

JAERI-M
87-199

第4回「原子力におけるソフトウェア開発」
研究会報告集

1987年11月

炉物理研究委員会・原子力コード研究委員会
(編)藤井 実・大杉 俊隆・原田 裕夫・伊勢 武治

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、お申しこしてください。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 Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1987

編集兼発行	日本原子力研究所
印刷	日立高速印刷株式会社

第4回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会報告集

日本原子力研究所東海研究所

炉物理研究委員会・原子力コード研究委員会

(編) 藤井 実・大杉俊隆・原田裕夫・伊勢武治

(1987年11月5日受理)

本報告書は、昭和62年9月9～10日に、日本原子力研究所東海研究所において開催された第4回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会での発表論文の内容を収録したものである。研究会は炉物理研究委員会と原子力コード研究委員会の共催によって行われた。本研究会での発表論文の概要は、(1)原子力コードの開発と利用、(2)中小型次世代炉の研究開発の動向、(3)知識工学及びCAD/CAM、(4)ロボット工学に関するものである。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2の4

プログラム・組織委員会：

- 原子力コード研究委員会 — 佐野川好母、藤井 実、原田裕夫(原研)、高橋亮一(東工大)、
近藤 悟(動燃)、桜井史朗(三菱原子力)、鈴木忠和(原子力データセ
ンター)
- 炉物理研究委員会 — 金子義彦、伊勢武治、大杉俊隆(原研)、芳賀 暢(原工試)、白方敬章
(動燃)、西村達雄(コンピュータソフト開発)

Proceedings of the Forth Seminar
on Software Development in Nuclear Energy Research

Committee on Reactor Physics
and Nuclear Code Committee
(Eds.) Minoru FUJII, Toshitaka OSUGI
Hiroo HARADA and Takeharu ISE

Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 5, 1987)

These proceedings are the compilations of papers presented to the Forth Seminar on Software Development in Nuclear Energy Research held at Tokai Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), September 9 - 10, 1987. The seminar was organized in cooperation with Japanese Committee on Reactor Physics (JCRP) and Japanese Nuclear Code Committee (JNCC). The topics of seminar include the invited papers on the subjects: (1) Development and utilization of nuclear codes, (2) R&D trends in small and medium sized next generation reactors, (3) Knowledge engineering and CAD/CAM and (4) Robotics.

Keywords: Software, Nuclear Code, Small and Medium Sized Reactor,
Next Generation Reactor, Inherently Safe Reactor,
Knowledge Engineering, CAD/CAM, Robotics

Programme and Organizing Committee

JNCC - K. Sanokawa, M. Fujii, H. Harada (JAERI),
R. Takahashi (TIT), S. Kondo (PNC), S. Sakurai (MAPI),
T. Suzuki (NEDAC)
JCRP - Y. Kaneko, T. Ise, T. Osugi (JAERI),
K. Shirakata (PNC), T. Haga (NUPEC), T. Nishimura (CSD)

目 次

1. 開会の辞	1
金子義彦（炉物理研究委員会委員長）	
2. 原子力コードの開発と利用	2
座長：芳賀 暢（原工試）	
2.1 パソコンの原子力分野での応用	2
大竹 巖（アイ・エス・エル）	
座長：岡部一治（三菱原子力工業）	
2.2 原子炉熱水力過渡解析コード J-TRAC の開発の現状と今後の課題	18
村尾良夫（原研）	
3. 中小型次世代炉の研究開発の動向	49
座長：山地憲治（電中研）	
3.1 固有安全軽水炉	49
伊勢武治（原研）	
座長：安川 茂（原研）	
3.2 固有安全高温ガス炉	139
山田正夫，早川 均（富士電機）	
座長：白方敬章（動燃）	
3.3 固有安全高速炉の技術	161
服部禎男（電中研）	
4. 知識工学と C A D / C A M (Computer Aided Design / Manufacturing)	182
座長：鴻坂厚夫（原研）	
4.1 事故・故障再発防止支援用エキスパートシステムの開発	182
西山琢也（電中研）	
4.2 3次元プラントレイアウト計画 C A D システム（原子力発電プラントへの 応用）	192
好永俊昭（日立製作所）	
座長：浅井 清（原研）	
5. Autonomous Navigation, Exploration and Recognition Using the HERMIES-II B Robot	207
C.R. Weisbin 他（米国オークリッジ国立研究所）	
6. 閉会の辞	229
佐野川好母（原子力コード研究委員会委員長）	
付録 研究会出席者名簿	230

CONTENTS

1. Opening Address	1
Yoshihiko Kaneko (Chairman of Japanese Committee on Reactor Physics)	
2. Development and Utilization of Nuclear Codes	2
Chairman: T. Haga (NUPEC)	
2.1 Utilization of Personal Computers for Nuclear Engineering	2
Iwao Otake (ISL)	
Chairman: K. Okabe (MAPI)	
2.2 Status of Development of Thermal-hydraulic Reactor Transient Analysis Code J-TRAC and Future Plan	18
Yoshio Murao (JAERI)	
3. R&D Trends in Small and Medium Sized Next Generation Reactor	49
Chairman: K. Yamaji (CRIEPI)	
3.1 Inherently Safe Light Water Reactors	49
T. Ise (JAERI)	
Chairman: S. Yasukawa (JAERI)	
3.2 Inherently Safe High Temperature Gas-cooled Reactor	139
M. Yamada, H. Hayakawa (Fuji Electric)	
Chairman: K. Shirakata (PNC)	
3.3 Technology of Inherently Safe Fast Reactors	161
S. Hattori (CRIEPI)	
4. Knowledge Engineering and CAD/CAM (Computer Aided Design/ Manufacturing)	182
Chairman: A. Kohsaka (JAERI)	
4.1 Development of Expert System for Prevention of Abnormal Event Recurrence	182
T. Nishiyama (CRIEPI)	
4.2 Three-dimensional Computer Aided Design System for Plant Layout (Application for Nuclear Power Plant)	192
T. Yoshinaga (Hitachi)	
Chairman: K. Asai (JAERI)	
5. Autonomous Navigation, Exploration and Recognition Using the HERMIES-IIB Robot	207
C. R. Weisbin et al. (ORNL)	
6. Closing Address	229
Konomo Sanokawa (Chairman of Japanese Nuclear Code Committee)	
Appendix List of Participants	230

1. 開 会 の 辞

金子義彦（炉物理研究委員会委員長）

本日は、第4回のソフトウェア研究会に際しまして、御多用中のところ多数の方々にお集まりいただきありがとうございます。

今年は原子力長期開発利用計画改訂の年にあたり、昨年後半から原子力委員会を中心に今後の原子力研究の方向について広範な議論がなされました。新しい長計の骨子は次のようになっていると思います。原子力研究は30年もの歴史を経過し、1つの節目にある。つまり、軽水炉は、定着し高度化が問題とされるようになった。EBRの実用化は、当初計画よりかなり遠くにいった。

しかしながら、原子力の研究は終わったかというのではなく、先導的プロジェクト等の推進のほか技術フロンティアの展開を求めて、基礎基盤研究の充実を図るべきであるというのが基調となっており、具体的項目としては、材料科学、人工知能、レーザー技術、放射線リスク評価等があがっています。

これらの研究を進める上で、データベースの構築を含めて、ソフトウェアの果す役割は大きいものと思います。新しい分野の開拓に向かうときには、組織化が追いつかないこともあり、討論の相手が身の回りに居ないのが普通であります。そのような訳で、このソフトウェア会合で専門家の方々にお集まりいただいて、討論の相手を探していただきたいと思います。

さて、さきに述べましたように、関係者の方々の御努力で、この研究会も4回を迎えることができました。今年は所内のほか、所外の方々にも実行委員に加わっていただき、テーマ及び講師の先生方の選定をしていただきました。

また、原子力データセンターの御厚意により、人工知能の世界的権威であるオークリッジ国立研究所のWeisbin博士をお迎えして、お話をうかがうことになっております。私も非常に期待しております。最後にもう一度繰りかえさせてもらいますが、この研究会を通して、最適な討論の相手を見つけていただきたくお願い申し上げます。

2. 原子力コードの開発と利用

2.1 パソコンの原子力分野での応用

大竹 巖 (株アイ・エス・エル)

最近のパソコンの普及は目覚ましい。機種も多様多種になり、それに用いるソフトもかなりの機能を持つものが登場し始めている。ただしソフトに関して云うと、事務処理関連のソフトが多く、技術計算関連のソフトはあまり表立って出て来てはいない。

此々でお話する内容は、既に1年前に炉物理研究連絡会主催の「炉物理・夏期セミナー」でお話した内容とあまり大差ないが、ここ1年の間に新しく見聞きした情報を加えて述べてみたい。話は一応、核データ、炉物理・遮蔽計算、熱流動解析、プラント動特性、安全解析など原子力に関連する数多くの分野において開発されたパソコン・ソフトについて触れる。パソコンの利用法は、大別して2つある。1つは、本計算をパソコンにて行うもので、この場合、パソコンで処理するための特別なテクニックが必要となる。もう1つは、パソコンを前処理、後処理用に使用し、本計算はメイン・フレームにまかす方法がある。いずれにせよ、パソコンの最大の利点は、利用者とマシンの密接感、一体感にある。

2.1 Utilization of Personal Computers for Nuclear Engineering

Iwao OTAKE (I.S.L.Inc.)

Personal computers are widely and variously used in recent years. All kinds of personal computers are now available and their software begins to have good performance. But so far as software concerned, software for engineering calculations doesn't still not much appear in public.

The contents of present talk are not much different from previous ones that were told in last year at the summer seminar held by the Society of Reactor Physics Research, but some new informations will be added. Softwares relating to nuclear data, reactor physics and shielding calculations, thermo-hydraulic analysis, plant dynamics and reactor safety analysis will be told together with their calculation techniques of main program, pre-processing and post-processing.

Users-friendly environment is the best merit in utilization of personal computers.

1. はじめに

丁度1年前に、炉物理連絡会からの依頼を受けて、「炉物理・夏期セミナー」で今回と同様の内容の話を行なった。1年前と現在とでパソコンの分野の状況を比較すると、まずハードの進展と云うか変化が顕著であることが目につく。ソフトの移植性をほとんど考慮していないパソコンに、互換性を部分的に補うようなコンパチブル・マシン等が登場し始めた。また、パソコンの性能も、マイクロプロセッサの性能の大幅な進展によって、さらに上昇をみせている。十数年前に、ゼロックスのパロアルト研究所で提唱されたワークステーションの概念が、パソコンの上位機種によって達成されようとしている。パソコンは、個人の所有物として身の周りにあるコンピュータであり、したがって自分の意のままに作業環境を変革し、拡大してくれる道具なのである。個人が自分の思いのままにコンピュータを使用すると云う願望は、コンピュータを利用し始めた当初から有った。個人のワークステーション（作業場）としてのパソコンは、今後も性能が進展し、大巾に普及することは疑いない。

このようなコンピュータ環境こそ我々技術屋が待ち望んでいたものではないだろうか。IBM社の1983年の予測によると、1988年には米国ではエンジニア全員が、何らかのワークステーションを所有するものとしていた。米国に行くと、すでにこの様な状況が達成されているように感じられる。日本では、パソコンを大量に製造しているにもかかわらず、各エンジニアに1台と云う作業環境にはほど遠いように思えるのは私だけなのだろうか。ワークステーションと呼ばれるコンピュータの特徴は以下のようなものであろう。すなわち、従来のミニコン並みの処理能力、高度なグラフィック機能とネットワーク環境の機能を兼ねそなえた性能を有するものであると考えられているが、その根本の設計アーキテクチャとして、コンピュータ機能とオペレーション・システムとを調和させて、個性的に組みこむことを意図して作られたものであるべきであろう。現在日本でワークステーションと呼ばれて商品化されている機種は、32ビットのマイクロプロセッサを使用し、メイン・メモリーが1メガバイト以上、数10メガバイトの補助記憶装置と約1,000×1,000の画素を持ったビットマップ・ディスプレイ等がついたものである。この様なワークステーションが形成する作業環境は、技術者が要求して来た従来のパソコンの性能を大きく超えたマシンであり、この様なマシンがパソコンとして今日手のとどく範囲に入って来つつある。パソコンをとりまく世界は、大きく変化しつつある。

一方、パソコン用のソフトは、近年機能を充実させてユーザー・フレンドリーな環境を提供し始めてきた。但し、商品化されているものゝ多くは、事務処理関連のソフトで、技術計算用ソフトは特別な分野以外にはあまり普及していない。パソコンの原子力分野での利用は以下に述べるが、現状ではまだ利用度は高くない。高度の機能を持つソフトウェアの開発が必要である。

2. 原子力分野での利用

原子力技術は、大型計算機の性能の進展に大きく依存しつづけて来た。従って、原子力技術は大型計算機の性能に対して、高速化と大容量化とを要求するのが常だった。出来るだけ現実

に近いモデルを構築するため、次元数や時空間の計算メッシュ数を、制限値ぎりぎりまでに使って現象のシミュレーションを試みる姿勢は、炉物理解析、プラント熱流動解析など数多くの例にみられる。現在においても、スーパー・コンピュータ等の大型高速計算機の性能に対する原子力分野からのこれらの要求は、変わっていないのではなかろうか。

このような原子力分野において、パソコンの利用とはどのようなものになるのであろうか。パソコンの良いところは、ユーザー・フレンドリー、利用者とマシンの密着度の高さ、すなわち一体感があるということである。先に述べたワークステーションは、このことを目標にして設計されたものであり、人間とマシンとはこの点からも一対一対応になっていることが必須である。大型高速計算機を対象として作られて来た計算プログラムも、このような利用者との密着度の高い作業環境のもとで、もう一度パソコン用に作り直してみると、一味ちがったものになる。

有限要素法を用いた構造解析プログラムは、この良い例である。構造解析はもともと工学分野では要求度が高いものであり、そのためソフトウェアの開発と商品化は早くから行なわれて来た。従来の構造解析プログラムは、計算機の大容量化、高速化に伴って大形の計算システムになっている。しかし、このような大形のソフトウェア・システムになってくると、エンジニアが気軽に、自分の思うまゝに利用出来るような環境ではなくなってくる。計算作業を行う場合には、準備にかなり時間をかけ、十分な気くばりをしてミスを犯さないよう作業にあたらねばならない。

上記のような大形の計算プログラムによるラン作業の欠点を補うものが、パソコンの利用環境に存在する。パソコンで使用可能な有限要素法を用いた構造解析用ソフトウェアの主なものを表1に示す。この表で見られるように、ほとんどのソフトウェアが、大型のシステムを開発した機関が作成にあたっており、大型システムの縮小版のようにも見える。但しマトリックス解法は、パソコンの記憶容量に合せて、ウェーブ・フロント法、スカイライン法などを使用した効率の良い手法を採用している。パソコンで使用可能なソフトウェアについては、取り扱える問題の大きさに限りがあり、計算精度の点でも問題になる個所が発生する可能性がないとはいえない。しかし、これらの欠点にも増して、このようなパソコン上で利用出来る構造解析ソフトウェアは、利用者にとって最大の難点になっていた入出力の繁雑さを十分に解決している。このため、利用者はこのようなソフトウェアの利用を身近に感じることであり、利用頻度が増大するであろうことは疑いの余地はない。

構造物の形状、寸法は、会話形式でグラフィックス機能を使いながら自分の意のままに作成することが出来る。代表的なCADに対するインターフェイスを持っているものもあり、この場合CADで作成した形状を持ち込める。従って、複雑な構造物でも入力面白いほど容易に行なえる。出力の方も、カラー・グラフィックスを用いて応力のレベルに応じて色を変えるなど多様な出力が可能である。視点を様々に変えて見たいと思う所を自由に見ることが出来る。

有限要素法を用いた構造解析ソフトウェアは、利用者も多く、利用度も高いだけに上記のように機能の高い商品化が可能となった。ソフトウェアも原子力分野で広く利用されているのであるが、無論原子力分野のみというものではない。以下では特に原子力分野において利用されている、または将来利用されるであろうパソコン用ソフトウェアの幾つかの例を順次見ていく

ことにする。

(1) 核データ

構造解析とは色々な面からかけ離れているにもかかわらず、今後パソコンの利用が増大するものと考えられるのが核データ評価作業である。この作業は、将来データ・バンク構想に組込まれ、その中核に位置付けられるものと思えるが、現在の核データ評価活動は、ボランティアによって支えられている。その結果、開発又は整備されたソフトウェアは、何の制約も受けず自由に研究者間を移動する。パソコン上で動くソフトウェアであれば、この交流の度合は大巾に増大する。パソコン間のデータの交流も今後盛んになるであろう。

利用されているソフトウェアは、前平衡過程を統計モデルを使用して非弾性散乱断面積、放出粒子スペクトル等を計算するコードGNASH、光学モデルによる断面積計算コードELIESE-3、DWBAで中性子非弾性散乱計算をするコードDWUCK、前平衡理論と多段階蒸発理論を用いてしきい反応断面積を計算するコードPEGASUSがある。これ等のソフトウェアの多くはメイン・フレーム用のもののパソコン版である。

核データ・ファイルそのものではなく、ある程度利用者の要求に応じて処理したものをフロッピーに入れて配布することは現在考えられている。物性値等をデータ・ベースとして商品化している例は最近よく見うけられるが、データの利用法としては同じ範疇のものである。

(2) 炉物理

炉物理計算とコンピュータとの関係には、長い歴史がある。炉物理屋は常にコンピュータの発展には注目しつつ来て。従って小さなパソコンでもこの例外ではないであろう。パソコンの炉物理・遮蔽計算での利用は、最近とみに拡大しつつある。以下にこの分野での利用の例を述べてみよう。

炉物理計算を行うための炉定数または格子定数を作成する計算プログラムは、簡易モデルを使うとすれば比較的小さなプログラムですむ。この場合計算時間もあまりかゝらないので、パソコン用にも利用可能である。例を挙げると、米国MITで教育用に作ったセル・バーンナップ計算プログラムは、2群拡散計算で軽水格子の計算を行うもので、約400桁程度、10Kメモリー以下で処理出来る。

次に炉物理計算でよく利用される多群1、2次元拡散計算コードの例について述べる。1次元多群拡散計算コード1DXは、メイン・フレーム用に作られたものであるが、パソコン用にするため入力モジュールを加えたり、出力プリントを縮小したりしている。2次元多群拡散計算コード2DBも、1DXと同様にパソコン用に書き換えられている。表2に、両計算コードのパソコン版におけるライン数、ファイル容量(ソースおよび実行時)を示す。パソコンによる計算時間は、無論解くべき問題によって大きく異なるが、1DXによる10群の実効増倍率計算で約15分、2DBによる同様のケースの2次元計算で数時間を要する。

軽水炉の出力分布計算に一般的に使われているノード法を用いた3次元解析コードNODE-P、FLAME3、SIMULATE等のメイン・フレーム用のコードは、すでにパソコン版が全て作成されている。

発電プラントに対する実用例としては、炉心燃料管理におけるパソコンの利用がある。炉心燃料管理は、燃料棒の濃縮度を燃料集合体内への配置を含めて設定したり、ポイズン添加

量を決めたり、装荷燃料集合体および排出する燃料集合体を指定するなどの作業を行うものである。この場合、炉心内の出力分布の計算、炉心燃焼計算は、FLARE, NODE-P, NODE-B等の3次元解析コードを、メイン・フレーム上でランすることによって行う。パソコンは、メイン・フレームで行う計算の前処理、後処理作業等それ以外の全ての作業を受持つ。

前処理、後処理を含めた炉心燃料管理の計算は、燃料集合体単位の計算と、炉心全体に渡る計算とに分けて行なう。新しい燃料集合体が炉心に装荷されるか、または燃料集合体間でシャッフリングが行なわれる場合、燃料バンドルにはタグ・ナンバー（ラベル）が指定され、燃料集合体に関連するデータは、このナンバーで引出し利用する。このデータには、バンドルの濃縮度、バンドル型式、バンドルの無限増倍率(k_{∞})、バンドル燃焼度などが含まれる。したがって、もし炉心の出力分布、燃料交換サイクルに依存した燃料燃焼度、反応度マージンに対する制限値などのいずれかを計算したい場合、炉心内の燃料配置を適宜タグ・ナンバーを使って、自由自在に変更することにより炉心計算を行なうことができる。図1は、前処理を行う場合の一部の変数を、また図2はNODE-P2コードで計算した3次元の出力を、CRTスクリーン上に表示したものである。

