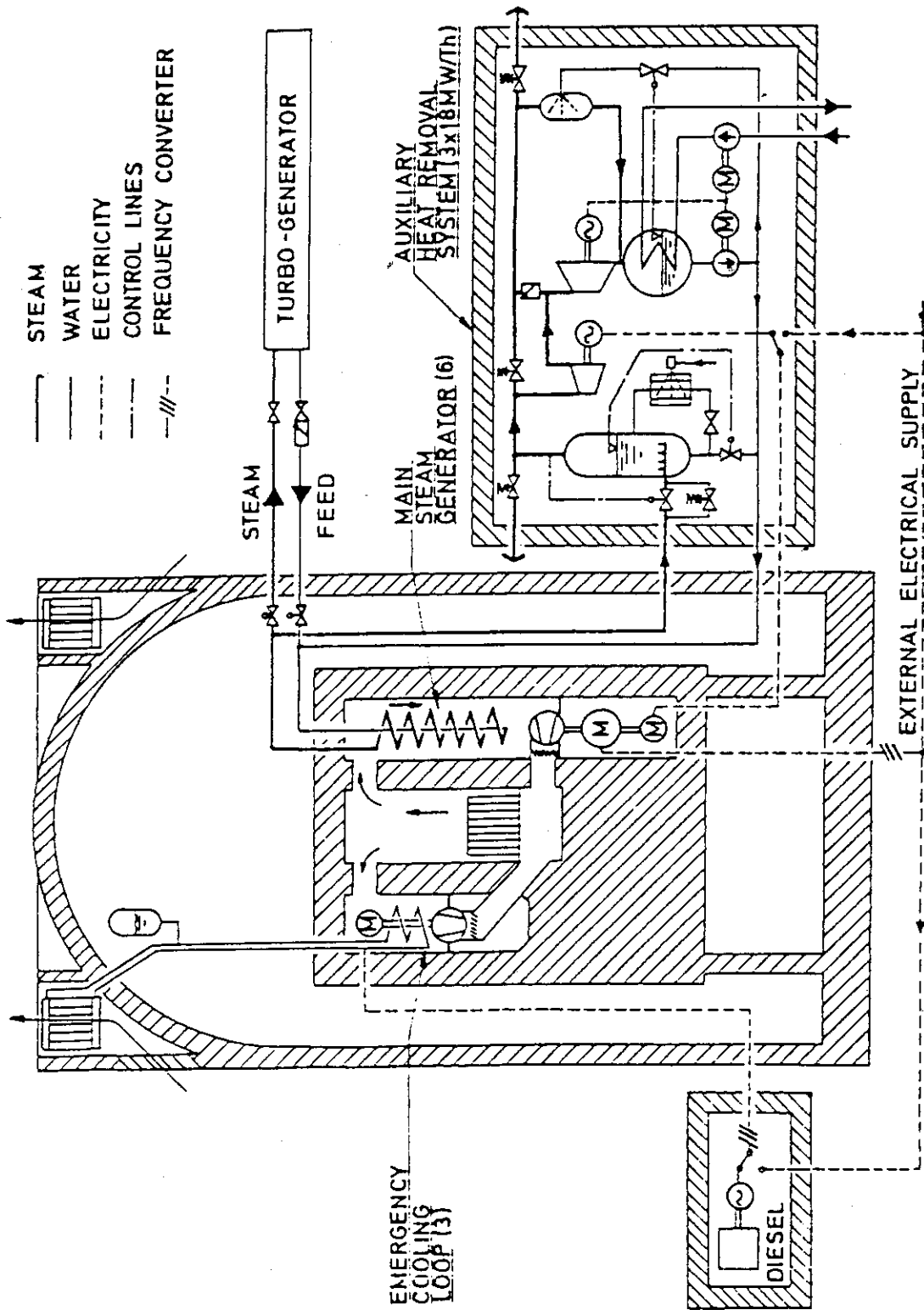