(3) 遮蔽計算

遮蔽計算用の計算コードには、大型計算機を使用しても数十時間かかるような大型計算コードも無論あるが、小さくて小回りがききパソコン用にうってつけのものも数多くある。遮蔽計算は、今やかなり一般化している。専門家以外の隠れた計算コードの利用者が、数多く存在するものと思われる。したがって、パソコン用の遮蔽計算コードの作成は、今後急速に増大するものと予想される。

遮蔽計算コードの収集については、米国オークリッジ国立研究所の遮蔽情報センターが有名であるが、このセンターからは、既に5年前よりパソコン用の遮蔽計算コードの登録の要請が出ている。現在、一般によく知られている遮蔽計算コードとして、ANISN-W, QAD-CG, ISOSHL D等の計算コードがパソコン用として登録されている。上記の3コードは、いずれも大型計算機で走っているものであるが、登録されたものはパソコン版に書き換えられたものである。これらの計算コード以外にも、最初からパソコン用に作られた計算コードもかなり登録されているが、これらの計算コードも含めて、パソコンに向けた計算手法は遮蔽計算には数多くみうけられる。

(4) 熱流動解析

熱流動解析の分野にも数多くの計算コードがあるが、ここで述べる例は、炉心熱流動解析に頻繁に用いられているCOBRAコードのパソコン版である。このCOBRAコードのパソコン版は、COBRAPCと呼ばれ、B&W社で作成されたものである。計算は、燃料棒配列内の定常および非定常時流速分布、温度分布、エンタルピー分布を求めることを目的に行なわれ、これらを隣接するサブチャンネル間のクロスフローと乱流拡散に基づく混合を考慮して解析する。本コードは、COBRA計算コード・シリーズのうち、COBRAⅢCを元にして作られたものであり、メイン・フレームで動く炉心熱流動解析コードVIPRE, LYNXT等に含まれているような許認可用計算モデルおよびその他の利用環境が備えられている。

このCOBRAPCに含まれているような許認可用計算モデルは、“ワン・パス・モデル”と呼ばれ、クロス・フローの様々なパラメータを、エネルギー、軸方向および横断面の運動量方程式内に入れこみ、計算値を実測値に一致させるように調整して使用されている。この“ワン・パス・モデル”と呼ばれる計算機シミュレーションでは、1つのサブチャンネルまたは多数のサブチャンネル、1つのバンドルまたは多数のバンドルを適宜モデル化するために、スケーリング（規模の縮尺）を正しく把握することが重要になってくる。

COBRAPCは、FORTRAN 77で書かれており、コンパイル時のデックで約260KB（単精度）の計算機容量を必要とする。表3には、計算作業を行なう場合のCOBRAPCコードの制限値が示されている。COBRAPCを使用した場合の計算時間は、定常解析の場合約2.5分、非定常解析で約20分かかるとのことである。

COBRAをパソコン用に書き換えた理由としては、COBRAコードそれ自身が広く世界中で受け入れられていること、プログラムの構造がパソコン用に向いているということを、作成者が挙げている。

汎用のパソコン用ソフトウェアとして、熱輸送と流動とを分けて取り扱うものは、先に述べた有限要素解析ソフトウェアの一部として利用出来るものがある。汎用熱流体解析用ソフトウェアとしては、Create社のFLUENTがあるが、広範囲な熱流体問題の定常および非定常解析を取り処える。

(5) プラント動特性

プラント動特性解析は一種のシミュレーション解析であるが、時空間の細分化、ある場合はモデル化が問題であり、この問題の取り扱い方によって計算時間が大巾に変化する。特に空間を細分化して解析すると、ぼう大な時間がかかるので、メイン・フレームを使用した計算が通例である。プラントの過渡変化を追っていく場合、実経過時間の10分の1程度で計算を行なうよう求められるので、この面からも計算速度と重要となる。このようなプラント動特性解析にパソコンを使用するとなると、10MIPS程度の計算速度は必要で、最新鋭のパソコンでもまだちょっと手がとどかない。ANLのP. Tzanosが、LMFBRの炉心およびIHXにおける熱過渡現象を、10個程度の少数ノードで解く方法を提案している。この方法を使用した場合、IBM3033でランすると計算時間は実経過時間の十数分の1であると云うことである。計算手法を一工夫すれば、パソコンの性能アップと合まって近い将来解析が可能になるであろう。

プラントの定常ヒート・バランスおよび外乱に対する熱過渡現象をモデル化して解析するソフトウェアとして、計算時間のかかる部分はメイン・フレームにまかせて前処理および後処理作業をパソコンで行うものがある。このソフトウェアで行なった原子力発電プラントのヒート・バランスの計算でのCRT上のディスプレイを図3に示す。メイン・フレームで行う熱過渡解析に、MMS（モジュラー・モデリング・システム）を用いた例を図4に示す。

(6) 安全解析

まずフォルト・ツリー解析におけるパソコンの利用について述べよう。フォルト・ツリー構築にパソコンを使用することは、一般化しつつある。現在わが国の多くの機関で採用し、利用されているフォルト・ツリー解析プログラムSETSのような通常メイン・フレームで使

用するものにも、FTDRAWのようなフォルト・ツリーをプロットするサブ・プログラムがついているが、小さなサイズのフォルト・ツリーにでもメイン・フレームを動かしてプロッターを使用するのでは躊躇してしまう。この場合パソコンは非常に便利で、500程度の事象で構成されるフォルト・ツリーであれば、パソコン用でツリーを構築し、そのツリーよりSETS等のメイン・フレームのプログラムの入力を作成出来る。

パソコンでフォルト・ツリーを構築するための最近の手法として、エキスパート・システムを使用したソフトウェアFTCAがある。このソフトウェアでは、事象間の関係を知識ベースとして、思いつくままに順序を考慮せず入力していけば、フォルト・ツリーを構築し、ロジック・ループが起きているかどうかのチェックもやってくれる。FTCAで構築したフォルト・ツリーの一部を、図5に示す。

システムの系統図より計算モデルを作り、システムの信頼性を確率論的に評価する計算プログラムGOは、フォルト・ツリー解析と同様にフォルト・セット、すなわち頂上事象に到る要因となり得る基本事象も決定するプログラムである。このGOプログラムをメイン・フレームでランさせるための前処理、計算結果を整理する後処理の作業をパソコンで行うソフトウェアがある。このソフトウェアで、蒸気発生器の放出ヘッダー部の信頼性解析を行なった例を、図6に示す。この図に見られるような、いわゆるGOモデルは、パソコン上でいとも簡単に作成出来るため、入力作業の大巾な省力化が図れる。出力についても、利用者の意のままに編集して様々な形式で表示出来るようになっている。

軽水炉用の熱水力安全解析コードRELAP、TRAC等を使用して発電プラントの熱水力過渡解析を行う場合、多大の人と時間を必要とする。こゝでは、この入力作業の省力化のためのパソコンを利用した2つの方法について述べる。その1つは、データ・ベース・マネージメント・システムを使用したもので、Sciencetech社が作成したSTOREと云うソフトウェアである。このソフトウェアは、多重ファイルのリレーショナル・データ・ベース構造を持つもので、9個のデータ・ファイル、すなわち設計データ、プラント・メーカー、プラント・データ、入力デッキ、研究機関、過渡事象、QA、参考資料、デッキ情報のファイルから成り立っている。RELAP、TRAC等で発電プラントの過渡現象を解析した情報は、上記データ・ファイルに従って貯めていく。出来上がったデータ・ベースは、新しいケースの解析の入力作成に役立てる。

もう1つの方は、もっと大きなシステムで、NPDB (Nuclear Plant Data Bank) と呼ばれているもので、これもSciencetech社によって作られている。NPDBの目的は、発電プラントの設計諸データの貯蔵と、それ等のデータよりRELAP、TRAC等の熱水力コードの入力を自動的に作成することにある。NPDBのシステムの流れを、図7に示す。発電プラントの諸データは、プラントの各系統、各コンポーネント毎に階層的に貯蔵される。各コンポーネントは、図8の原子炉容器および内部構造物、図9の蒸気発生器の例に見られる如く、概略図、寸法、主要特性曲線等が有ればその表等をデータとして保存してある。

3. おわりに

此々に紹介したパソコン用のソフトウェアは、私が見聞きしたもので、無論これ等以外にも多くの興味あるソフトウェアが存在することは疑いない。また、これ等のソフトウェアのほとんどのものが米国製で、しかも数人のエンジニアを保有する小企業で作られたものが多い。米国では、DOE、NRC等の国家機関が、小企業からの提案を求めており、アイデアさえ良ければ Small Business Contract が結ばれる。この契約に基づく作業の成果が良ければ、次年度の契約金額は初年度の4倍に増額される。わが国にもこの様な制度がなければ、ユニークなソフトウェアの開発は望めないであろう。

表1 パソコン用有限要素解析プログラム

システム名	プログラムの種類	特徴
ANSYS-PC	線形構造解析 伝熱解析 最適設計	大形電算機用ANSYSはNASTRANに次いでユーザーが多い。 要素ライブラリには、要素13種類を登録。 複合材解析、座屈解析機能は無い。
COSMOS/M	線形構造解析 伝熱解析	SAPの最上位バージョンCOSMOSのパソコン版。要素ライブラリには、要素21種類を登録。 複合材解析、座屈解析はできない。 解ける問題のサイズが大きくない。 CADに対するインターフェースを持っている。
NISA-PC	線形構造解析 伝熱解析 最適構造設計 疲労・破壊解析 3次元流れ解析	パソコン以外にもミニコン、大形コンピュータなど幅広い機種に対応。 複合材解析機能も入っている。 要素ライブラリに30種以上の要素を登録。 代表的なCADに対するインターフェースを持っている。(CADKEY, AUTOCAD, CADAM)
MSC・PAL2	線形構造解析	NASTRANを開発したMSC社の開発。 使える要素は6種類しかなく、ソリッド要素は無い。解ける問題のサイズは極めて小さい
GIFTS-6	線形構造解析	アリゾナ大で開発したGIFTSのパソコン版SAP, NASTRAN, ANSYS, ASKA等とのインターフェースおよびCADとのインターフェースを持っている

表 2 1DX, 2DBのサイズ・パラメータ

パ ラ メ ー タ		1 D X	2 D B
FORTTRAN	桁数	2377	2531
ソース・デック	(KB)	178	190
実行デック	(KB)	256	254

表 3 COBRAPC コードの制限値

チャンネル数=20
クロス・フロー・ギャップ数=30
軸方向ノード数=61
燃料棒数=15
軸方向出力の入力数=30
スペーサー・グリッド数=10
スペーサー・グリッド型式数=5

DEMO>F._FRM>DEMO

:06/04/84 22:

[illegible]

INPUT VARIABLES FOR FUEL SHUFFLING CALCULATIONS

Description of this case: Test

JOBID: job1

CASEID: cas1

```
Core thermal power:          2000.0 Mw
Boron concentration:         1000.0 PPM
Core inlet temperature:      500.0 DegF
Lead bank position:          228 Steps withdrawn
Type of search:              1
                             (0=eigenvalue, 1=boron, 2=power)
Save on history file (Y or N):      N
```

NOTE: You can prepare several cases; however, each case is an "independent" run. That means: flat guess for initial power, steady state xenon, and history file is not read.

ESC: Top Menu

SF10: Done

F10: Field Select +F10

図1 炉心燃料管理の前処理作業

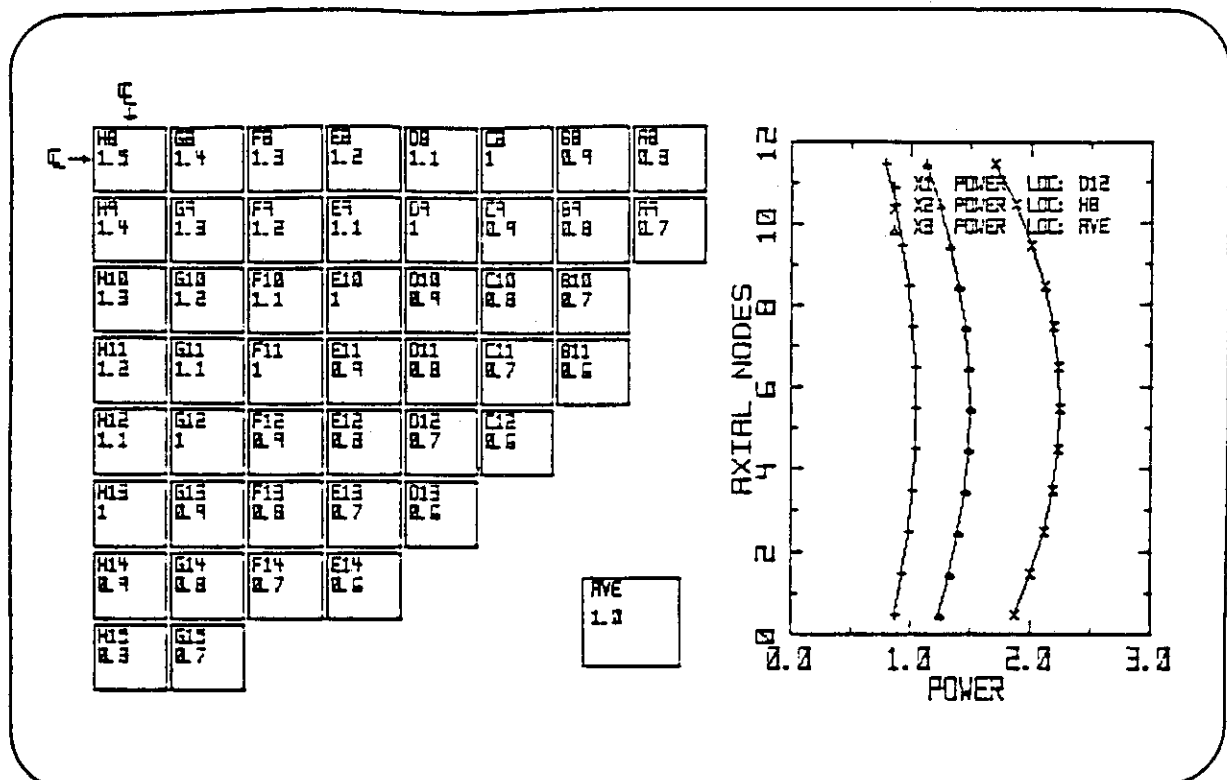
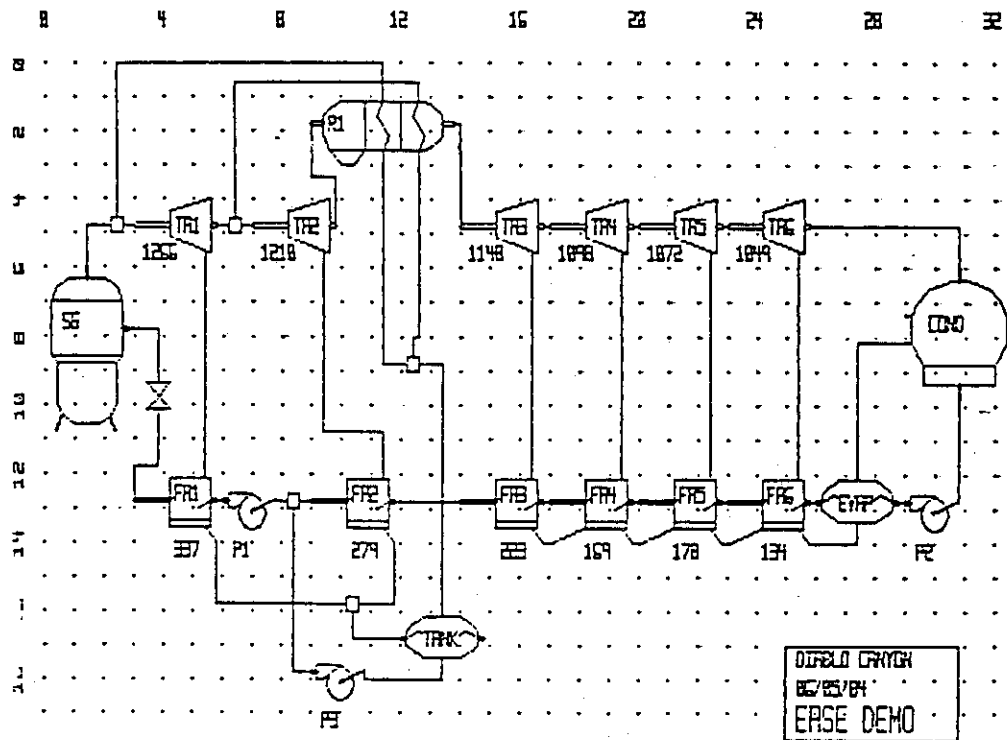


図 2 3次元出力分布のCRTディスプレイ



F1=HELP VARIABLE- SELECT PRINT SET VIEW
SF10=DONE

図3 発電プラントのヒート・バランス計算

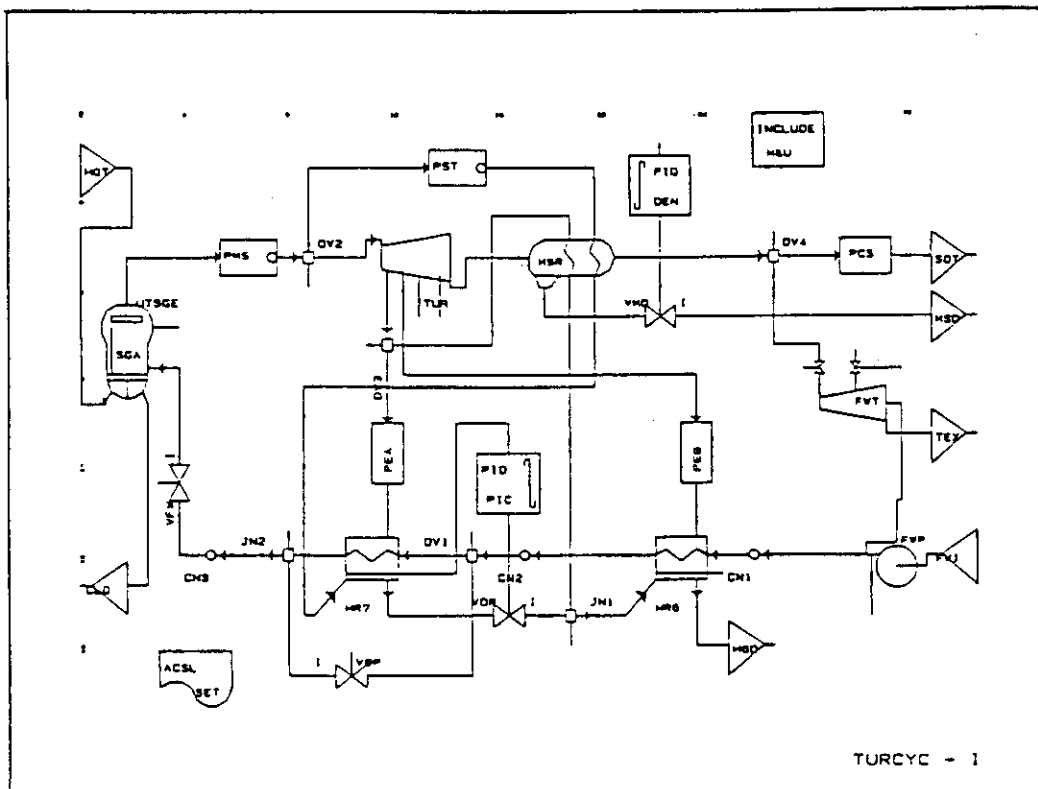


図4 発電プラント2次系の熱流動解析

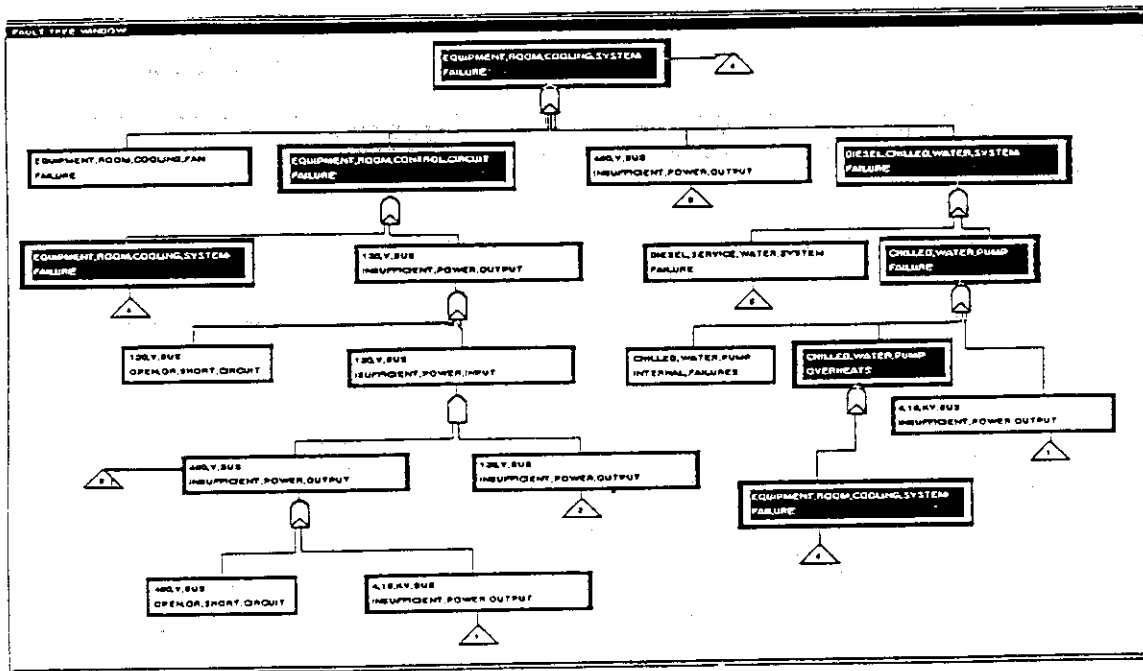
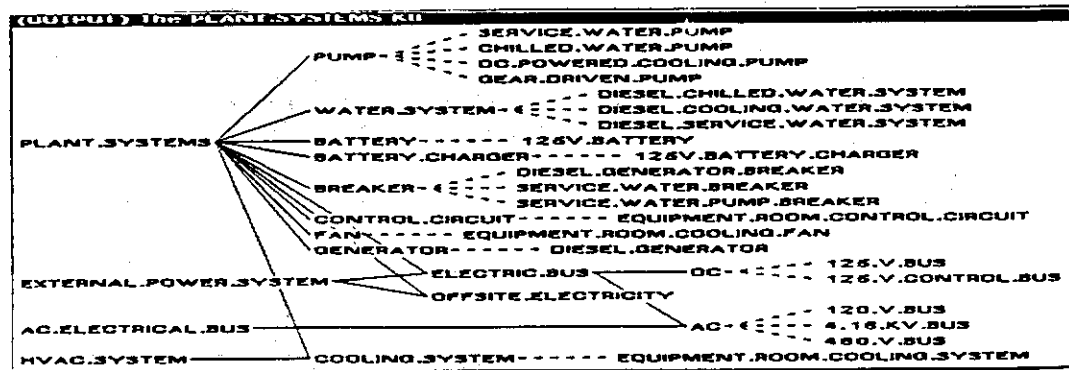


図5 FTCAの知識ベースと構築されたフォルト・ツリー

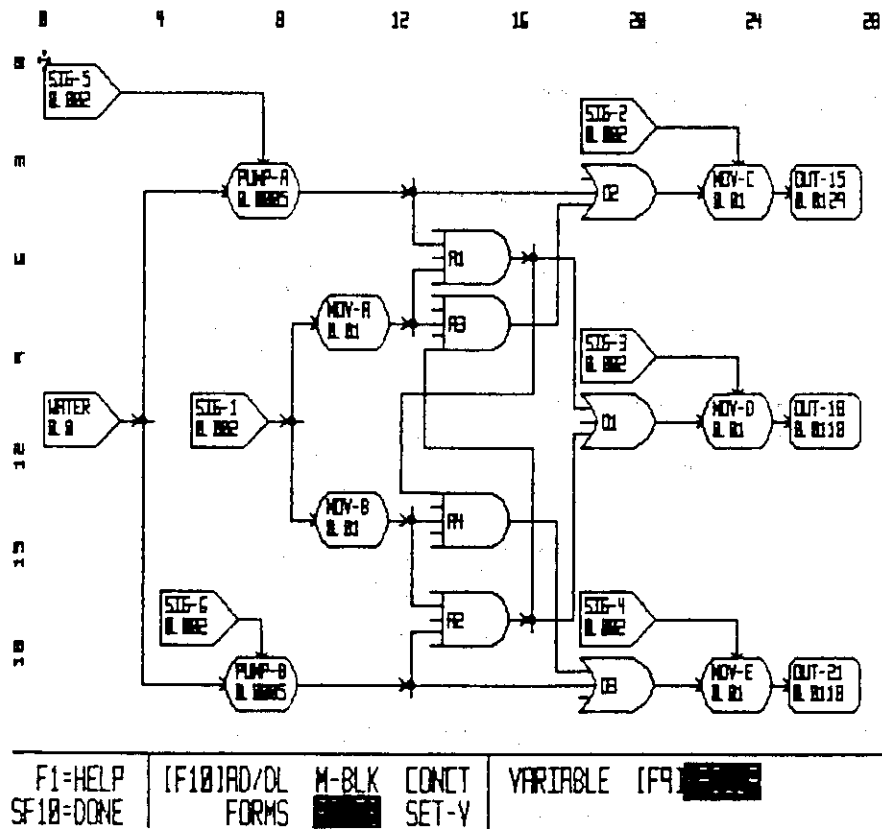


図6 蒸気発生器ヘッダー部のG Oモデルと信頼性評価値

NUCLEAR PLANT DATA BANK STRUCTURE

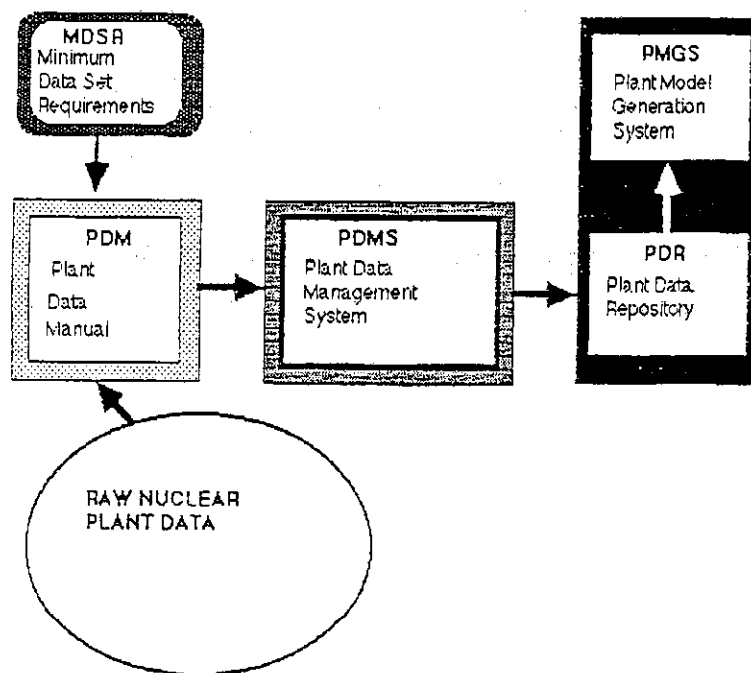


図7 発電プラント・データ・バンクの構成

D.ZION-1.RXCOOL.VESSEL.MODEL

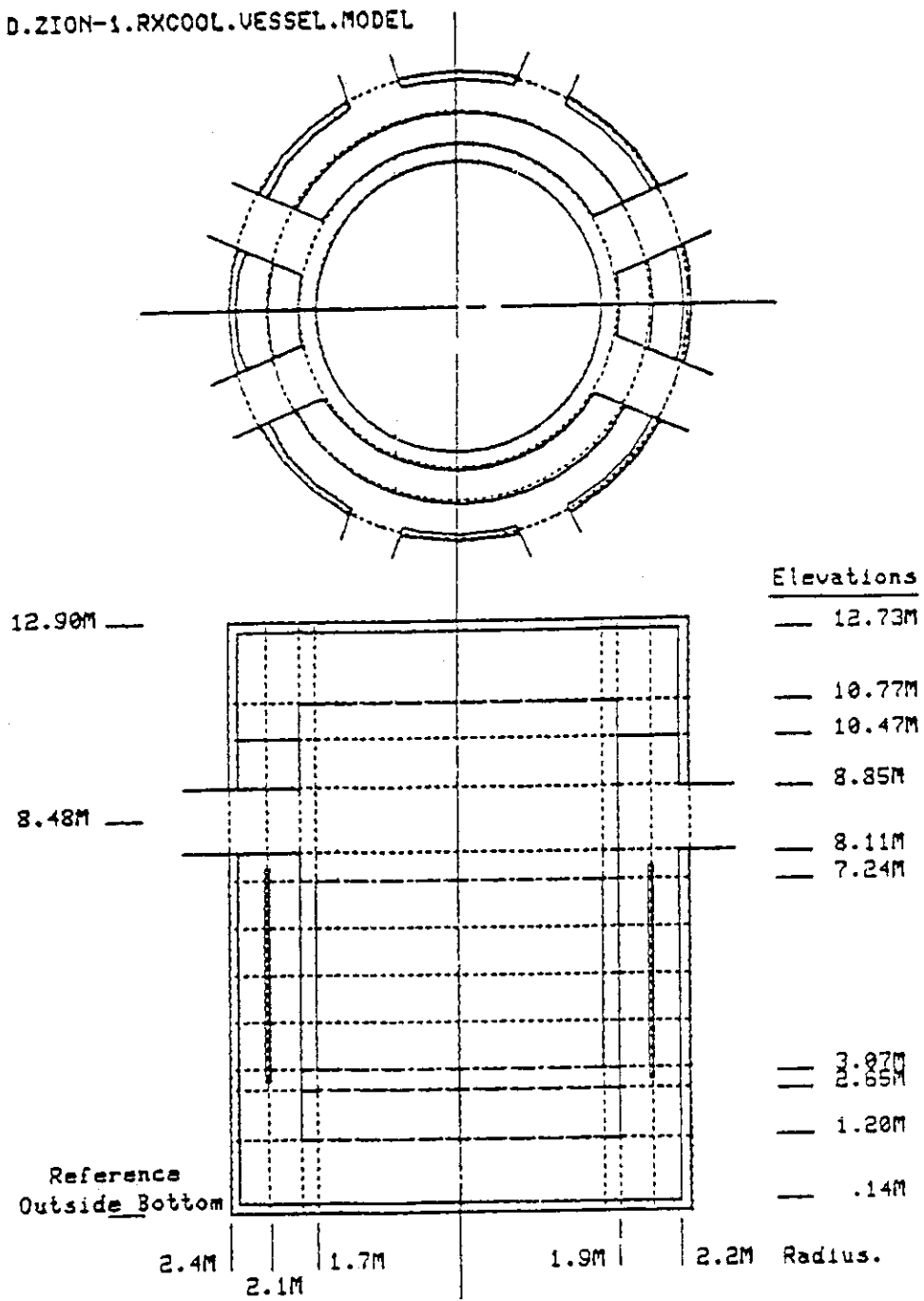


図8 N P D B 内蔵の原子炉容器諸データ

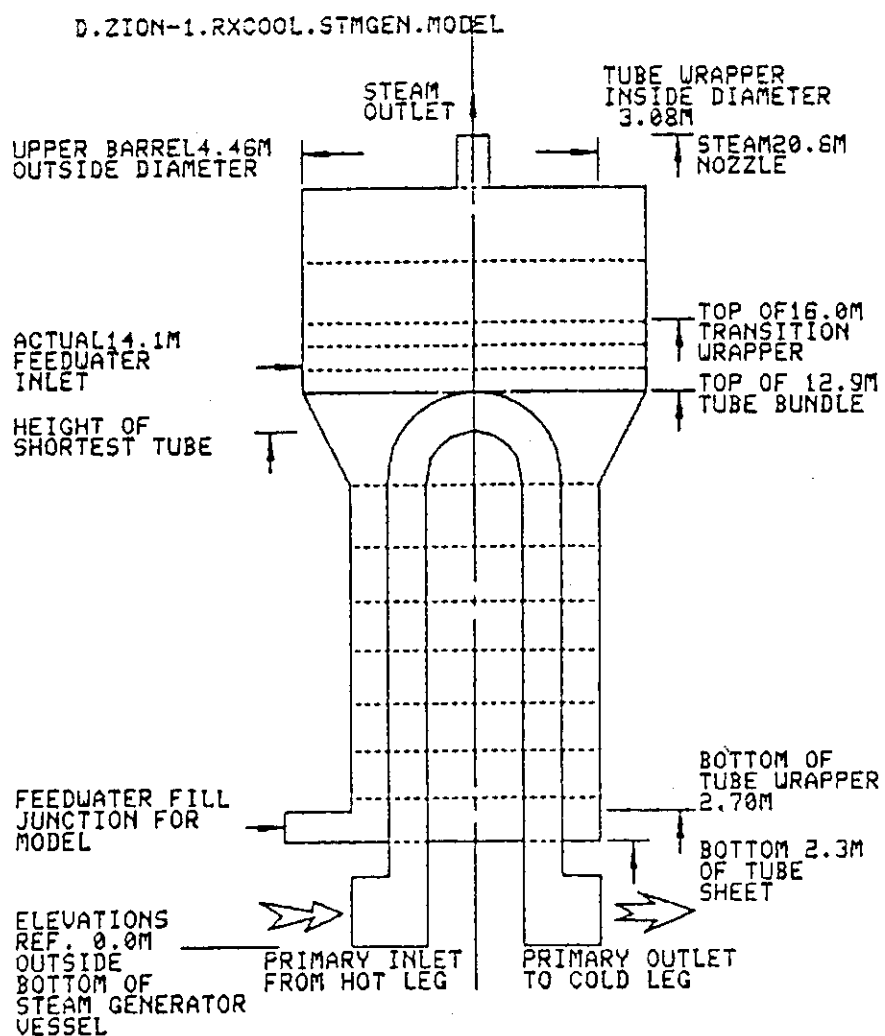


図9 N P D B 内蔵の蒸気発生器諸データ

2.2 原子炉熱水力過渡解析コード J-TRAC の開発の現状と今後の課題

村尾良夫（原研）

原研では、原子炉熱水力過渡解析コード J-TRAC の開発を進めている。本コードは、米国で開発された TRAC-PF1/MOD1 コードを骨組として使用し、TRAC-PF1/MOD1 の熱水力モデルを改良し、原子炉過渡事象を高精度に予測できるようにするものである。

第1段階としては、大型再冠水試験の結果をよく予測した再冠水解析コード REFLA に使われている熱水力モデルの組込みと他の修正を要するモデルの改良を計画している。J-TRAC コードは、改良型安全評価コードの校正並びに妥当性の評価と PWR の過渡事象の数値シミュレーションに使用することを意図したものである。

1984 年から、TRAC-PF1/MOD1 のコードの構造、数値解法と相関式の分析を始め、コードの改良、維持のための技術の習得に努めている。又、どの熱水力モデルを改良すべきであるかを知るためにコードの機器内現象予測能力の評価を開始した。1985 年から、REFLA コードのモデルの組込みとコードの総合評価を開始した。

本報告においては、次の事項の説明を行う。

- (1) 再冠水解析コード REFLA の熱水力モデル
- (2) REFLA モデルの TRAC-PF1/MOD1 への組み込み
- (3) 機器内現象予測能力の評価で見い出された TRAC-PF1 コードの主な問題点
- (4) 典型的な大破断 LOCA 実験に対する総合評価結果
- (5) J-TRAC コード開発の将来計画

2.2 Status of Development of Thermal-hydraulic
Reactor Transient Analysis Code J-TRAC
and future plan

Yoshio MURAO (JAERI)

Thermal-hydraulic reactor transient analysis code J-TRAC is being developed in JAERI, by using US-developed TRAC-PF1/MOD1 code as the framework of the code and by improving the thermal-hydraulic models in order to establish the capability of realistic simulation of reactor transients.

In the first step, intended are incorporation of the thermal-hydraulic models built in the reflood analysis code REFLA, which is successfully able to predict the results of the Large Scale Reflood Test, and improvement of other necessary models to be modified. J-TRAC code is expected to be used for the calibration or justification of the advanced licencing codes and the numerical simulation of the transients in PWRs.

Since 1984, TRAC-PF1/MOD1 has been investigated on the code structure, the numerics and the constitutive relations in order to obtain the technique for improving the code and maintenance of the code. And the component-wise assessment of the code has also been performed in order to know which thermal-hydraulic models should be improved.

Since 1985, incorporation of models built in the REFLA code and the overall assessment of the code has been performed.

In this presentation, the followings are explained:

- (1) Thermal-hydraulic models in reflood analysis code REFLA,
- (2) Installation of REFLA models into TRAC-PF1/MOD1,
- (3) Major problems of TRAC-PF1 code found in the component-wise assessment,
- (4) Results from the overall assessment for typical large break LOCA experiment,
and
- (5) Future plan on J-TRAC code development.

1. 序 言

軽水炉の安全性においては、運転条件から著しく逸脱した広範囲な条件での伝熱流動の予測を行う必要がある。すなわち、起こりうると考えられる最も厳しい条件またはより厳しく設定された条件での過渡事象を十分な安全裕度を持って予測する必要がある。また制御系との干渉、運転員の操作との干渉を現象の予測に考慮しなければならない。それゆえ、予測法の妥当性の検証が困難であった。

例えば、初期の安全評価解析に用いられた手法（RELAP2, 3等のLOCA解析コード）は、既存の知識と保守的な仮定を組み合わせで開発されたものであり、検証は行われていなかった。安全評価手法の実験的検証の必要性を最初に示したのが、Semiscale実験⁽¹⁾の結果である。すなわち、压力容器単体のブローダウン等の基礎的実験の後、1970年11月から翌年2月にかけて行った6回の蓄圧注入系を用いた非常用炉心冷却系（ECCS）実験で、注入水が炉心に向かわず破断口から流出してしまう、所謂ECC水のバイパスと呼ばれる現象が観察された。それ以来、ECCS作動時の1次系の熱水力学の挙動に関する研究、とりわけ全システムを備えた試験装置による総合実験と、それらの研究成果を採り入れた安全解析コードの開発が進められた。また、現象のモデル化のための多くの個別効果実験が行われた。

RELAP4等の安全解析コードはこれらの研究の成果を取り込んで、信頼性の高いものになってきた。これらのコードを改造し、安全審査の立場から安全解析の評価指針を満足し、かつ現象の把握が不十分な部分をカバーするため、必要な部分を保守的な（より厳しい）予測を与えるモデルで置き換え、解析の結果が「現実の事故がこれよりも悪くならないような予測を与える」ような安全評価コードWREMが作成された。⁽²⁾ 原研においては、これらのコードの改良が行われるとともに、ROSA実験、大型再冠水実験などが行われて、コードの検証、モデルの改良等が行われた。

1979年3月28日、米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号機（TMI-2）の事故は、事故発生条件の厳しさと事故の結果の厳しさとの関係を改めて問うた形になった。また、運転上、「事故はこれ以上にならない」という安全評価解析もさることながら、「運転員には事故がどう見えるか」という観点からも事故事象を把握すべきであると認識されるようになった。

そして、小破断の冷却材喪失事故等の実験、解析が進められるとともに、現象をリアルに予測する最適予測コードの開発が行われてきた。

そして、安全性に関係した事故事象の物理的現象把握は、大きく前進し、二流体モデルを用いた最適予測コードTRAC-PF1⁽³⁾、RELAP5⁽⁴⁾、TRAC-BD1⁽⁵⁾等の信頼性、予測精度も大きく向上した。

原子炉過渡解析コードTRACは、PWR用の汎用の三次元二相流解析コードとして代表的なものであり、1970年代から、米国ロスアラモス国立研究所で開発されてきた。本コードは、日、米、西独による大型再冠水三国研究協力取極（通称2D/3D計画）の下で、日本と西独の大型試験装置による再冠水時の三次元二相流動伝熱試験の解析に使用されてきた。再冠水現象は、安

全解析上、軽水炉の大破断冷却材喪失事故時のブローダウン期以降での非常用炉心冷却系（ECS）による炉心の再冠水時に、炉心の燃料温度が最高温度を示すので重要な現象である。しかし、原子炉内の圧力が低いところの現象であり、気液の密度比が大きく、かつ炉心燃料表面温度が高く伝熱面に水が付着できない状態での特殊な二相流動伝熱であり現象の物理的説明は不十分であった。