Fig. 11 熱除去系の概念図⁽⁴⁾

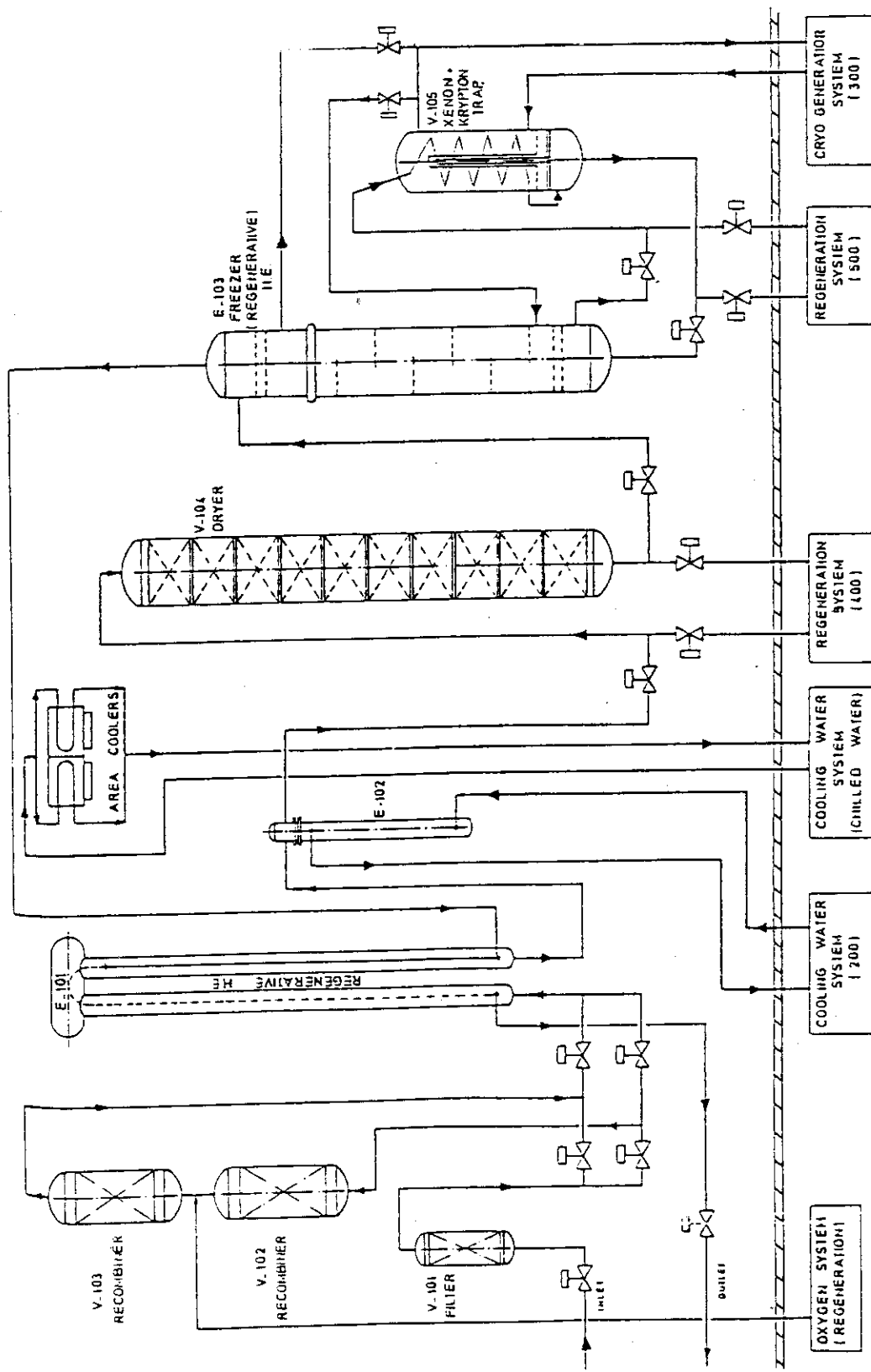