TRACコードは、TRAC-P1A、PD2、PF1と新しい版ができており、現在、PWR用Fast版の意味のTRAC-PF1が用いられている。原研で行われた大型再冠水試験のシミュレーション解析をTRAC-PF1コードを用いて行ったところ、炉心燃料の温度計算は比較的良好なものの、炉心内の水の分布は正しく模擬されていなかった。

原研では、TRAC-PF1コードの炉心型水力モデルが正しくないと判断し、原研で開発した再冠水最適予測コードREFLAの炉心熱水力モデルをTRAC-PF1/MOD1コードへ組込んだ原研版のTRAC（JAERI-TRAC、通称J-TRAC）の開発を決定した。なぜならば、米国は、燃料温度の予測が比較的良好であったことと原研の大型再冠水試験で見られた炉心内の多量の水の存在を示すデータの解釈について半信半疑であったため、炉心熱水力モデルの改良について積極的でなかったからである。

原研が独自の路線をとった他の理由は、米国のTRAC-PF1コードが実際には、高度な安全解析用コードを目標としていると考えられるのに対して、原研は、現象をできるだけリアルに予測する高精度な最適予測コードの開発を目標としているからである。

従来、安全評価用コードの妥当性を検証するために、大型実験を行い、コードの予測値が実測値に対して保守性があるか否かを評価してきた。しかし、将来、適用性の広い数値シミュレーション法が確立できれば、大型実験のかわりに最適予測コードによる数値実験の結果と安全評価用コードの予測結果を比較することによって安全評価コードの妥当性の検証ができる。このような方法により、大型実験への投資の必要性が減り、経済的にも時間的にも有利になる。又、最適予測コードがさらに高精度なものになれば、安全評価コードの保守性の検証のみならず、設計計算、運転特性評価用の数値実験に用いられるであろう。

J-TRACコードの開発は、1984年に開始し、まず、TRAC-PF1/MOD1コードの構造、数値解法と相関式の分析ならびにコードの改良、維持のための技術の習得を進めた。又、どの熱水力モデルを改良すべきであるかを知るためにコードの機器内現象予測の能力評価を開始した。又、1985年から、REFLAコードのモデルの組込みとコードの総合評価ならびに他のモデルの改良を進めている。

現段階では、J-TRACは、再冠水モデルの組込みと他の最小限必要なモデルの改良を行っているにすぎないが、1989年以降、再冠水過程以外の部分の高精度化ならびに適用性を進めて行く予定である。

本報告においては、次の事項の説明を行う。

- (1) 再冠水解析コードREFLAの熱水力モデル
- (2) REFLAモデルのTRAC-PF1/MOD1への組込み
- (3) 機器内現象予測能力の評価で見い出されたTRAC-PF1コードの主な問題点
- (4) 典型的な大破断LOCA実験に対する総合評価結果
- (5) J-TRACコード開発の将来計画

2. 再冠水解析コードREFLAの熱水力モデル

ここで扱う再冠水炉心熱水力現象とは、軽水炉の冷却材喪失事故時に冷却材の減少により炉心が過熱し、燃料棒表面に液相の冷却材が接触できない状態となった場合に、非常用炉心冷却系の作動により炉心を冠水し、その冷却材の飽和温度に近い温度に復帰させる際の炉心熱水力現象を意味している。

再冠水現象は、軽水炉、特にPWRの大破断事故時において、炉心燃料棒の被覆管最高温度（Peak Clad Temperature : PCT）を決定する場合が多いことから精力的な研究がなされてきた。燃料棒の被覆管は核燃料および核分裂生成物を閉じ込めるための一番内側の構造体であり、万一、被覆管表面温度が過度に上昇すると、化学反応、金属の相変化、機械的強度の低下等のために高温時または冷却状態で被覆管の健全性が損なわれ、放射性物質の放出、冷却材流路の変形による長期間冷却能力の低下が起こる恐れがあるからである。

それ故に、事故時のPCT、被覆管の酸化、炉心内の水素発生についての許容限界が安全評価基準で定められており、その評価のためには、被覆管の温度履歴を正確に評価する必要がある。

再冠水の過程においては、一般に、炉心が冠水するにつれて、炉心内燃料棒の被覆管の温度上昇は制限され、最高温度（Turnaround Temperature : ターンアラウンド温度）に達し、それ以後、冷却され始め、ある状態で被覆管表面は急冷（Quench : クエンチ）される。炉心発熱部下端に冷却材が達し、液面が上昇を開始する時刻（再冠水開始時刻）からの経過時間（Time after flood）と炉心中央部の被覆管表面温度との関係を模式的に図1に示す。

既にクエンチした領域と未だクエンチしていない領域との境界を、クエンチフロントと定義する。また、クエンチフロントの移動速度をクエンチ速度と定義する。

再冠水現象の特徴は、炉心の冠水速度が低い場合があることと、再冠水開始時の炉心燃料温度が高く、炉心全体を冷却するのに時間がかかることである。そのため、炉心内の流動様式と熱伝達形態が共存していることである。

このような状況下で現象を総合的に把握するためには、現象を素過程に分解し、各々にモデルを設定し、それ等を再構成し、そのモデル全体を定量的かつ、総合的に評価し、個々のモデルの問題点を探り改良するという方法をとった。そして、モデルの再構成のために、一次元再冠水解析コードREFLAの開発を同時に進めた。

先ず、米国ウェスティングハウス社のPWR-FLECHT実験⁽⁷⁾ならびに、原研で行った外側を加熱した透明石英管の内側に水を注入した単管再冠水実験で観測された流動パターンに基づいて、図2のような流動様式を考えた。Type 1とType 2との違いは、クエンチフロントで水温が未飽和か飽和かの違いによる。

流動様式が決まれば、各流動領域の熱水力相関式を求め、流動領域の境界を定める関係式を求め、基礎方程式を解けばよいことになる。

既クエンチ領域については、従来の相関式が使えると考えた。しかし、ボイド率については、後で述べる村尾-井口の式を適用することにした。

サブクール膜沸騰（Subcooled film boiling region）については、実験から導くものとした。実験式が数土によって導かれた。⁽⁸⁾

液滴分散流領域 (Dispersed flow region) については、従来の手法 (いわゆる2ステップ法) が適用できると考えた。

また、液滴の発生と合体については、液滴はクエンチフロント近傍での flooding による低蒸気速度で発生すると仮定し、液滴の合体については実験式を作成した。REFLA においては、ボイド率は気・液相対速度で与えており、流動領域の境界も気・液相対速度で与えて境界での計算量の不連続性が生ずるのを避けるようにした。

クエンチ速度の予測については、先ず、Blair⁽¹²⁾, Tompson⁽¹³⁾ の式を改良して導いた⁽¹⁴⁾。これは、二次元熱伝導を解いたものであり、新たにクエンチが液体の最高過熱温度で生じ、その温度は Groeneveld が水の状態温方程式から数値計算によって導いた熱力学的最高過熱温度 T_m ⁽¹⁵⁾ である。また、クエンチフロントでは熱伝達率ではなく熱流束が規定されており、それはサブクールの関数である。と仮定し、実験データより熱流束の相関式を導いた。しかし、炉心の下方でのクエンチの進行の予測が不十分であることが分かった。

炉心下方では、伝熱面の温度が比較的低いにもかかわらず、膜沸騰が生じていた。ある時、厚肉のステンレス板上でライデンフロストの観察結果にもとづいてモデルを改良した。すなわち、300度以下では、液滴の下面は激しく振動しているのに対して、より高い温度では、比較的穏やかであった。激しく振動しているのは、Berenson が極小膜沸騰温度の導出に用いた蒸気膜の水力学的不安定性モデルに対応した状態であり、穏やかな状態は壁温が熱力学的最大液体過熱温度を越えた状態に対応していると考え、この現象は説明できることが分かった。すなわち、水力学的最大液体過熱温度 T_m を考える必要のあることが分かった。桜井等の膜沸騰の実験⁽¹⁶⁾ から得られた極小膜沸騰温度 T_{min} は、圧力が上がるにつれて、熱力学的最大液体過熱温度 T_m に近づく傾向がある。このデータを用いてクエンチフロントの速度の式を改良した。⁽¹⁷⁾

遷移流領域 (Transition flow region) については、膜沸騰熱伝達率の評価のため、膜沸騰の主流側にボイドが存在し、蒸気膜に作用する主流の静圧が (1 - ボイド率) 倍になると仮定して、村尾・杉本の式を導いた。⁽⁹⁾

$$h = 0.94 \left\{ \frac{k^3 \rho_g \rho_l h_{fg} g}{L_q \mu_g \Delta T_{sat}} \right\}^{\frac{1}{4}} (1 - \alpha)^{\frac{1}{4}} + E \epsilon (1 - \alpha)^{\frac{1}{4}} (T_w^4 - T_{sat}^4) / \Delta T_{sat} \quad (1)$$

ここで、 $\Delta T_{sat} = T_w - T_{sat}$

E : 壁のふく射率, ϵ : Stefan Boltzmann 定数

ボイド率に関しては、原研で行った小型再冠水実験により、Yeh の式を参考にして、村尾・井口の式を導いた。⁽¹⁰⁾ すなわち、

$$\alpha = \frac{1}{2} \left(1 + \frac{V_{go} + V_{lo}}{\Delta V} - \sqrt{1 + 2 \frac{V_{go} + V_{lo}}{\Delta V} + \left(\frac{V_{go} + V_{lo}}{\Delta V} \right)^2} \right) \quad (2)$$

ここで、 $\Delta V = V_{go} / \min(\alpha_{LM}, \alpha_{Yeh})$

$$\alpha_{LM}^{-1} = 1 + 3 \times 0.28 \left(\frac{V_{lo}}{V_{go}} \right)^{0.64} \left(\frac{\rho_l}{\rho_g} \right)^{0.28} \left(\frac{\mu_l}{\mu_g} \right)^{0.07}$$

$$\alpha_{yeh} = 0.925 \left(\frac{\rho_g}{\rho_l} \right)^{0.239} \left(\frac{V_{go}}{V_{bcr}} \right)^a$$

$$V_{bcr} = 1.53 \left(\frac{\sigma_g}{\rho_l} \right)^{0.25}$$

$$a = 0.67 \left(\frac{V_{go}}{V_{bcr}} < 1 \right), \quad 0.47 \left(\frac{V_{go}}{V_{bcr}} \geq 1 \right)$$

この式により、よい予測が得られるようになったが、一方で、炉心内の蓄水の仕方に二つのケースがあることも分かってきた。すなわち、クエンチフロントの上に液滴分散流が主に存在するケースと短時間の内に液滴が合体しスラグ流またはチャーントービュレントフローのように成るケースである。前者は、米国の FLECHT-low-flooding 実験の低冠水速度実験で現れ⁽¹¹⁾、即ち二種類の T_{mir} が存在し、クエンチ温度によりこの二つの T_{min} の間で確率的にクエンチが起こると考え、クエンチ速度の相関式は次のように求めた。

$$u^{-1} = f^n \cdot u_{\tau}^{-1} + (1-f)^n \cdot u_H^{-1} \quad (3)$$

ここで、

$$u_{\tau}^{-1} = g(T_m),$$

$$u_H^{-1} = g(T_m)$$

および

$$g(T) = \frac{C_p r (T_q - T)}{(5.74p + 0.297 \times 10^6) (1 + 2.778 \times 10^{-5} \Delta T_{sub}^3)}$$

である。この式で第1項が高温クエンチの成分であり、第2項が低温クエンチの成分を与える。これらの項の重み f は次の式で与えられると仮定される：

$$f = 0, \quad (T_q \leq T_m \text{ の時})$$

$$f = \frac{T_q - T_m}{T_R - T_m}, \quad (T_m \leq T_q \leq T_R \text{ の時})$$

$$f = 1 \quad (T_q \geq T_R \text{ の時})$$

この相関式で用いられている T_m 及び T_M は、それぞれ、最小安定膜沸騰温度であり、次の式で与えられる。

$$T_m = 480 + 8 \times 10^{-5} p$$

$$T_M = 594.21 + 2.417 \times 10^{-6} p$$

この式からわかるとおり T_m は低い温度、 T_M は高い温度を与える。また、重み f の中に含まれる T_R は接触温度であり

$$T_R = T_M + \left[\frac{(\lambda r C_p)_i}{(\lambda r C_p)_c} \right]^{\frac{1}{2}} (T_M - T_i)$$

で与えられる。この接触温度は以前用いていた COBRA-TF の最小安定膜沸騰温度に等しい。 T_q はクエンチ温度であり、見かけ上、被覆管温度が急低下始める温度である（この点を見かけのクエンチフロントと呼び、被覆管表面温度が最小安定膜沸騰温度に等しい点を真のクエンチフロントと呼ぶ）。 n は、実験結果にもとづいて 1 と定めた。

なお、 P は圧力 (P_a)、 T は温度 (K) である。

以上のようにして開発したのが、再冠水最適予測コード REFLA である。図 3～図 5 にいくつかの計算結果を示す。原研の小型再冠水実験では、流路外管は飽和温度であり、テスト部上方で分離された液体は液膜として外管に沿って落下できる。FLECHT-low-flooding 実験の場合も初めは 1 ケースと考えられるが、流路外管がクエンチすると、ケース 2 に似た傾向になる。FLECHT-SEASET 実験⁽¹⁸⁾ では、流路外管の肉厚が薄く熱容量が小さくなるため外管はすぐにクエンチするため、ケース 2 に近い傾向を持つのであろう。本コードは、大型再冠水試験の大型炉心に対する試験結果もケース 2 でよく予測できることが分かっており、流路が広いまたはテスト部流路外管がクエンチし外管を液膜が落下できるようになり、流れに不均一性が生ずる場合、流れは一次元的ではなくなり、蒸気により吹き上げられた液体は、炉心上方で分離され、炉心を落下し、再び蒸気流により吹き上げられる。このような炉心内の再循環流（リフラックスフロー）により、炉心内蒸気流は炉心下端に流入してくる流量により高流量の冷却材を上方に吹き上げなければならない、液体は十分に加速されなくなり、ケース 2 が実現すると考えられる。

本コードに保守性を加えた REFLA-EM コードは、原子力工学試験センター・安全解析所において、PWR の安全評価解析のクロスチェック計算に使われる予定である。また、第 4 節で述べる J-TRAC コードにも、REFLA コードのモデルが組み込まれている。REFLA コードは、燃料集合体の燃料保持用グリッドスペーサの効果、被覆管材質効果、被覆管-ペレット間ギャップ効果、半径方向出力分布効果等の原子炉の現象をより精密に表現するためのモデルの改良を進めており、最新版には、そのいくつかのものは組み込まれている。

このように、複雑な現象も個々の素過程の分析しつつ、総合化することにより、実用的なモデルをつくることができる。

3. REFLAモデルのTRAC-PF1/MOD1への組み込み

3.1 TRACコードの概要

TRACコードの主な特徴は次のとおりである。

- (1) 二流体モデルに基づく基礎方程式を用いた定式化
- (2) 二相流の三次元解析が可能
- (3) 物理的なメカニスティックな熱伝達モデルの組み込み
- (4) 事故シーケンスの一貫解析が可能
- (5) コンポーネント単位、機能単位のプログラムのモジュール化
- (6) 一次元熱水力方程式の解法への予測子修正法の一つであるSETS法 (Stability Enhancing Two-Step Method) の使用により大きなタイムステップでの計算が可能
- (7) 制御系の模擬が可能

TRACコードの計算手法は次のようになっている。

基礎方程式として、液相、混合気体、非凝縮気体、ほう素に対する連続の式、液相、混合気体についての運動方程式、混合気体、二相混合体についてのエネルギー式とドルトンの法則が用いられ、ボイド率、各相の密度、流速、内部エネルギー、圧力の連立方程式とみなして解が求められる。

上記の基礎方程式を解くためには、熱力学的な関係式に加えて、気・液相の壁面剪断応力、界面剪断応力、気・液相の壁面熱伝達、ほう素のソース項に対する関係式すなわち構成方程式を導入することが必要である。

二相流においては、これらの構成方程式は流動様式に依存するので、流動様式のマップを用意する必要がある。TRACコードにおいては、気泡流、スラグ流と環状噴霧流が基本になっており、ボイド率と質量流量との間に図6のような関係を与えている。斜線の部分はその周辺領域に対応した値の内挿した値になっている。

熱伝達については、TRACコードで扱う伝熱形態は、以下のとおりである。図7に示す沸騰曲線によって以下に示す(A), (B), (C)並びに(D)の場合分けをしており、極小膜沸騰温度 T_{min} の選定が重要であることが分かる。また、他の条件により、(E), (F), (G)並びに(H)の場合分けが行われる。

3.2 TRAC-PF1/MOD1へのREFLAモデルの組み込み

REFLAモデルを組み込む場合の問題点は次のとおりである。

- (1) 村尾-杉本の膜沸騰熱伝達率相関式はクエンチフロントからの距離の関数であるが、クエンチフロント位置の情報が熱伝達相関式に与えられない。
- (2) 液滴分散流領域モデルの組み込み：TRAC-PF1コードの流動様式マップは、伝熱面に水が付着する二相流をイメージにおいて考えられており、環状噴霧流では、環状流の部分の水の存在率によりボイド率の比較的低い領域(0.75)まで存在しているとしている。しかし、伝熱面に水が付着できない再冠水期の流れでは、噴霧流のみとなり、ボイド率の比較的高い領域のみである。又、液滴は低速蒸気流中で無理やりflooding現象等により発生させられていると考えられるので、高速蒸気流による液膜からの液滴生成と異なり平衡状態に達しておらず、液滴は、より安定な状態になろうとして成長する。伝熱面への水の付着の有無によ

り流動様式マップの切換えを行わねばならない。

- (3) 遷移流領域モデルの組み込み：低液体流速で開発されたもので、高液体流速での相関式との接続法を考えなければならない。又、村尾-井口の式は、気・液スリップ速度の関数として与えられている。
- (4) 炉頂部からのクエンチの取扱い：REFLAコードでは得られる情報の不足によりモデル化していない。比較的伝熱面温度が高い時には、炉心上方からの注水に対してREFLAのクエンチモデルが成立することはわかっているが、炉心下方からの冠水に対する炉頂部からのクエンチに関しては何らモデルが確立されていない。

そこで、次のようにREFLAモデルを組み込むようにした。

- (1) クエンチフロントを追跡するルーチンを作成し、炉底部からのクエンチ、炉頂部からのクエンチに対して適用するようにした。このクエンチフロント位置の情報を相関式計算のルーチンに与えるようにした。このルーチンに村尾のクエンチ速度相関式を組み込んだ。
- (2) 液滴分散流に関しては、暫定的に液滴分散流領域にボイド率で0.95以上とし、遷移流領域にボイド率0.8以下とし、その間を内挿して用いることにした。すなわち、再冠水特有の低蒸気流速での液滴噴霧流の発生ならびに液滴の成長は考慮しなかった。
- (3) 遷移流領域モデルとして、図8に示すように、村尾-井口式の気・液スリップ速度と等価な界面せん断応力を与えるようにし、かつ、質量流束が $150 \text{ kg/m}^2\text{s}$ 以下で適用できるようにし、 $1000 \text{ kg/m}^2\text{s}$ 以上で、TRAC-PF1の流動様式マップで表現できるとし、この間を内挿するようにした。
- (4) 炉頂部からのクエンチに対しては、暫定的に、村尾のクエンチ速度式が適用できるとし、極小膜沸騰温度としては、水力学的最大液体過熱温度 T_m をとることにした。上昇蒸気流の存在とそれによる高ボイド率を考慮して、できるだけ炉頂部からのクエンチの進行を抑えるのが目的であり、特に何も実験データ又は解析により仮定の妥当性が検証されている訳ではない。
- (5) その他、熱伝導計算速度の改善のため、TRAC-PF1の陽解法に対して陰解法を用いるように改造した。
- (6) 再冠水モデルの組み込みは、1次元計算の部分のみになされた。将来、3次元計算の部分にも組み込む予定である。

3.3 改良された再冠水モデルによる評価計算⁽¹⁹⁾

(1) 再冠水モードでの検証計算

評価のために、大型再冠水効果実証試験第2次円筒炉心実験装置(CCTF-II)による実験RUN64の解析を行う。この実験は炉心径方向の出力分布が平坦の実験である。解析は炉心部のみ行った。炉心部を35セル、下部プレナムを1セル、上部プレナムを2セルに分割した。(図9) 炉心入口条件及び炉心出口条件は実験値を用いる。炉心入口条件として、ECC水の炉心入口流速および温度を与えた。また、炉心出口条件として上部プレナムの圧力を与えた。

被覆管表面温度の時間履歴を図10に示す。また、炉心蓄水分布を図11に示す。クエンチフロントの速度は実験よりも少し遅い。この傾向は、多小REFLA1Dでも見られる。全体の傾向

はREFLA1Dによるものと非常に似ている。従って、REFLAのモデルがTRAC-PF1に正しく導入されたものと考えてよい。クエンチ速度がREFLAと僅かに異なるのは相関式中の物性値が異なるためであると考えられる。村尾のクエンチ速度相関式は一定値で与えたステンレスの物性値を用いて導かれており、かつ、REFLAではその一定値の物性値を用いているがTRAC-PF1では被覆管材料（ここではインコネル600）の物性値を温度の関数として与えており、結果としてクエンチ速度が遅くなった。従って、TRACではクエンチ速度式の修正（ $g(T)$ 式の分母第1項を1.18倍する）が必要である。

(2) 再冠水モード以外での検証条件

村尾一井口の相関式は上にも述べたように水の見かけ流速が小さい所で成り立つ。ブローダウン期は水の見かけ流速が大きく、このような領域に村尾一井口の相関式を適用することは出来ない。ブローダウンのモードの時に、村尾一井口の相関式が用いられないで、オリジナルのTRAC-PF1の界面剪断相関式が用いられる事を確認するために、Marvikenの臨界流テストの解析を行った。検証計算として、オリジナルなTRAC-PF1（Ver. 125）による解析と界面剪断応力を変更したTRAC-PF1による解析の両方を行い、その相違を調べた。

ベッセル内の圧力、流量共に差は見られなかったことから、ブローダウン期においては、村尾一井口の相関式は用いられていない事が確認できた。

大破断LOCAの他のモードで界面剪断応力の相関式を変更した事がどのような影響をもたらすかを調べるためにLOFT装置による大破断事故実験の一つであるL2-5の1次元計算による解析を行った。破断流量についてはオリジナルなTRAC-PF1による解析と差がなく、ブローダウン期では村尾一井口の相関式は用いられていないことが確認できた。又、リフィル期ならびにECC水のバイパス期についても改善されなかった。これは、炉心以外では、オリジナルなTRAC-PF1の相関式を用いるためである。

再冠水期においては、炉心入口流量が振動し、しばしば見かけ流速が大きくなり、村尾一井口の相関式の適用範囲からでてしまう。このため、炉心内の蓄水が遅れている。全炉心がクエンチしたあと、村尾一井口の相関式が適用されたと思われる蓄水分布がみられる。

改良された界面剪断応力についての流動様式図を用いてLOFT・L2-5の解析を行ったが、大破断事故全体の解析のためには、再冠水期以外のモードでの界面剪断応力の相関式を検討する必要がある。特にECCバイパス及びリフィル期でのダウンカマーにおける界面剪断応力の相関式について検討を加える必要があろう。さらに再冠水期に於ける炉心入口流量の振動についてその原因を解明する必要があると考えられる。

1次元コンポーネントを用いて、大破断事故の解析を行うためには、ブローダウン期及びリフィル期の界面剪断応力についての検討が必要であらう。

4. TRAC-PF1コード予測能力の評価

4.1 機器内現象予測能力の評価で見い出されたTRAC-PF1コードの主な問題点
大破断LOCAに対する個々の現象の予測能力を評価するため、次の実験の解析を行った。

- (1) 臨界流 : Marviken 実験
Super MOBY DICK
MOBY DICK
BNL ノズル実験
Super CAMMON
- (2) 対向流抑制 : CREARE 1/15スケールダウンカメラ実験
(CCFL) Dartmouth 大実験
平板炉心タイププレートCCFL試験
- (3) ECC水凝縮 : 東工大実験

その結果、対向流抑制とECC水凝縮については、今後改良の必要があることがわかった。

4.2 典型的な大破断LOCA実験に対する総合評価結果⁽¹⁹⁾

コードの骨組となるTRAC-PF1コードについて性能評価を実施し、その特性を把握しておく必要がある。このために、大破断LOCA実験に対する性能評価として(1)LOFT L2-3及びL2-5試験、(2)セミスケールMOD1 S-06-3等の一連の解析を実施した。本報告では、これら一連の評価計算のなかのLOFT L2-5試験に対する解析結果を例として示す。

L2-5試験は、大破断LOCAを模擬した総合試験として、代表的な試験である。L2-5は、PWRの200%コールドレグ破断を模擬した試験である。所外電源喪失が仮定されており、1次系ポンプが破断直後に停止される。更にECCSの起動開始の遅れ時間が考慮されている。

評価解析にはTRAC-PF1/MOD1 (Version 11.1)を用いた。ロスアラモス国立研究所 (LANL: Los Alamos National Laboratory)の開発評価レポートに付録として掲載されていたLOFT L2-2試験解析用の入力データを基本として入力データを作成した。ノード分割図を図12に示す。

そして、実験で測定された減圧挙動と破断口における放出係数 (Discharge coefficient) C_d をパラメータとした計算結果を比較し、実験結果と最も適合する C_d として0.75を選択した。そして、圧力容器部分をVESSELコンポーネントを用いず1次元コンポーネントでモデル化した場合の計算結果を実験結果と比較し、TRAC-PF1コードの予測性能を評価し、次の結果を得た。

- (1) 健全ループ、破断ループともホットレグ部の流量・流体密度は実験結果とよく一致していた。
- (2) 健全コールドレグの流動では、実験でみられた振動的な挙動をTRACは再現できなかった。これは、TRAC計算では、実験でみられているコールドレグにおける振動的な傾向を再現できていないからである。コールドレグではECC注水口から注入されるサブクール水により凝縮を生じている点、1次系内の他の箇所と異なっている。したがって、上述の実験結果

と計算結果の相異には凝縮モデルが関係していると思われる。

(3) 図13, 14に示すように、破断コールドレグ部の流量・流体密度をTRACは再現できなかった。この原因の1つはTRAC計算では、実験に比べて大量のECC水のバイパスがみられたことにある。

(4) 被覆管温度履歴の予測において、高出力棒と低出力棒の定性的な違いを再現できなかった。また再冠水期においては、実験では顕著ではない振動的な挙動がみられていた。

これらの結論における1次元モデル使用が及ぼす影響を調べるため、炉心部のCOREコンポーネント部分をVESSELコンポーネント（軸方向1次元として計算）に置きかえた計算、圧力容器全体をVESSELコンポーネントでの3次元計算等を行った結果、次のことがわかった。

(1) ブローダウン期のECC水の下部プレナムへの落下を模擬するためには、原子炉容器をVESSELコンポーネントを使用して3次元模擬する必要がある。これによりダウンカマ内の循環流も表現できた。そして、破断コールドレグ流量の予測も図15のように良好になったが、後期の振動は予測できなかった。

(2) 原子炉容器をVESSELコンポーネントを使用して3次元模擬することにより、図16(1), (2)のように、被覆管温度の予測が良好になった。

(3) 原子炉容器を1次元コンポーネントで模擬する場合、炉心部分にVESSELコンポーネントを（1次元で）使用すると、COREコンポーネントを用いるケースに比べて被覆管温度の予測性能が向上することが示せた。

この原因としては、次のことが考えられる。

- VESSELコンポーネントではサブクール沸騰モデルが組込まれているが、COREコンポーネントでは組込まれていない。
- VESSELコンポーネントではインターフェース・シャープナー・モデルが組込まれているが、COREコンポーネントでは組込まれていない。
- 界面熱伝達率相関式において、液滴径の上限値の取扱いに、COREコンポーネントとVESSELコンポーネントに違いがある。

以上、LOFT L2-5試験の解析例により示したように、大破断LOCA実験に対するTRAC-PF1コードの予測性能を総合的に把握することができた。すなわち、現在のTRAC-PF1コードでは、大破断LOCA時の被覆管温度を精度よく模擬するためには、原子炉容器をVESSELコンポーネントを使用して3次元模擬する必要がある。しかし、3次元コンポーネントによる解析は精度のよい反面計算時間が非常にかかるという難点がある。

従って、実用的な計算を行うためには、1次元コンポーネントのみで精度のよい模擬を行えるように炉心熱水力モデル以外に今後以下のモデルの改良が必要である。

- ダウンカマ部におけるECC水バイパスモデル（CCFLモデル）
- 凝縮モデル

5. J-TRACコード開発の将来計画

5.1 1988年までの計画

PWRのLOCA解析，特に再冠水解析が十分な精度でできるように，以下の事柄を行う。

- (1) 液滴分散流領域モデルの詳細モデルの組込み，液滴成長，遷移流と液滴分散流との内挿法の改良。これにより，より正しくREFLAのモデルが組込まれたことになる。
- (2) REFLAモデルの三次元炉心熱水力計算への組込み。
- (3) 1次元計算でのシステム計算の安定性の向上。
- (4) ECC凝縮，対向流抑制モデルの精度の向上。
- (5) 計算速度の向上。
- (6) TRAC-PF1の最新版と可能な限り，整合性をとる。
- (7) 大破断LOCAの一貫解析が可能なように再冠水過程の前後の事象との連続性を向上させる。
- (8) J-TRACコードの評価の小破断LOCAを含む広範囲なケースに対する実施。
- (9) RELAP5，TRAC-BD1 相関式とTRAC-PF1のものとの比較による相関式の評価。
- (10) 関連資料の作成，整理。

5.2 1989年以降の計画

PWRのLOCA解析の高精度化を図るとともに，対象とする事故事象の拡張，対象とする原子炉をPWR以外のものにも拡張する。

そのため，以下の事柄を行う。

- (1) 凝縮モデルの改良
- (2) 二相流モデルの改良（下記の二相流について）
 - 定常・非定常一次元二相流（配管内，炉心バンドル内）
 - Post-CHF二相流（管壁に水が付着しないもの）
 - 三次元二相流（大口径管内流，多次元対向流抑制，多次元キャリーオーバー，プレナム内流れ，断面積変化部の流れ）
 - 加速流
 - 振動流
 - 熱-水力結合流（例えば，凝縮過程の二相流）
- (3) ブローダウン時の伝熱流動
- (4) 非常用炉心冷却系（ECCS）の熱水力挙動予測の高精度化
- (5) 各種の原子炉の広範囲の事故に対する予測性能評価の実施

5.3 必要な評価用データ

現在，わが国には，評価用データの集大成を行う価値のある多くの実験があると考えられる。例えば，PWRに関して，小破断の冷却材喪失事故についての原研におけるROSA-IV実験，ならびにPWR電力共研での実験⁽²¹⁾，また，大破断の冷却材喪失事故については，ROSA-II実験，大型再冠水実証試験西独で行われる上部プレナム試験がある。

BWRに関しては、原研におけるROSA-Ⅲ実験⁽²²⁾とBWR産業界によるECCS実験^{(23), (24)}、また、大学においても、多くの基礎実験がなされ、日本全体のこの方面のポテンシャルは、欧米にひけを取らないようになってきている。なお、民間のデータの活用可否は不明である。

今後、活用可能な国内外の二相流伝熱のデータの収集、編纂を進めるとともに、不足しているデータ、例えば、

- (1) ECC水の凝縮挙動（コールドレグ内、ダウンコマ内、ホットレグ内、上部プレナム内、炉心内）
- (2) ブローダウン直後の炉心内熱水力挙動、蒸気発生器内の二次側多次元伝熱流動、微小漏洩流挙動
- (3) 多次元二相流挙動（大口径配管内二相流、プレナム内多次元二相流、対向流、下向き二相流、異形管（曲り管、拡大管、縮小管、ノズル部）内二相流）
- (4) 広範囲の定常・非定常時の炉心バンドル内二相流挙動
- (5) ECC水の蒸気、気・液二相流、液体との混合による構造材の熱挙動、減圧、冷却挙動の体系的把握、等のデータを新たに実験を行い収集することにより、熱水力最適予測コードのモデルの評価・改良が行われ、コードの高精度化が達成できるものとする。

5.4 コードならびにモデルの評価・改良体制

- (1) 原研におけるコードならびにモデルの体系的な評価・改良
- (2) 国内外の学会でのモデルの評価・改良

例えば、原研では、二流体モデルコードの相関式をパソコンのプログラムに組み込み、の学会のメンバーに依頼してその相関式の評価を進めている。

- (3) 産業界との協力による最適予測コードの評価
- (4) 国際コードアセスメント計画（ICAP計画）におけるコード評価情報の交換
- (5) 原子力コード研究委員会・軽水炉安全解析コード

高精度化専門部会での活動による熱水力相関式の評価・改良に関する学会・産業界の専門家の御意見の原研での研究計画への反映

参 考 文 献

- (1) Ball, L. J. et al.: TREE-NUREG-1210, (1978)
- (2) USAEC: Water Reactor Evaluation Model, NUREG-75/056, (1975)
- (3) Liles, D., et al.: TRAC-PF1/MD1; an advanced best-estimate computer program for pressurized water reactor thermal-hydraulic analysis, NUREG/CR-3567, LA-9945-MS, (1984)
- (4) Ranson, V. H., et al.: RELAP5/MD1 code manual Volume 1 system models and numerical methods, NUREG/CR-1826, EGG-2070, (1982)
- (5) Taylor, D. D., et al.: TRAC-BD1/MD1; an advanced best estimate computer program for boiling water reactor transient analysis volume 1 model description, NUREG/CR-3633, EGG-2294 volume 1, (1984)
- (6) 村尾：再冠水過程における原子炉炉心内熱水力現象の研究, JAERI-M83-032, (1983)
- (7) Cadek, F. F. , WCAP-7665, (1971)
- (8) Sudo, Y., J. Nucl. Sci. Technol., 17[7], PP.516, (1980)
- (9) Murao, Y. and Sugimoto, J.: Correlation of Heat Transfer coefficient for Saturated Film Boiling during Reflood phase Prior to Quenching, J. Nucl. Sci. Technol., 18[4], (1981)
- (10) Murao, Y. and Iguchi, T.: Experimental Modeling of Core Hydrodynamics during Reflood phase of LOCA, J. Nucl. Sci. Technol., 19[8], PP.613, (1982)
- (11) Lilly, G. P. et al.: WCAP-8834, (1977)
- (12) Blair, J. M., Nucl. Eng. Design, 25, PP.379, (1973)
- (13) Thompson, T. S., AECL-5060, (1975)
- (14) Murao, Y.: Correlation of Quench phenomena for Bottom Flooding during Loss-of-Coolant Accidents, J. Nucl. Sci. Technol., 15[12], PP.875, (1978)
- (15) Groeneveld, D. C., AECL-4309, (1972)
- (16) Sakurai, A. et al.: 1980 ICHMT International Seminar, Nuclear Reactor Safety Heat Transfer, Dobrovnik, Yugoslavia, (1980)
- (17) 村尾：熱力学的過熱限界温度以下でのクエンチ・モデル, JAERI-M-10000, (1982)
- (18) Rosal, E. R. : WCAP-9108 (1977)
- (19) 秋本：私信 (1987)
- (20) Tasaka, K., et al.: Proc. CSNI Specialist Mtg. Decay Heat Removal Systems, Apr. 25~29, 1983. Wurenlingen Switzerland, (1983)

- (21) Hirano, Y., et al.: Proc. 2nd Int. Topical Mtg. on Nucl. Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, April 15-17, 1986, Tokyo Japan, PP.1-88~1-94 (1986)
- (22) Tasaka, K., et al.: ROSA-III Program at JAERI for BWR LOCA/ECCS Integral Test, Proc. ANS/ENS Topical Mtg. on Thermal Reactor Safety, Knoxville, Tennessee, Apr. 6~9, 1980
- (23) Nagasaka, H., et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 22[11], PP.963, (1985)
- (24) Nagasaka, H., et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 22[11], PP.963, (1985)
- (25) 長坂, 他: 原子力学会「昭和60年分科会」予稿集, A43, 他

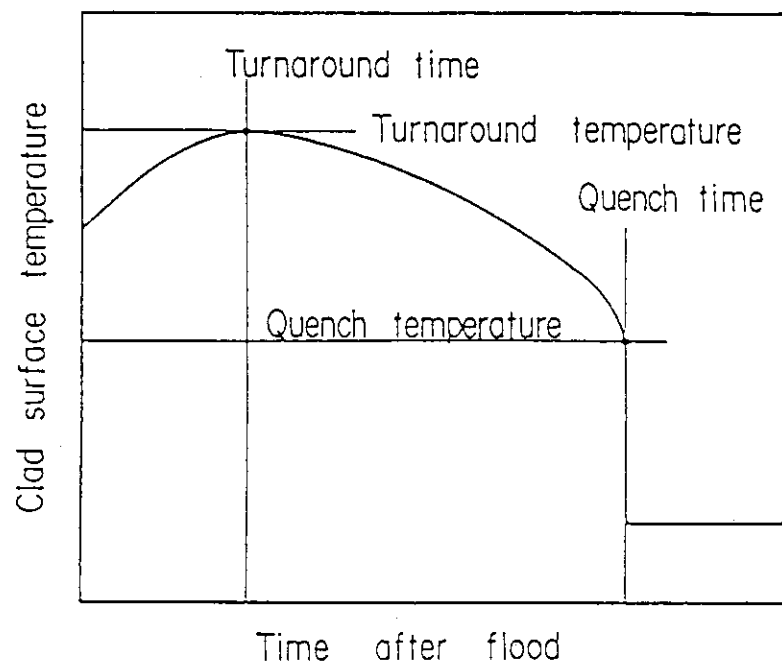
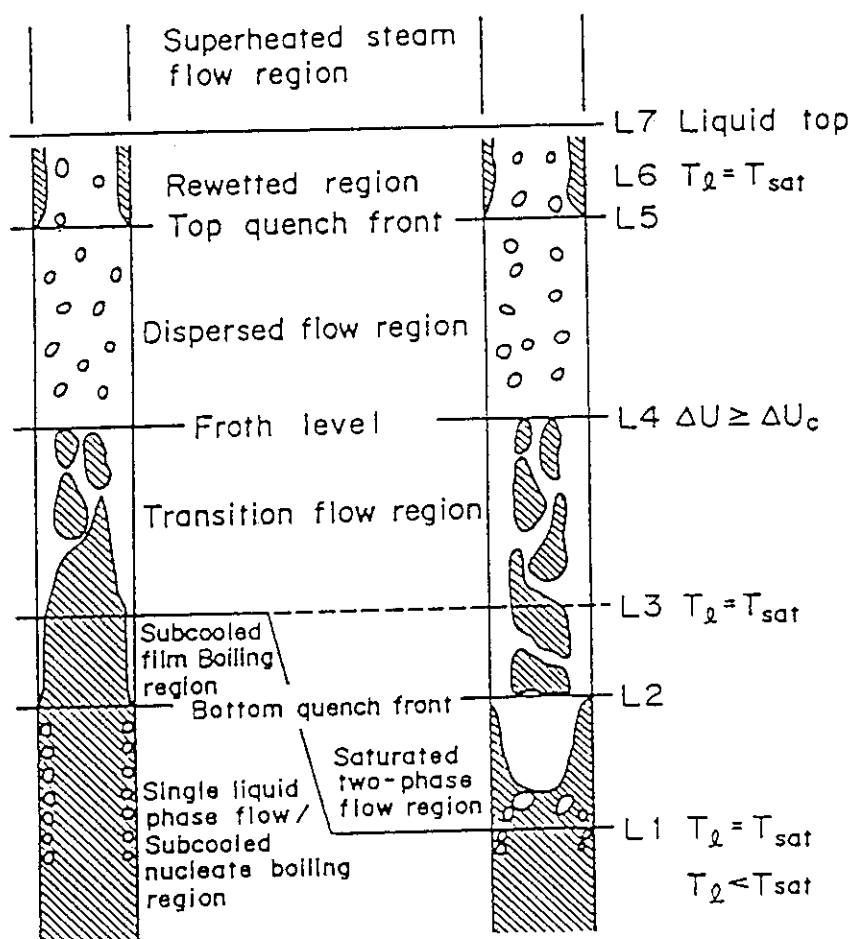


図1 再冠水開始後(Time after flood)の被覆管表面温度履歴模式図



Type 1
 $T_l < T_{sat}$
 at quench front

Type 2
 $T_l = T_{sat}$
 at quench front

T_l : Liquid Temperature
 T_{sat} : Saturation Temperature
 ΔU : Slip velocity between two-phases
 ΔU_c : Critical slip velocity