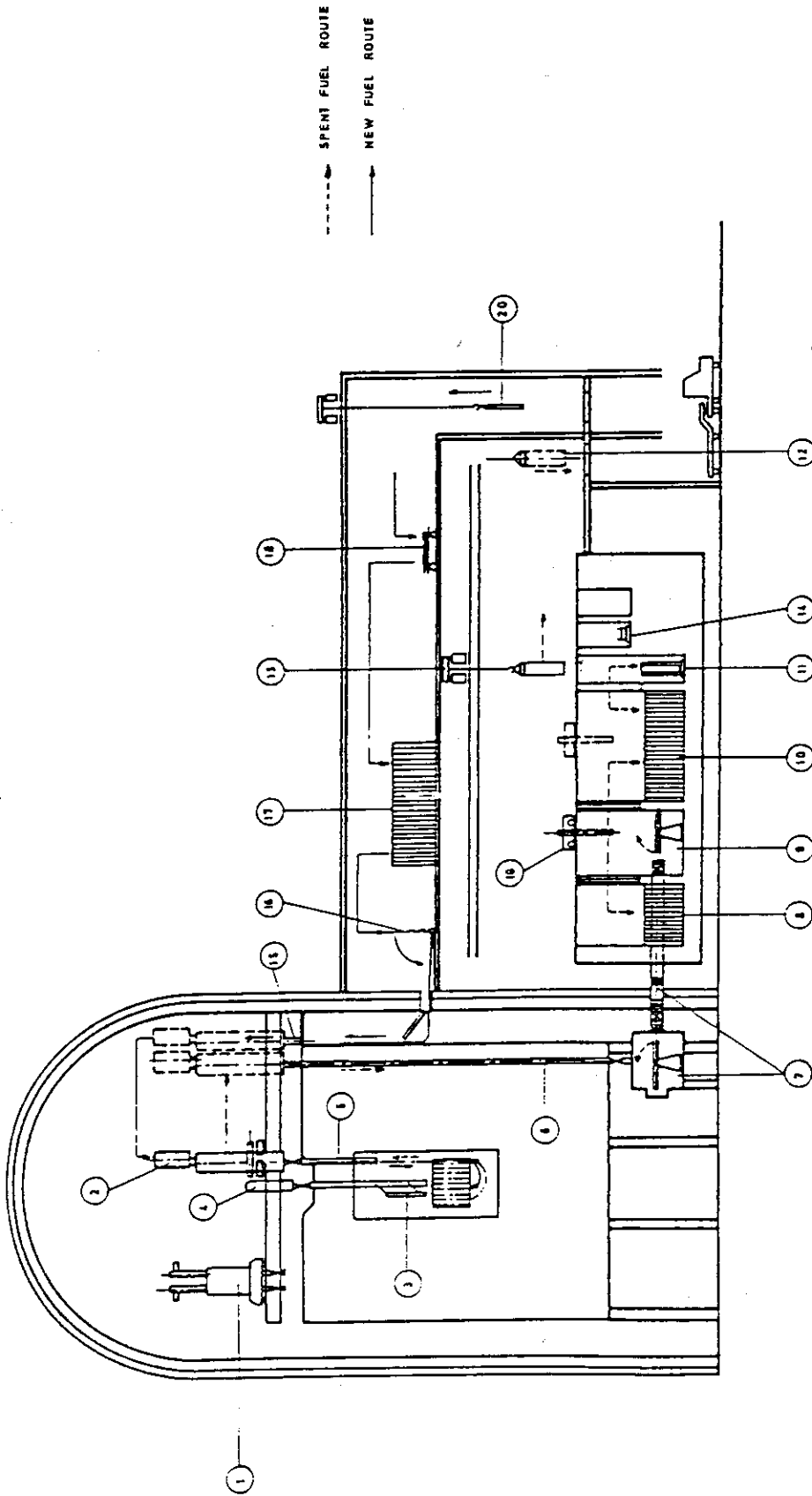