図2 再冠水時の流動様式と流動領域の定義

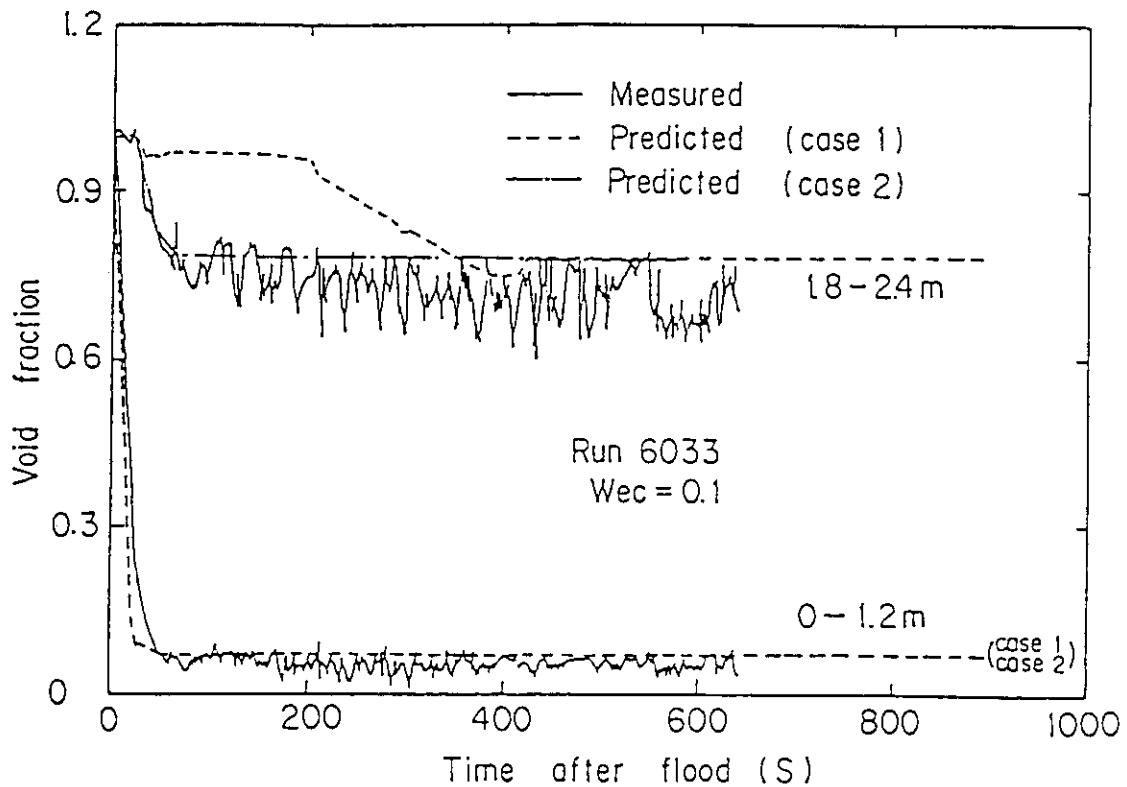
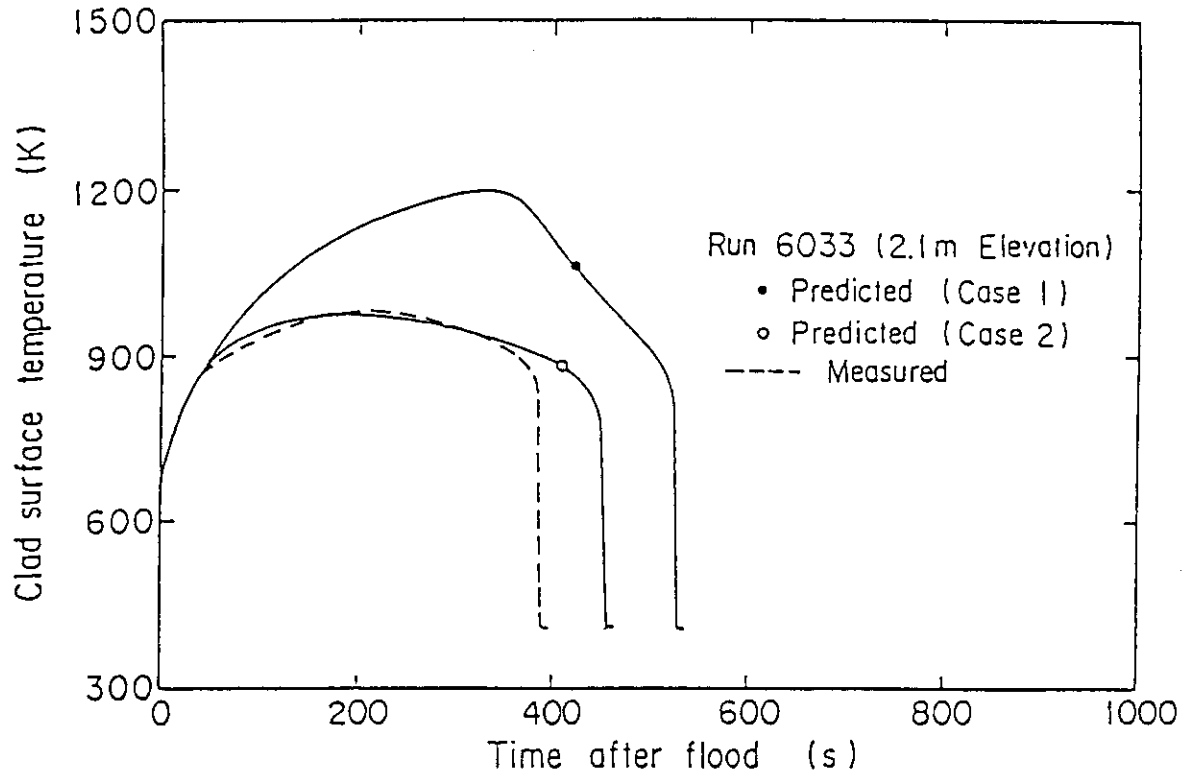


図3 原研の小型再冠水実験のREFLAコード
によるシミュレーション
(上：被覆管温度履歴，下：炉心内ボイド率)

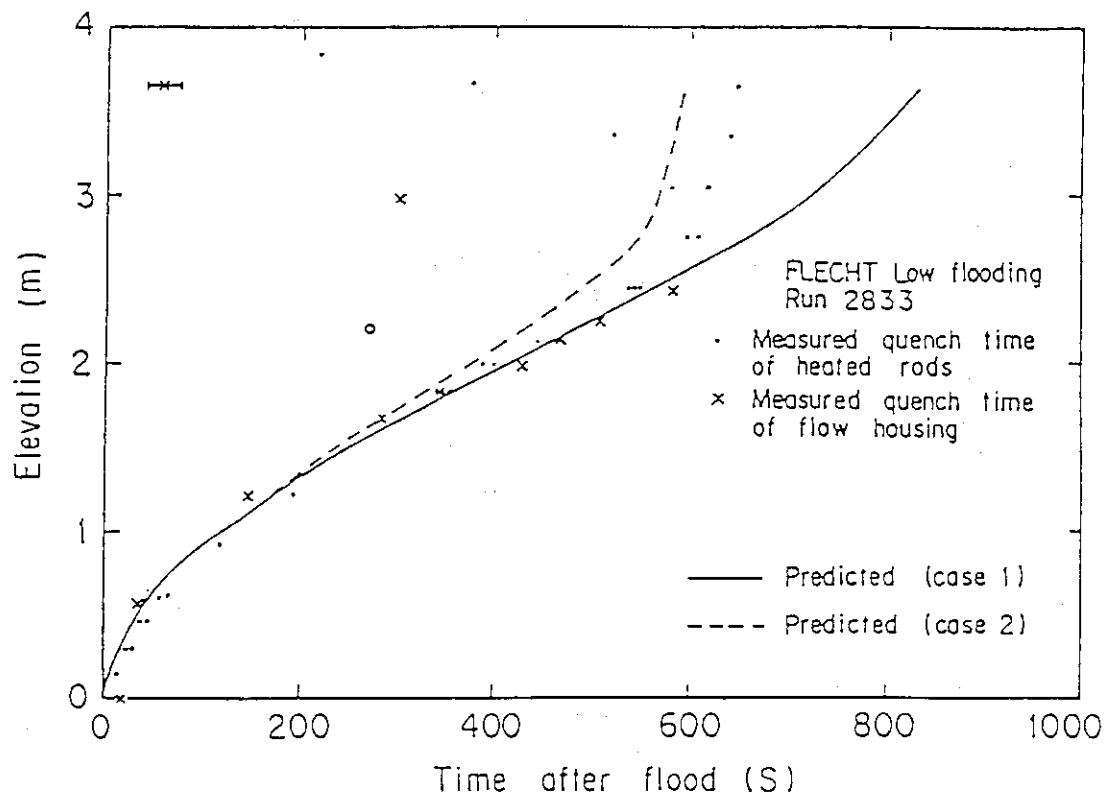
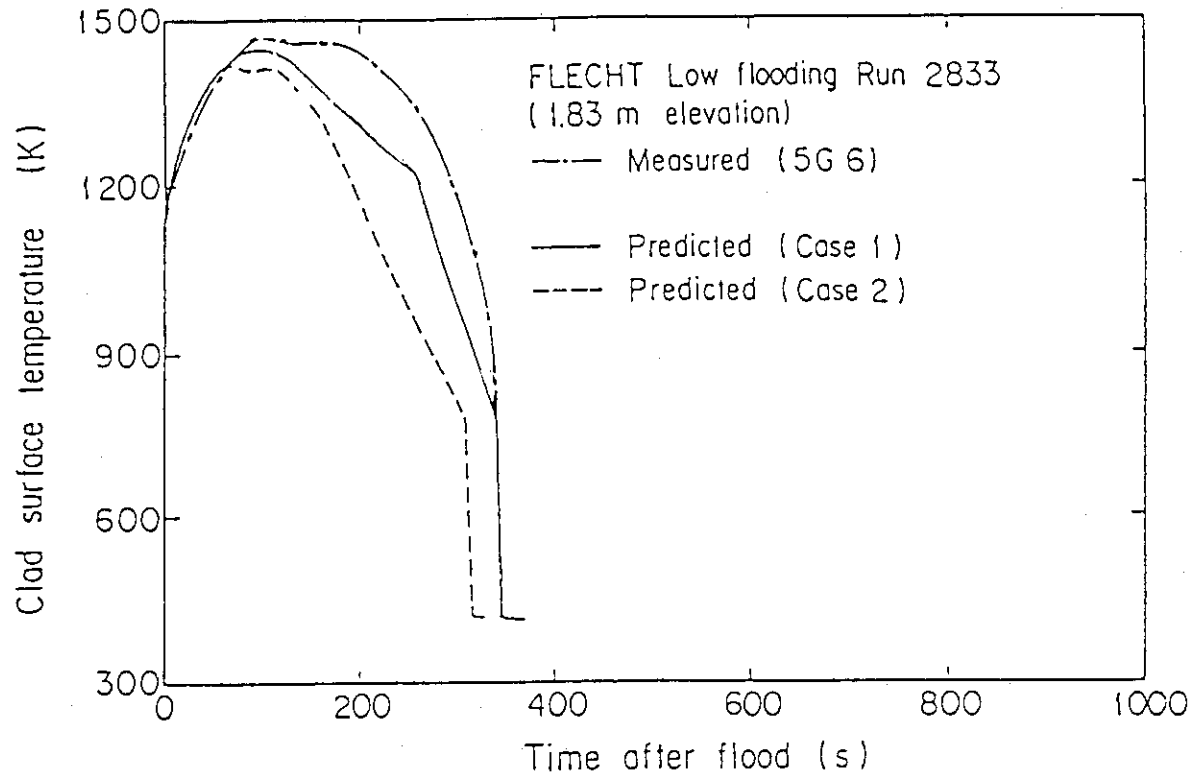


図4 FLECHT-low-flooding 実験のREFLAコード
によるシミュレーション
(上：被覆管温度履歴，下：クエンチフロント進行)

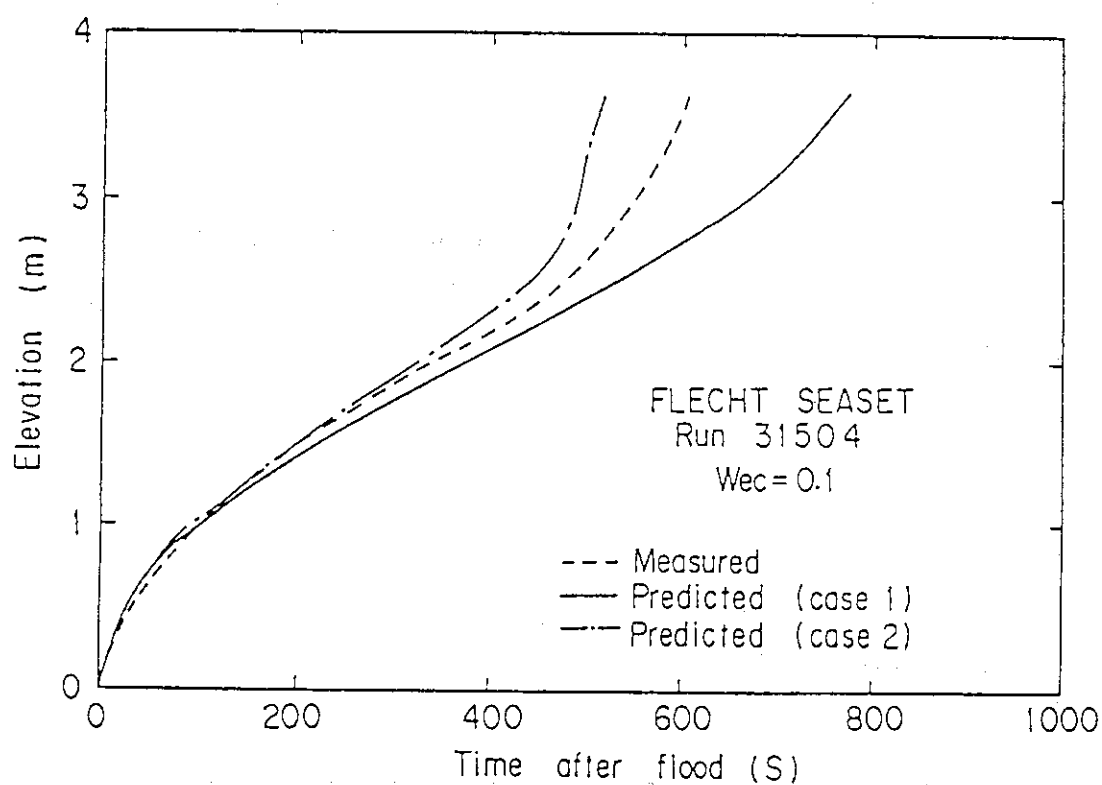
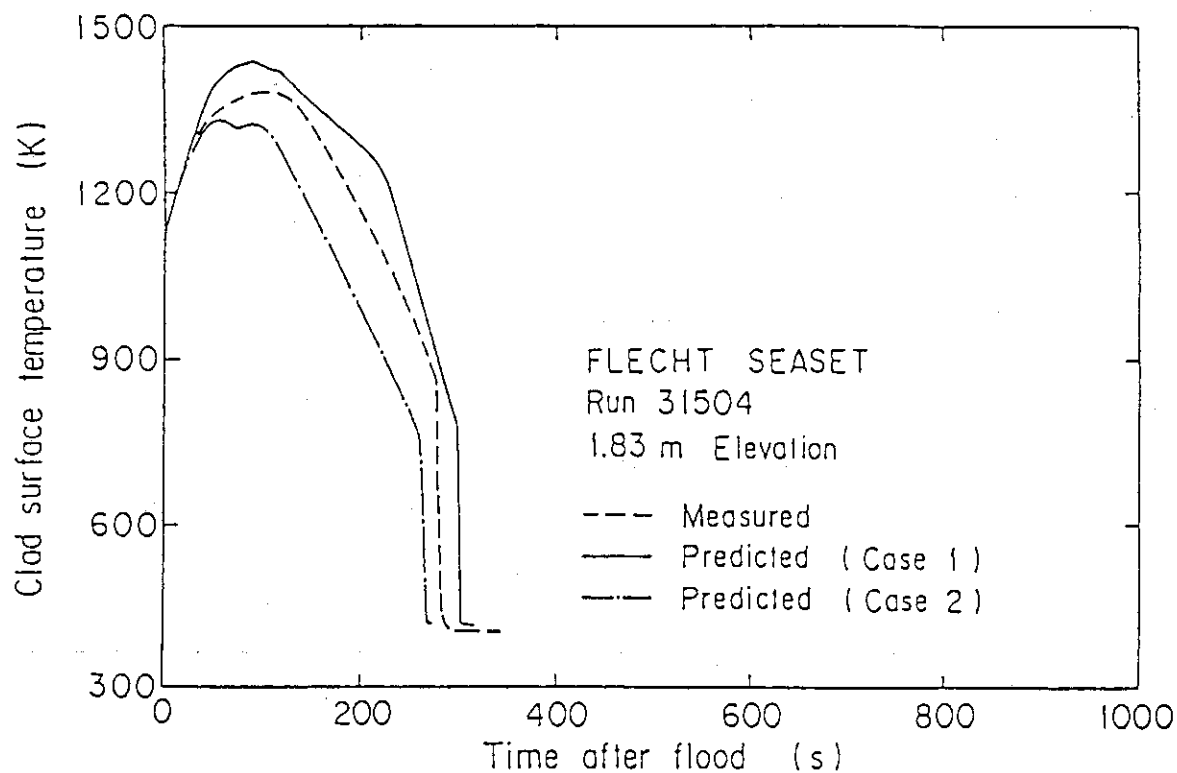


図5 FLECHT-SEASET実験のREFLAコード
によるシミュレーション
(上：被覆管温度履歴，下：クエンチフロント進行)

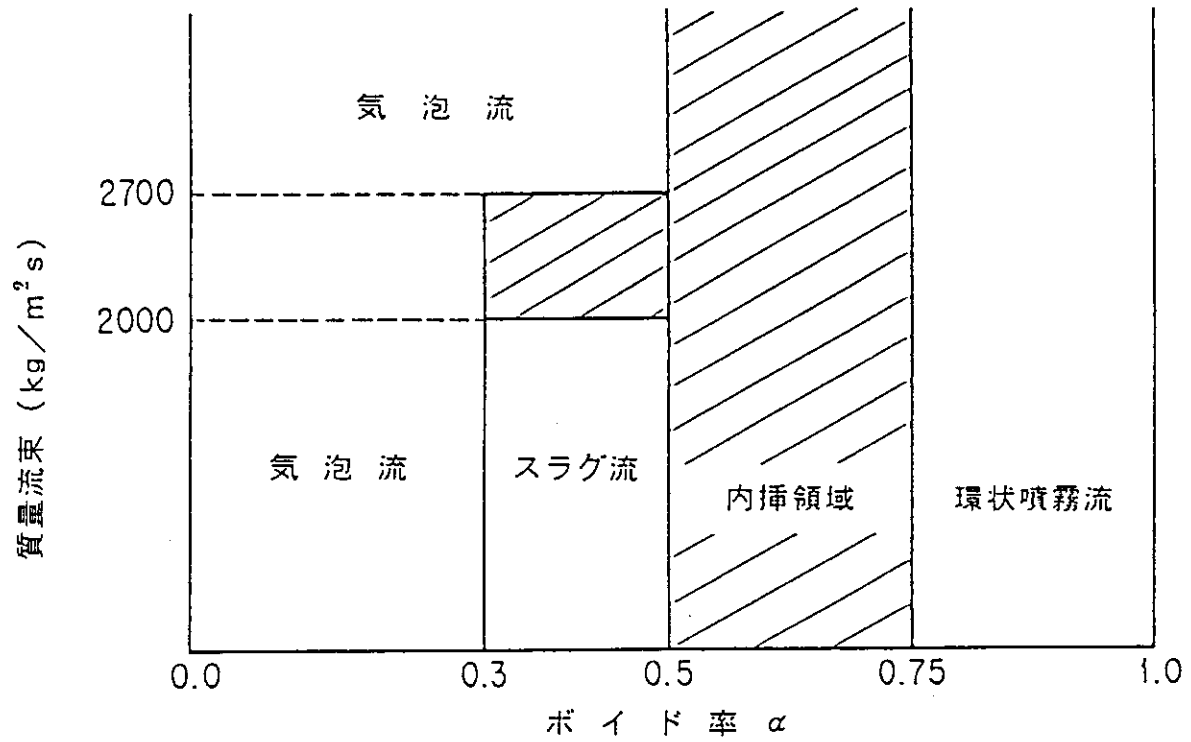


図6 TRAC-PF1 流動様式マップ

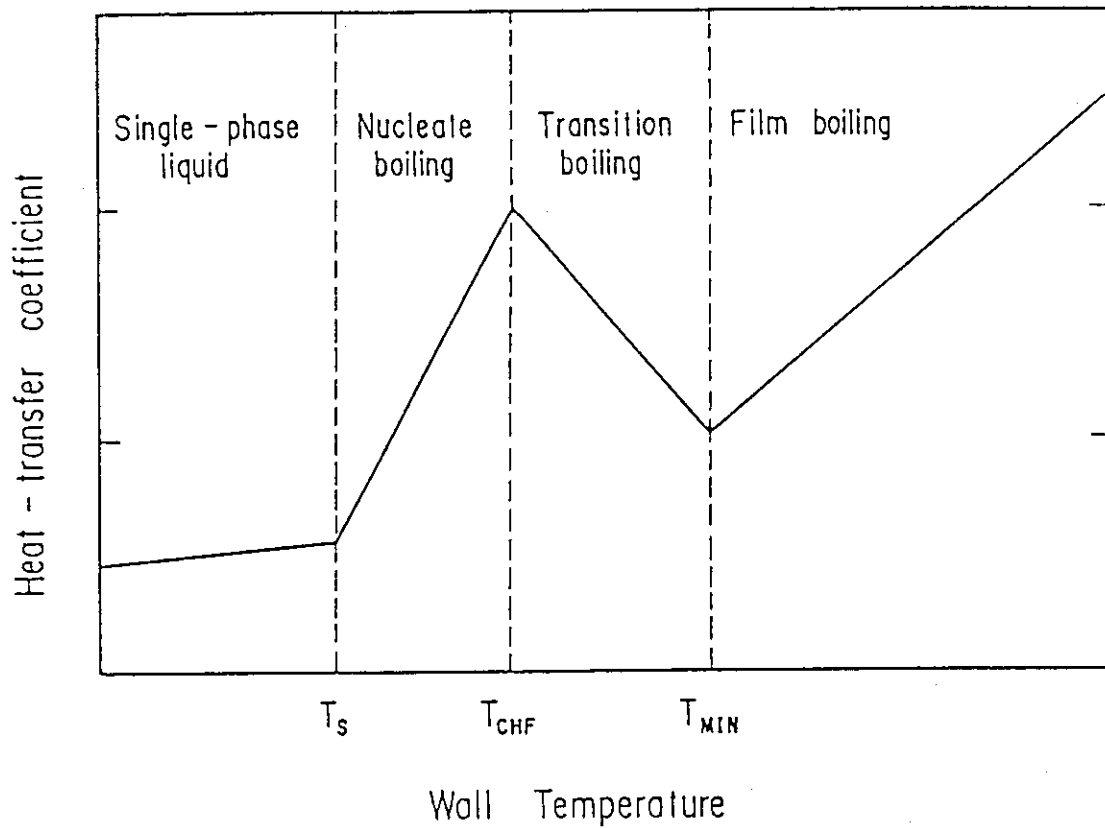


図7 TRAC-PF1 沸騰曲線

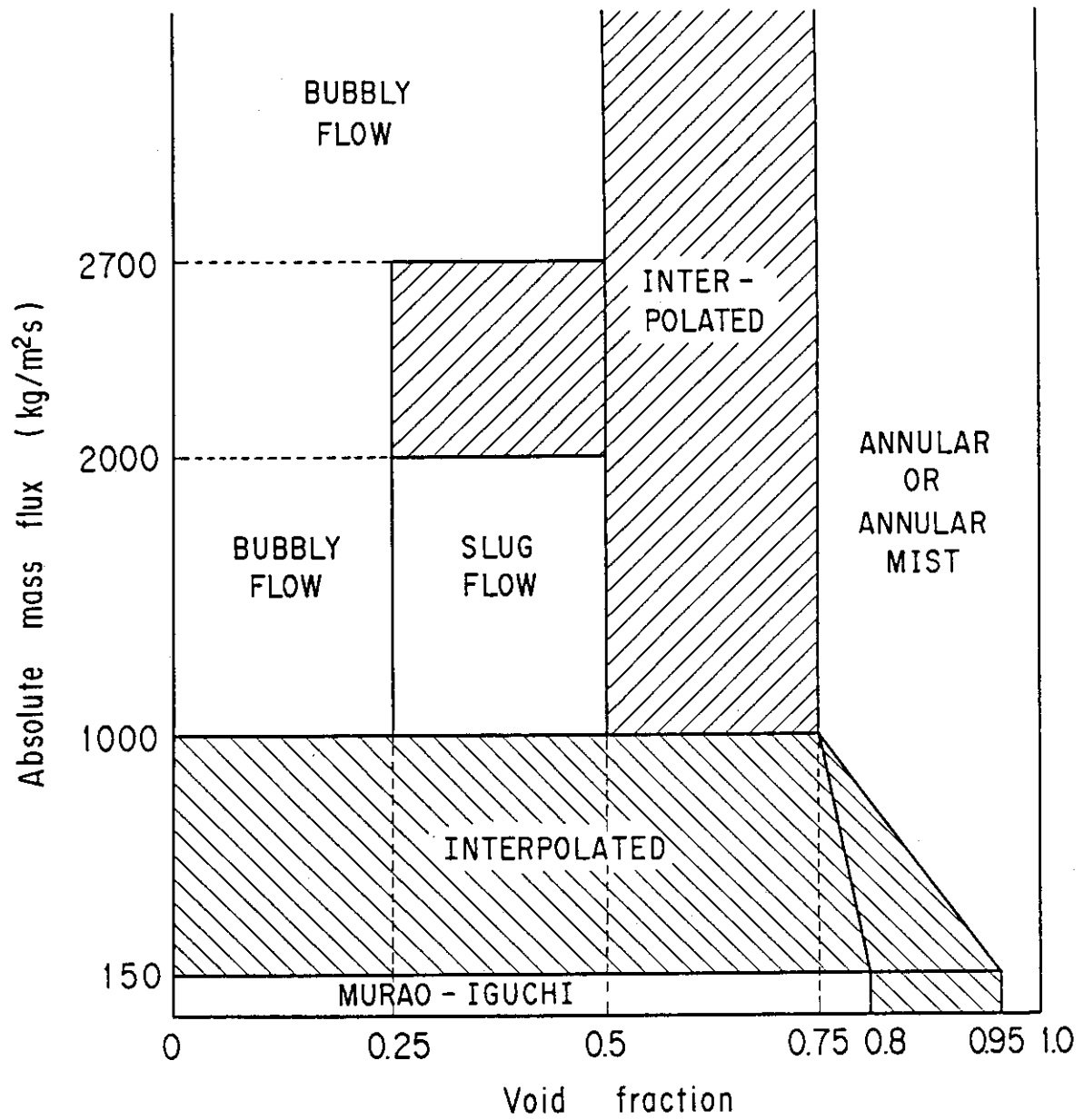


図8 村尾-井口の相関式を加えたJ-T R A Cコードの
流動様式図

レベル位置

上部 プレナム … 2 セル
 炉心部 … 35 セル
 下部 プレナム … 1 セル

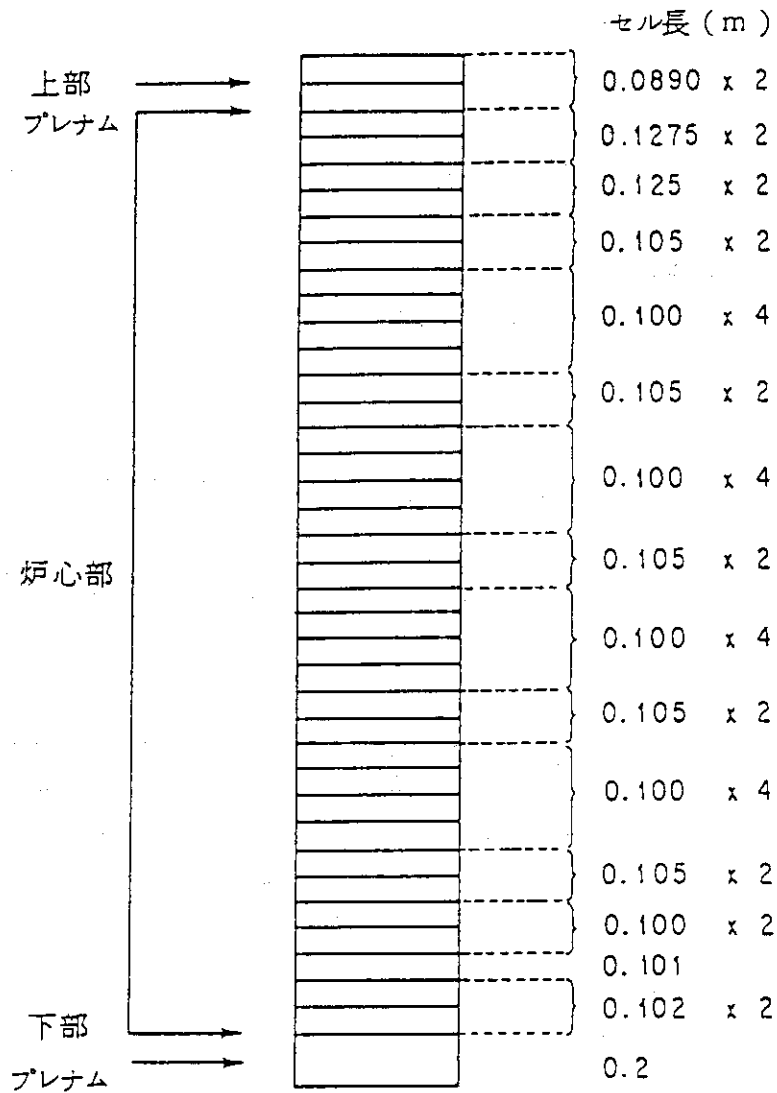


図9 炉心部セル分割

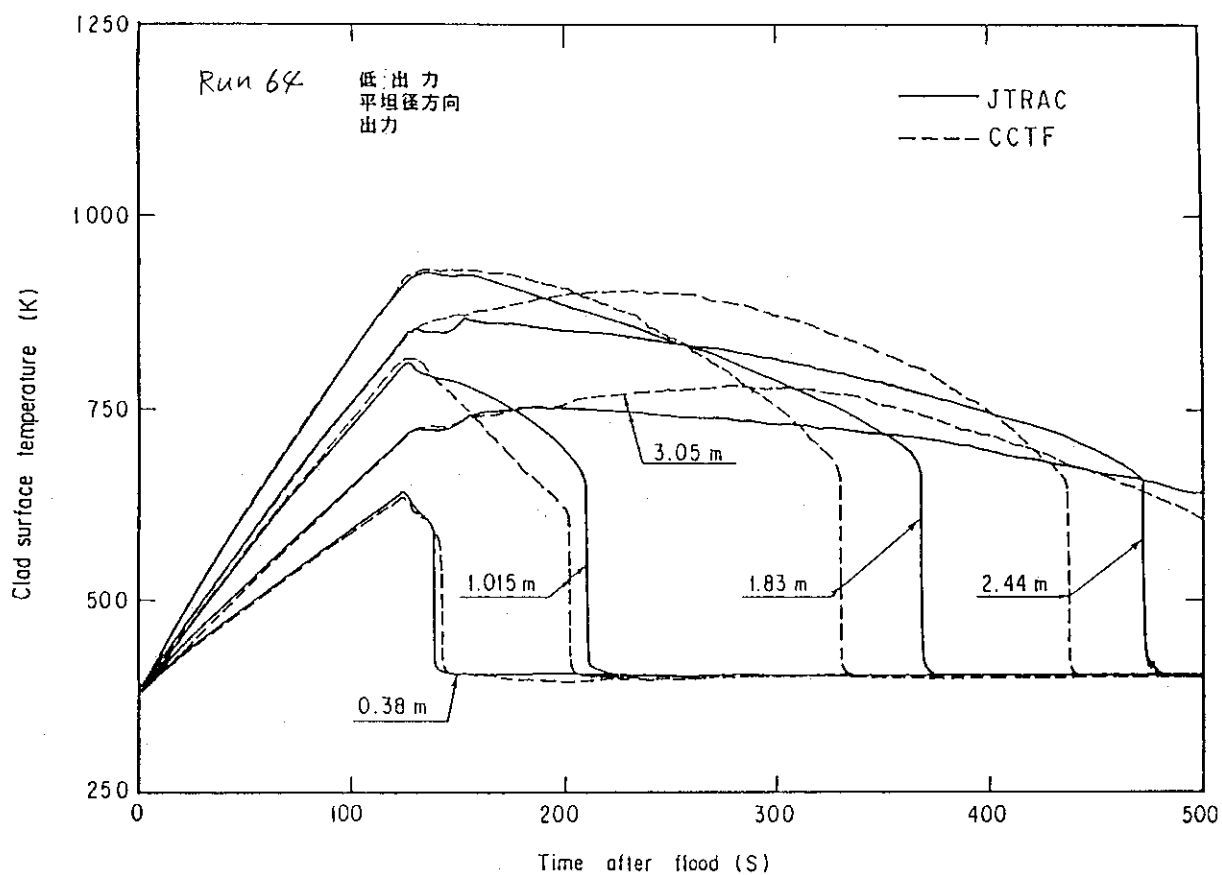


図10 被覆管表面温度

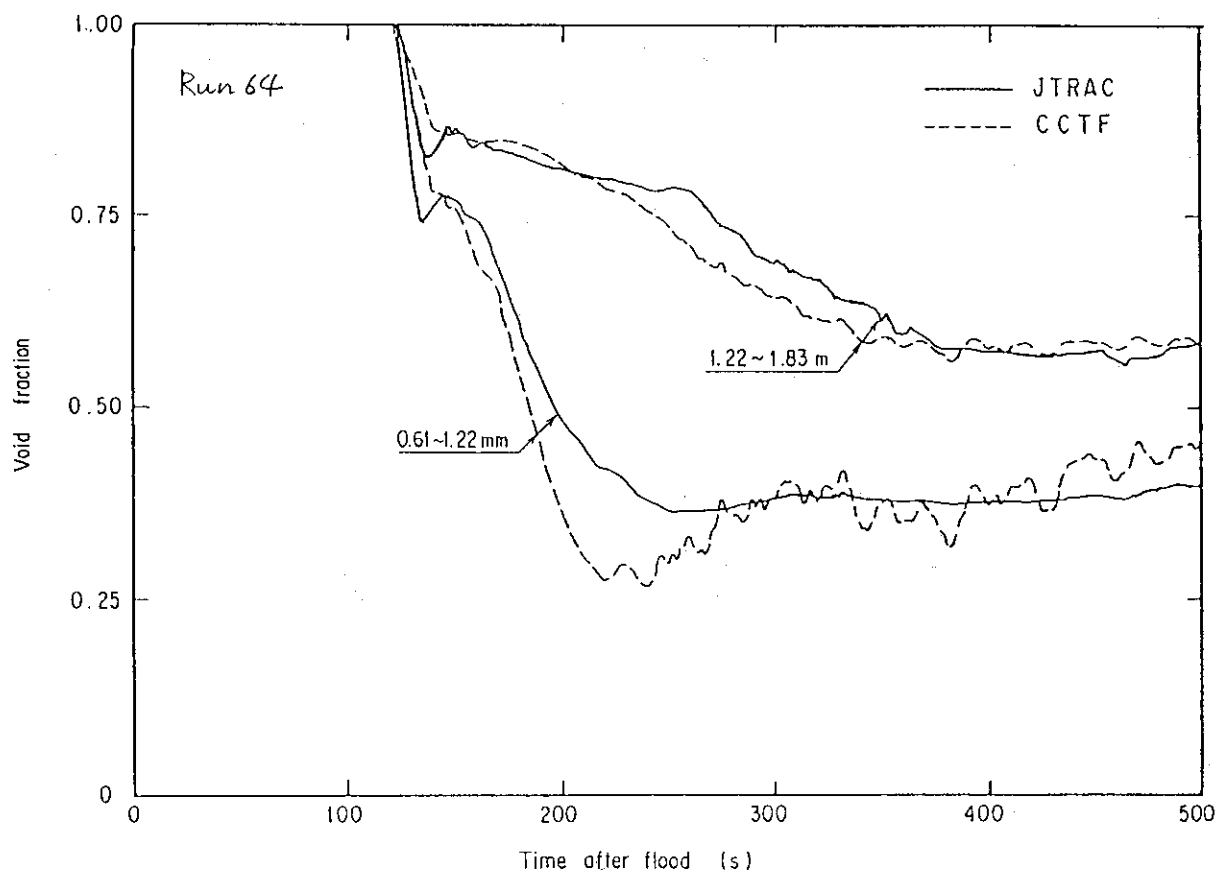


図11 炉心内蓄水分布

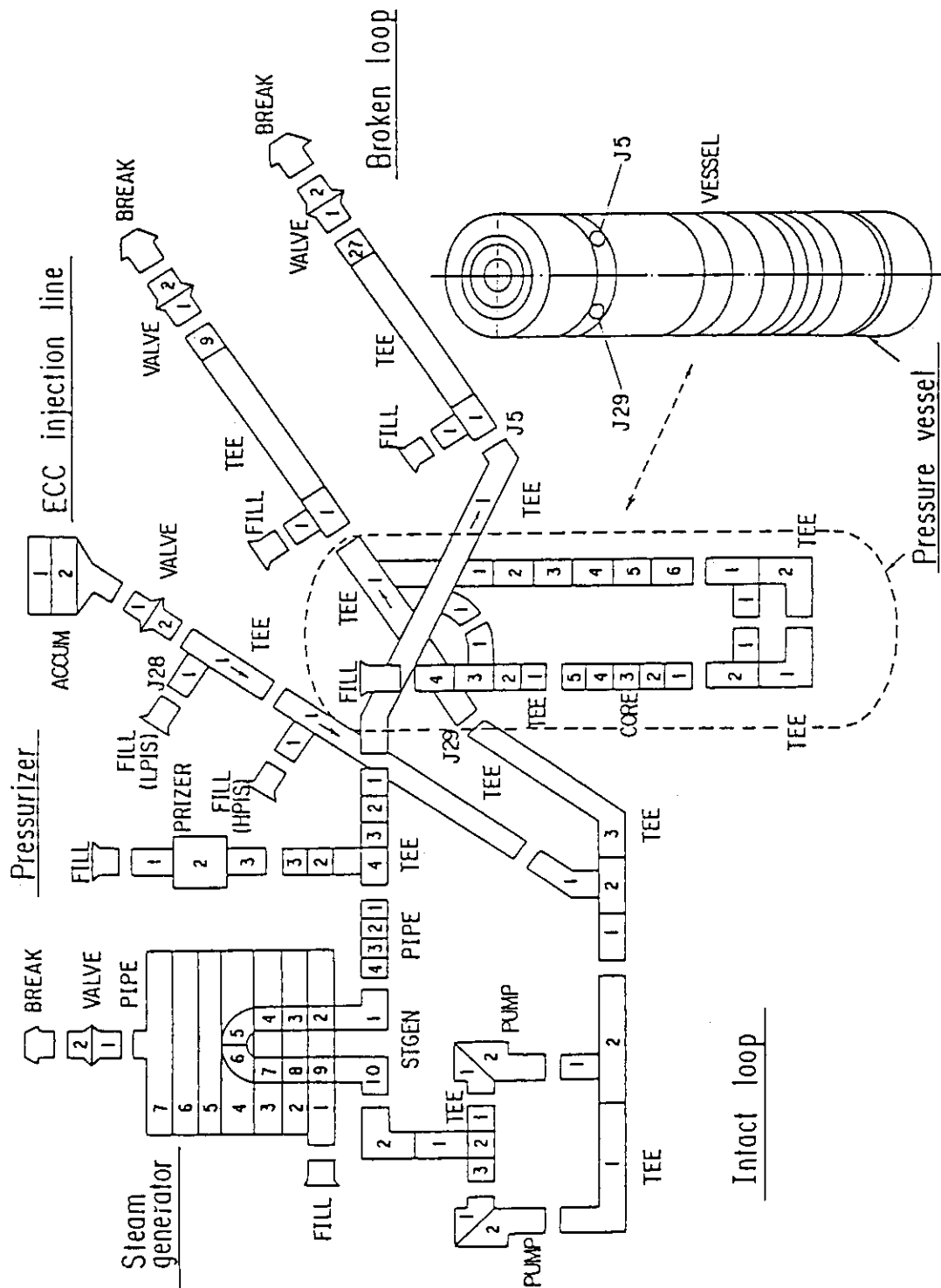


図12 LOFT L2-5 試験解析のためのノーディング

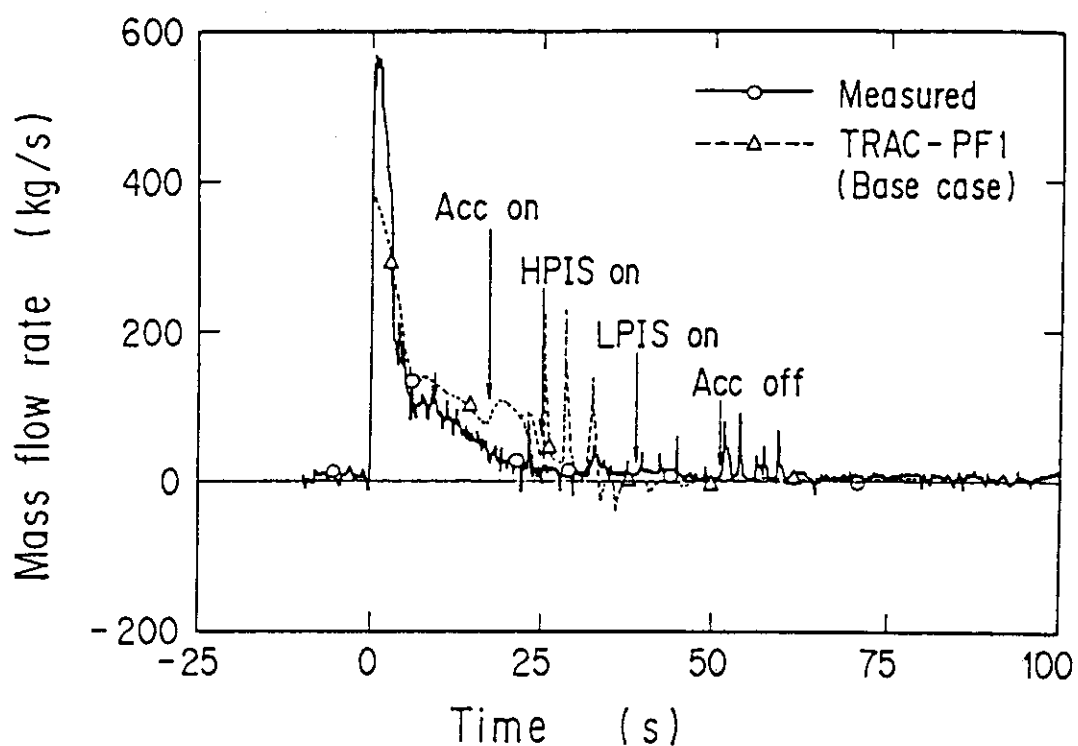


図13 破断コールドレグ質量流量

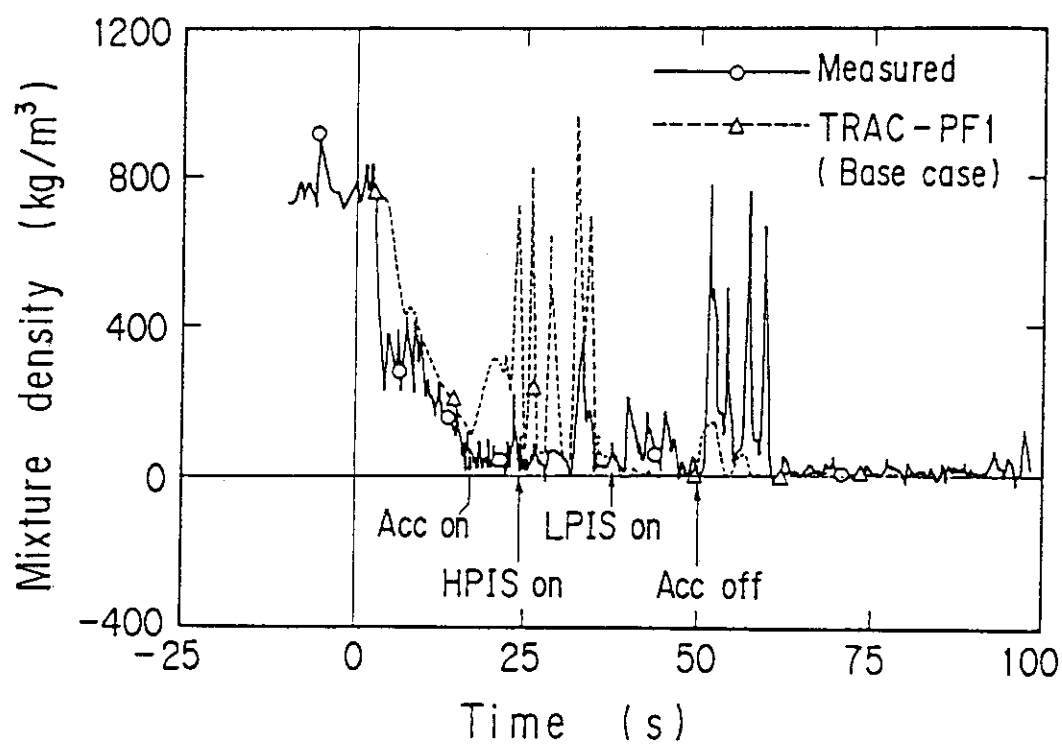


図14 破断コールドレグ二相混合流密度

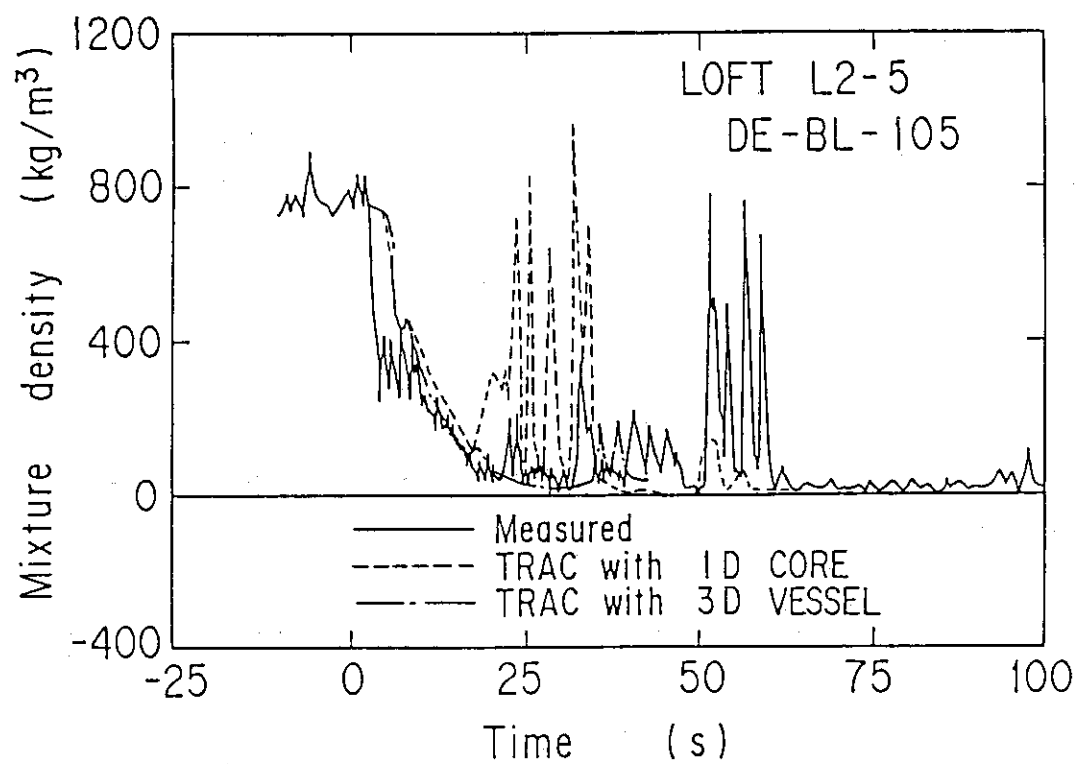


図15 3次元Vesselを使用した場合の破断コールドレグ
での二相混合流密度の計算結果の1次元Core
を使用した場合との比較

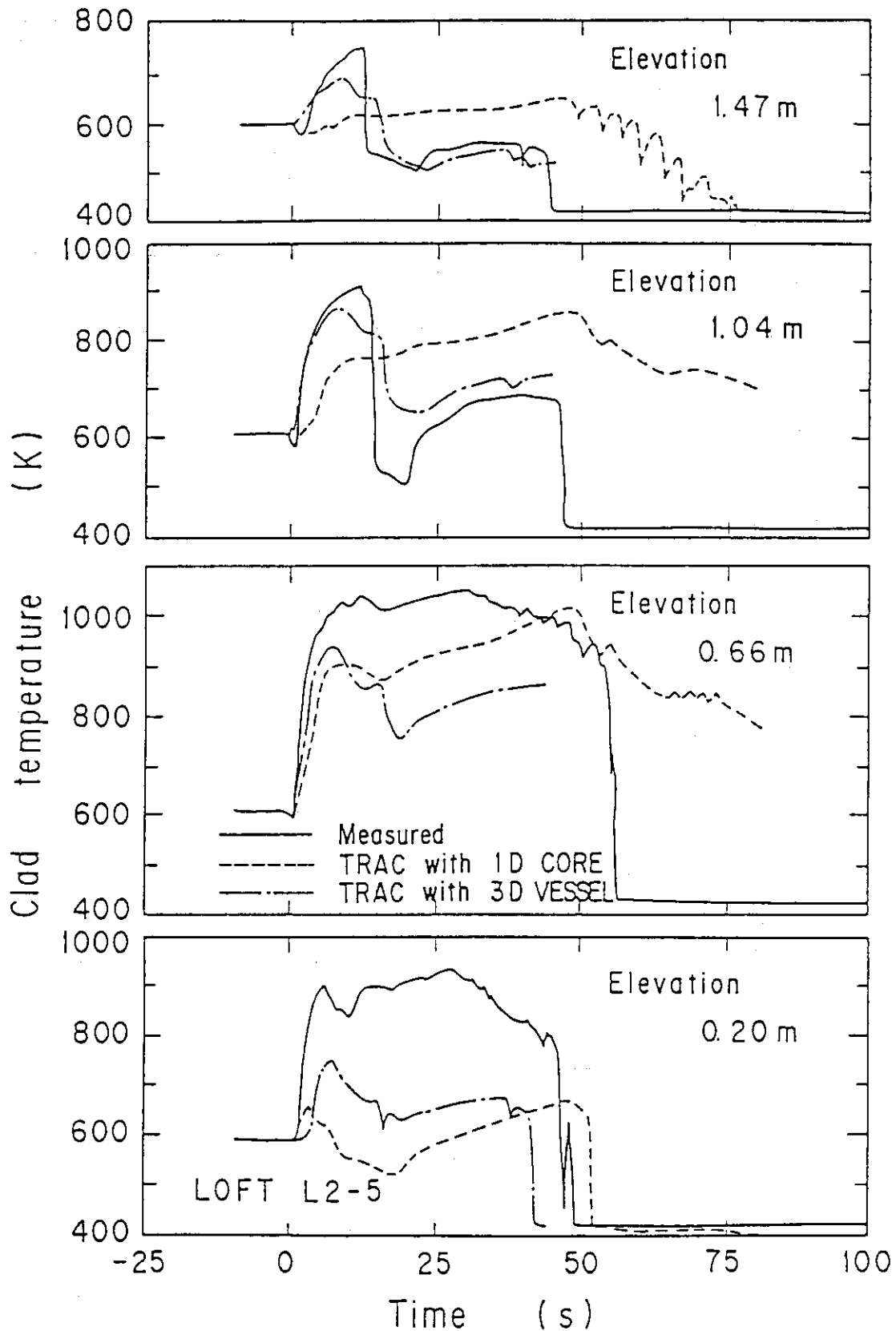


図16(1) 3次元Vesselを使用した場合の高出力燃料棒被覆管温度の計算結果と1次元Coreを使用した場合との比較

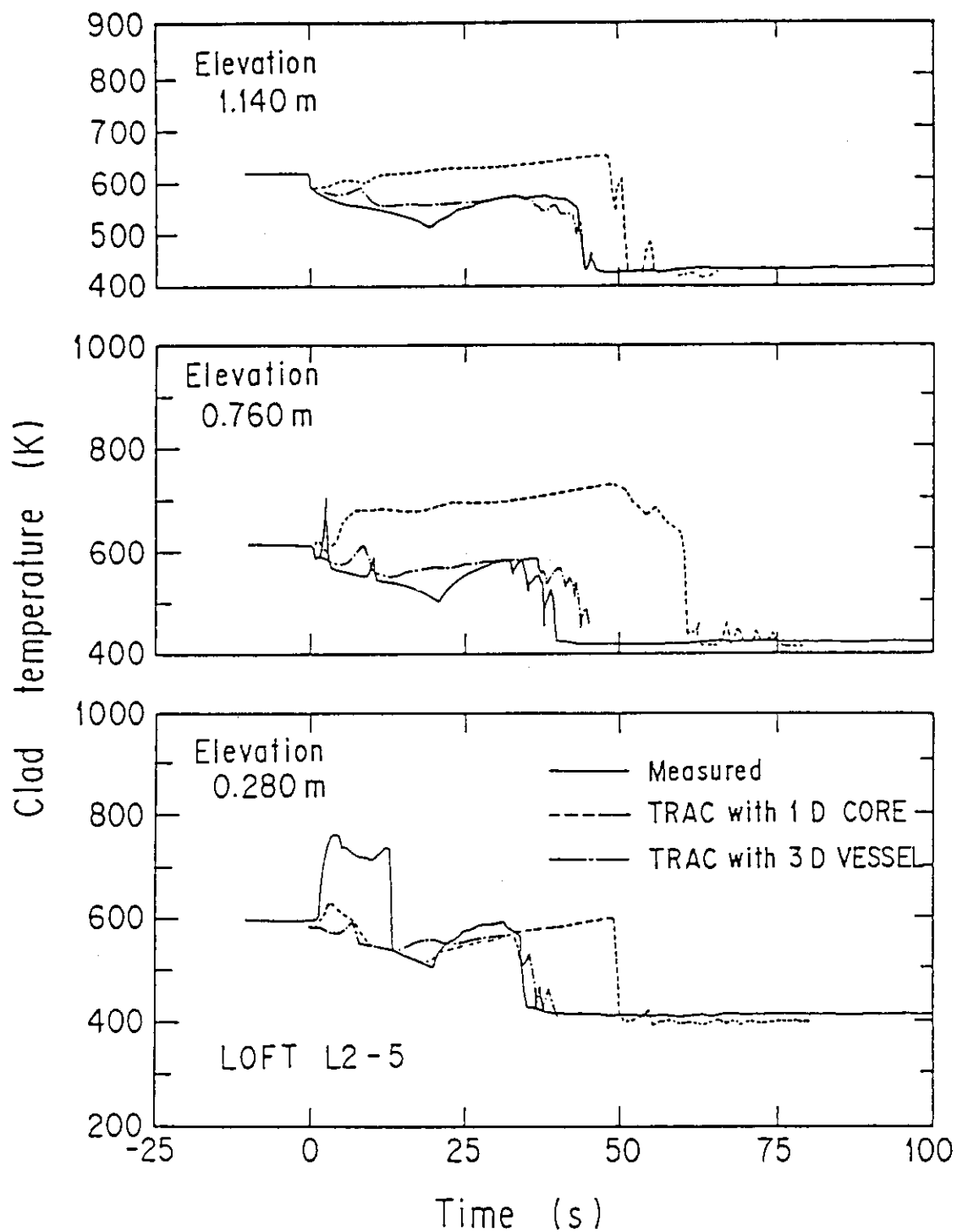


図16(2) 3次元Vesselを使用した場合の低出力燃料棒被覆管温度の計算結果と1次元Coreを使用した場合との比較

3. 中小型次世代炉の研究開発の動向

この章では、次世代に向って期待されるであろう中小型発電炉として、最近国際的に関心が高まりつつある固有安全炉の研究開発の動向について述べる。この炉概念の主要なものとして、軽水炉、高温ガス炉及び高速炉を採り上げ説明する。

3.1 固有安全軽水炉

伊勢武治（原研）

今日まで、我が国を含む世界中で、多重防護の安全設計に基づく大型軽水炉路線が定着してきている。一方、先進諸国における電力需要伸びの鈍化及び投下資本の増加、並びにTMI事故を契機として中小型炉の提案がなされるようになってきた。こうしたなかで、チェルノブイリ事故以降は特に固有安全炉への期待が高まってきたように思われ、既に幾つかの固有安全炉概念も提唱されている。

ここでは、このような経過から固有安全炉とは何かを考えるとともに、今まで海外諸国で提唱されている固有安全軽水炉の炉概念を中心に紹介する。いずれの炉概念も、今までの発電炉とは異なり、受動的な安全設計原理に基づくものである。すなわち、

- (1) 固有安全炉のパイオニアであるASEA-ATOM社（スウェーデン）のPIUS-PWR
 - (2) PWRに自己加圧自然循環原理を採用し、ポンプも制御棒（中性子吸収材）も省略したCE社のMAP
 - (3) 研究炉TRIGAを改良し、PIUS原理を採用して小型熱併給PWRとしたGAT社のTPS
 - (4) ASEA-ATOM社のPIUSに対抗して、特殊な受動的作動弁を採用した、ORNLのPIUS-BWR
- 等である。

また、これら世界の動向に対する我が国の動きにふれるとともに、我が国で提唱されている固有安全軽水炉についても述べる。

3.1 Inherently Safe Light Water Reactors

Takehara Ise (JAERI)