Fig. 12 核分裂生成物トラップシステム⁽⁴⁾



- | | | | |
|----|------------------------------------------------|----|---------------------------------|
| 1 | PLUG HANDLING MACHINE | 11 | SPENT FUEL LOADING IN CONTAINER |
| 2 | REFUELLING MACHINE | 12 | SPENT FUEL EVACUATION |
| 3 | FUEL MANIPULATOR | 13 | SPENT FUEL TRANSFER TROLEY |
| 4 | MANIPULATOR DRIVE MECHANISM | 14 | LED STORAGE BAY |
| 5 | REFUELLING STANDPIPE | 15 | NEW FUEL TRANSFER TUBE |
| 6 | SPENT FUEL TRANSFER TUBE | 16 | NEW FUEL DUMPER |
| 7 | SPENT FUEL DUMPER AND SPENT FUEL TRANSFER TUBE | 17 | NEW FUEL STORAGE |
| 8 | DAMAGED SPENT FUEL STORAGE POND | 18 | NEW FUEL INSPECTION ZONE |
| 9 | SPENT FUEL INSPECTION ZONE | 19 | NEW FUEL TRANSFER TROLEY |
| 10 | SPENT FUEL STORAGE POND | 20 | NEW FUEL INLET |

Fig. 13 交換燃料の経路⁽⁴⁾

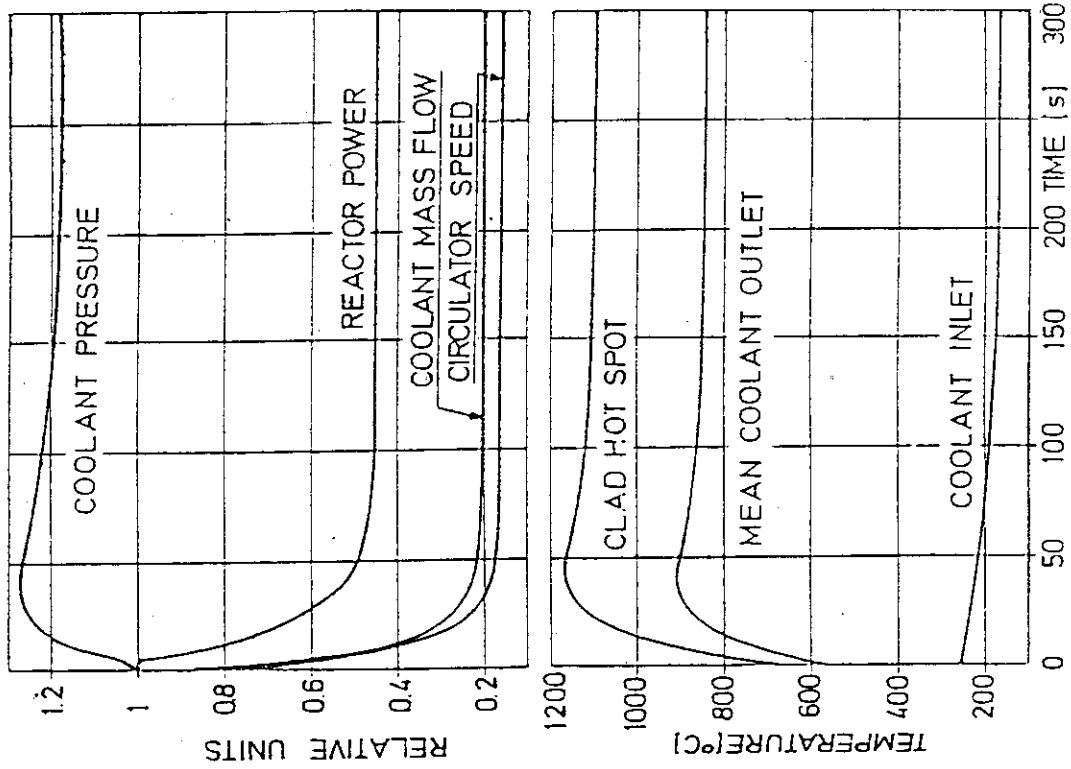


Fig. 15 主電源喪失、炉停止不能時の過渡特性(11)

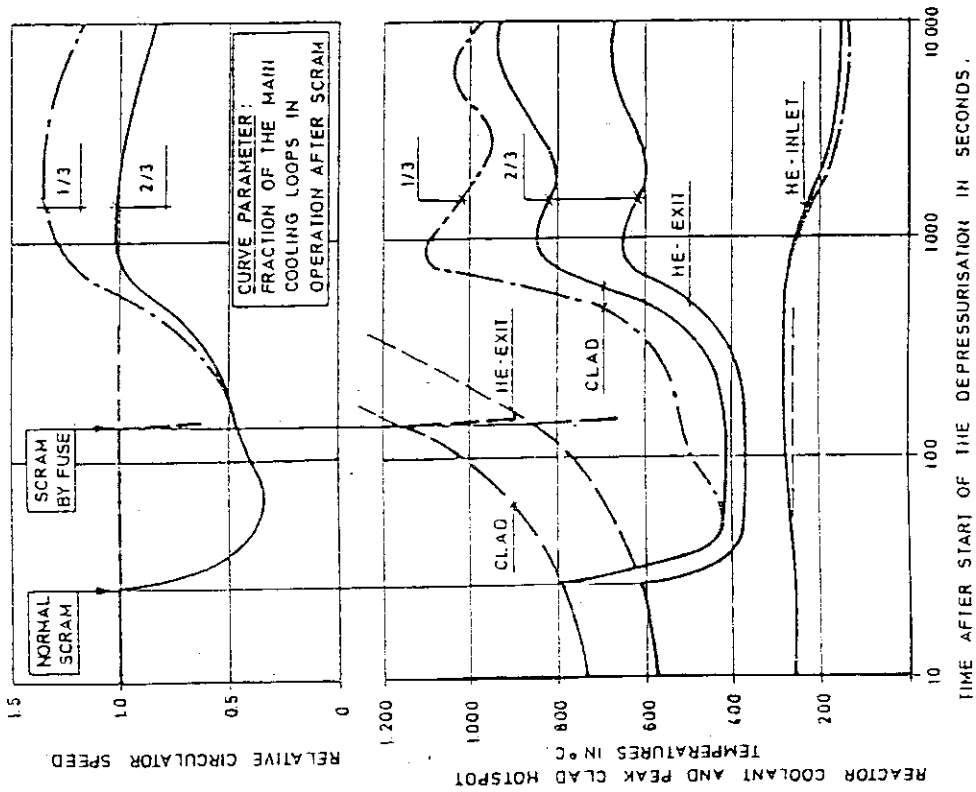


Fig. 14 減圧事故時の過渡特性 (PCRVRリーフ面積: 100 cm², 2次容器リーフ面積: 400 cm², 緊急冷却系不動作)(11)

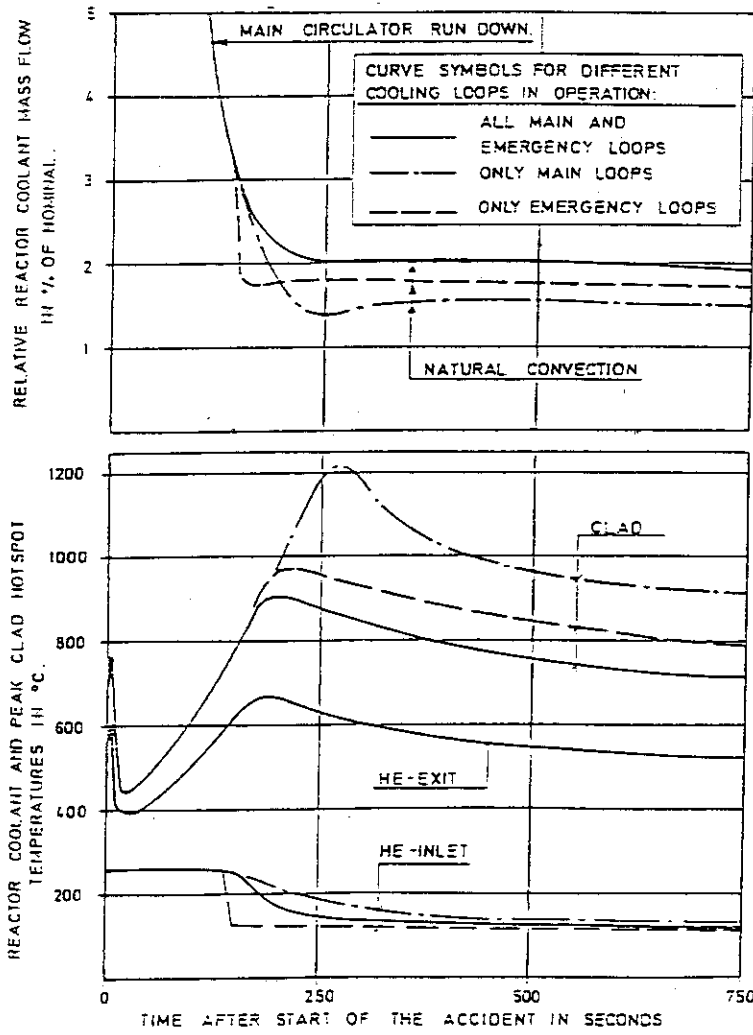


Fig. 16 全循環機動力喪失時の自然対流による崩壊熱除去 (減圧はない)⁽¹¹⁾

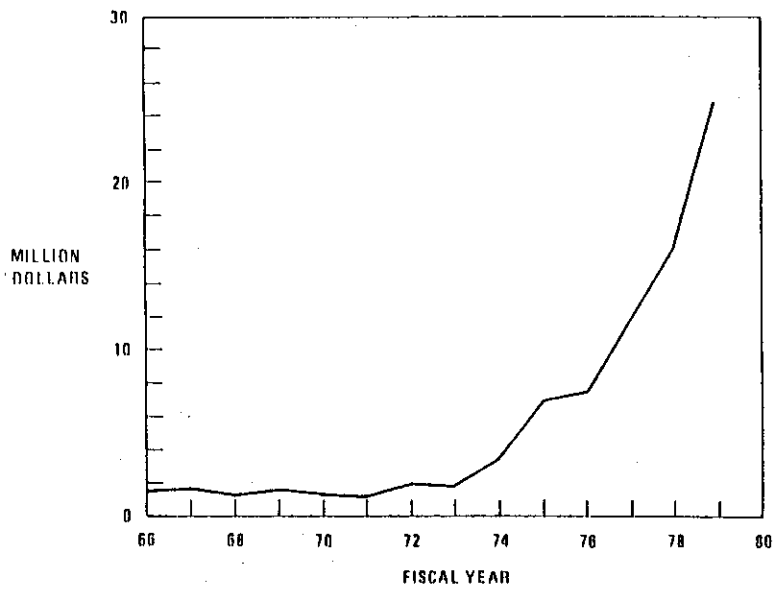


Fig. 17 米国GCFR計画に対する政府予算の経年変化

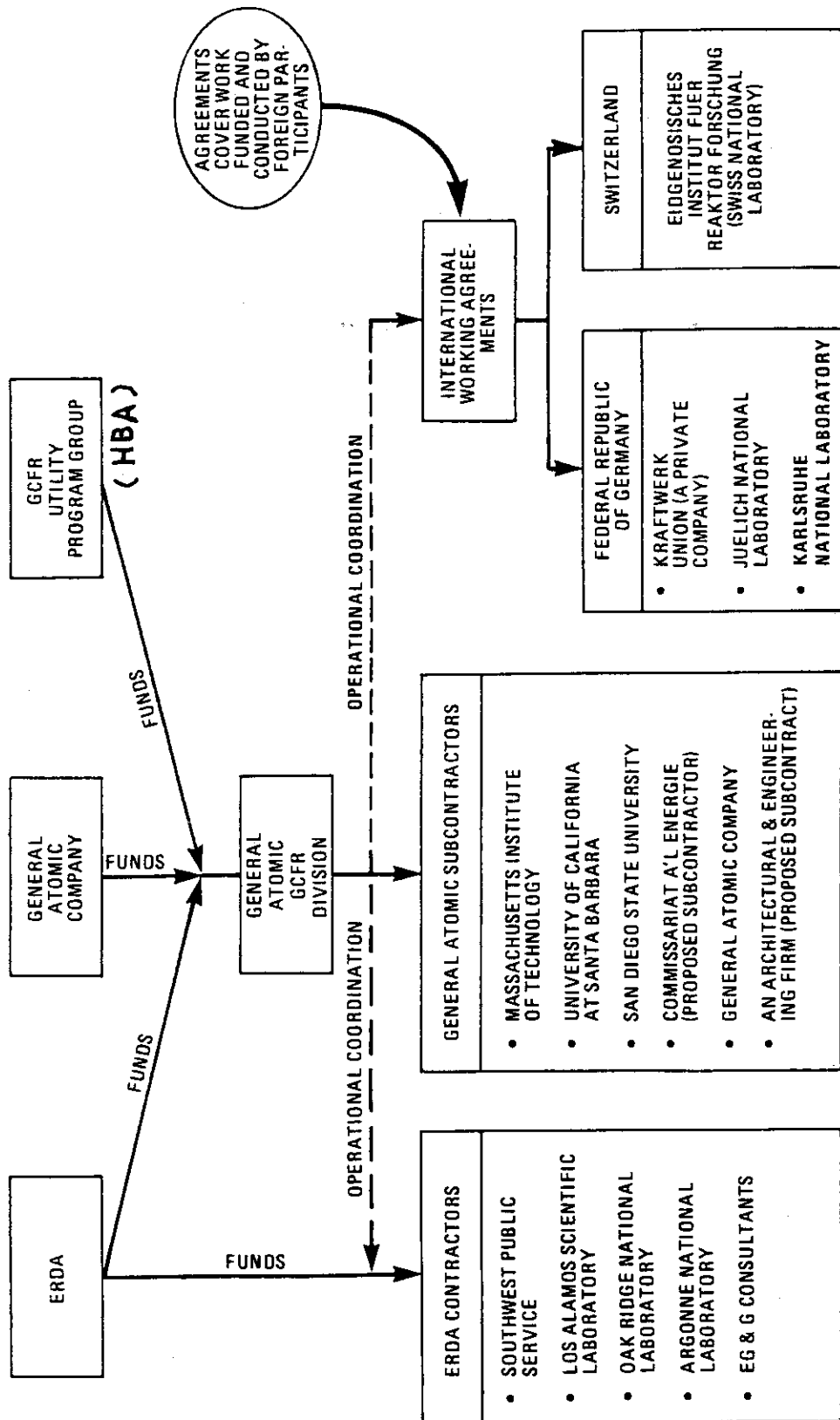


Fig. 18 1976年当時の米国GCFR計画開発機構⁽²⁾

0002 01 02 03 04 05 06 07 08 09 10

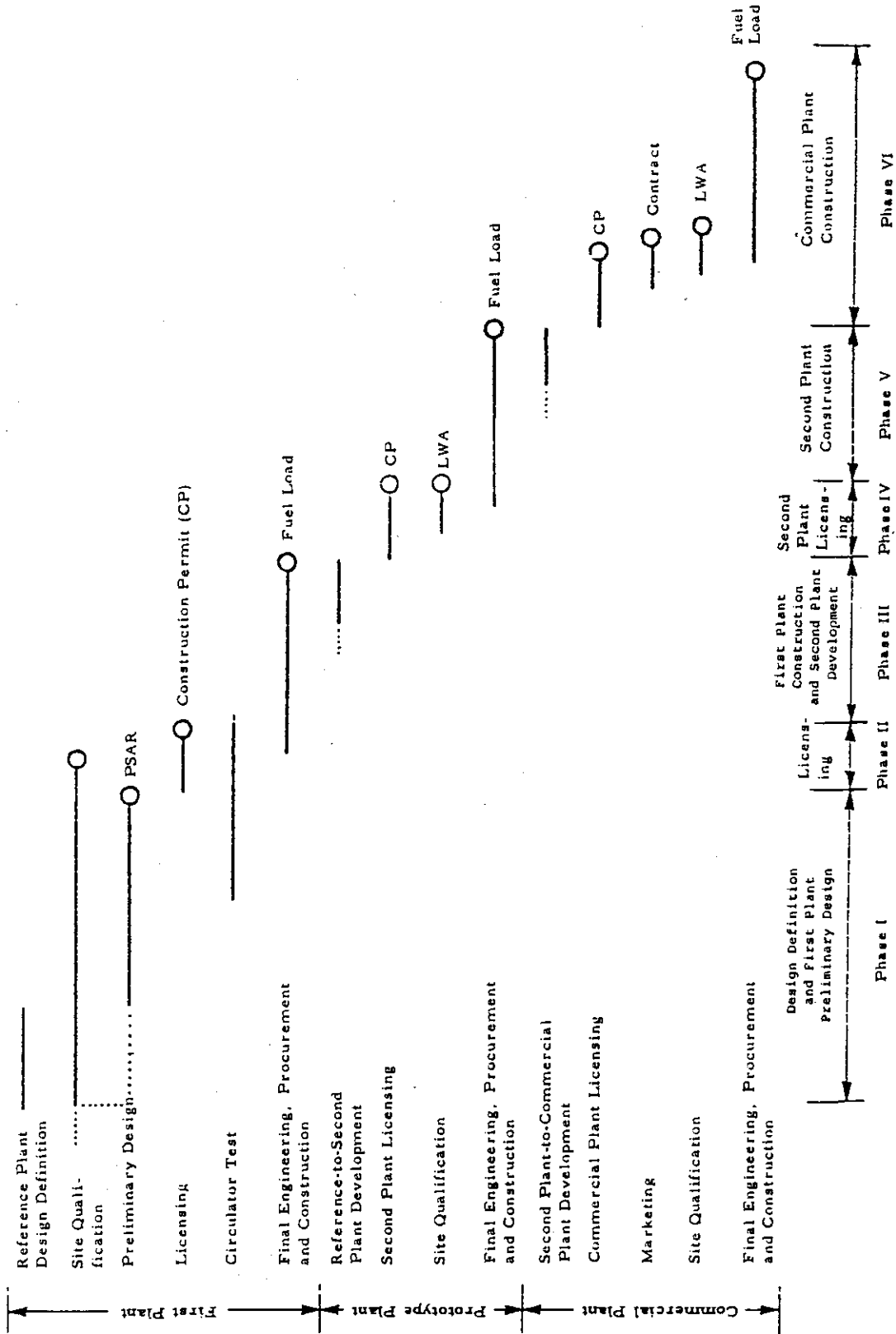


Fig. 19 米國GCFR開發計畫⁽²¹⁾

| | FY-79 | FY-80 | FY-81 | FY-82 | FY-83 | FY-84 | FY-85 |
|------------------------|---------------------------------------------------------------------|-----------------------|-------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------|-----------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------|
| <u>DESIGN:</u> HSSS | | <input type="radio"/> | | Complete Preliminary Design <input type="radio"/> | | | Complete 70% Engr'g Critical Systems <input type="radio"/> |
| CORE | | <input type="radio"/> | | | | | Complete Preliminary Design <input type="radio"/> |
| BOP | | | Select A/E <input type="radio"/> | Complete Preliminary Design <input type="radio"/> | | | Complete 70% Engr'g Critical Systems <input type="radio"/> |
| <u>LICENSING:</u> | | | Start PSAR & ER <input type="radio"/> | File ER <input type="radio"/> | File PSAR <input type="radio"/> | | |
| DEVELOPMENT CORE | | | | | Complete CFTL Loop <input type="radio"/> | Complete Prel. CFTL Tests <input type="radio"/> | |
| PHYSICS & SHIELDING | Complete Grid Plate Shielding Test <input checked="" type="radio"/> | | | | | Complete Core Shielding Analysis <input type="radio"/> | |
| SAFETY | | | Complete Smart Test <input type="radio"/> | | | | Install CRIST II Test Train <input type="radio"/> |
| COMPONENT | | | | Complete PCRV Clos. Tests Circulator Test Facility Schedule 44 Approval <input type="radio"/> | | Complete PCRV Thermal Barrier Tests <input type="radio"/> | |

Fig. 20 米 国 350MWe, GCFR 原型炉の開發計画⁽²¹⁾

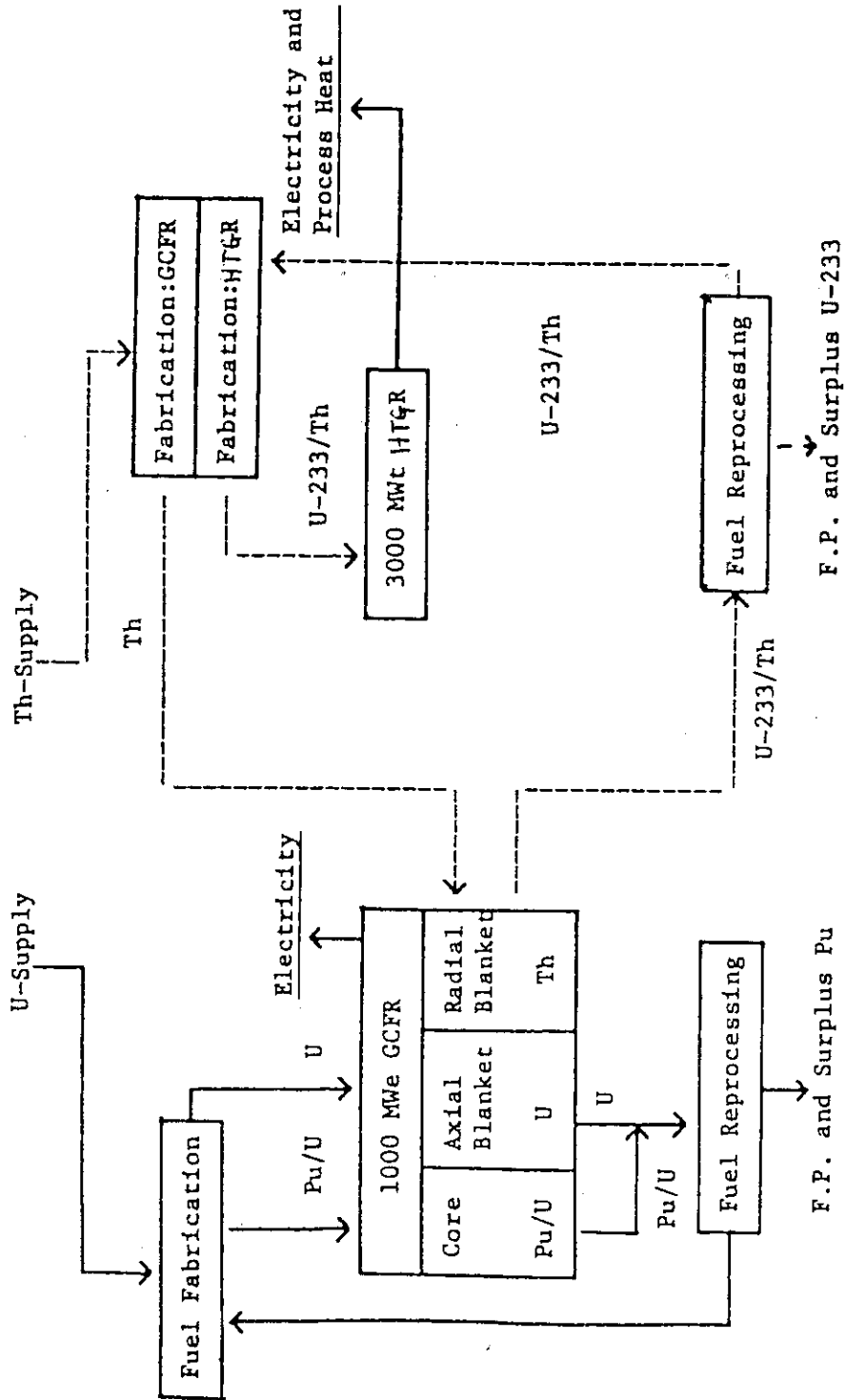


Fig. 21 GCFR-HTGR 共存システム