Today's large nuclear power reactors of world-wise use have been designed based on the <defence in depth> philosophy. It seems that recent less electricity demand rates, higher capital cost and the TMI accident let us acknowledge relative small and simplified nuclear plants with safer features, and that Chernobyl accident in 1983 underlines the needs of intrinsic and passive safety characteristics. In such background, several inherently safe reactor concepts have been presented abroad and domestically.

First describing 'Can inherently safe reactors be designed,' then I introduce representative reactor concepts of inherently safe LWRs advocated abroad so far. All of these innovative reactors employ intrinsic and passive features in their design, as follows:

- (1) PIUS, an acronym for Process Inherent Ultimate Safety, or an integral PWR with passive heat sink and passive shutdown mechanism, advocated by ASEA-ATOM of Sweden.
- (2) MAP(Minimum Attention Plant), or a self-pressurized, natural circulation integral PWR, promoted by CE Inc. of the U.S.
- (3) TPS(TRIGA Power System), or a compact PWR with passive heat sink and inherent fuel characteristics of large prompt temperature coefficient, prompted by GA Technologies Inc. of the U.S.
- (4) PIUS-BWR, or an inherently safe BWR employing passively actuated fluid valves, in competition with PIUS, prompted by ORNL of the U.S.

Then, I will describe the domestic trends in Japan and the innovative inherently safe LWRs presented domestically so far.

1. はじめに

固有安全炉の炉概念が生れる背景は、各々の国によって多少異なると思われるので、主要な国のエネルギー供給に関する国状についてまず述べ、次にPIUS炉概念が生れた動機について述べたい。

ソ連は世界で初めて原子力による発電を行った（1954年）ことはよく知られている。エネルギー資源の80%がシベリヤにある一方、エネルギー消費をする人口の75%がヨーロッパにあるので、当初から原子力利用に熱心であり、現在では原子力発電は電力の約10%となっている¹⁾。また、極寒地方が多いので物資輸送手段として原子力砕氷船が世界で最も多く利用され（現在までレーニン号を始めにして4艘就航中であり、3艘建造中である³⁾）、熱供給及び海水淡水化にも強い関心があるようである²⁾。国土は広いのでサイト問題は比較的少ないと思われるが、発電所周辺30 km以内は現在では非居住区域であるようだし¹⁾、1986年4月に起ったチェルノビル原子力発電所の事故は、サイト問題ばかりでなく原子炉の炉型に関しても、世界に強い関心を引き起し、あらためて原子炉システムの固有安全性について再認識させたように思う。

オーストリーでは、ツルナフェルド原子力発電所が1978年完成以来運転開始は未だのようである¹⁾。スイスでは原子力発電所新設の際は半径30 km以内の住民の合意が必要のようである¹⁾が、化石エネルギーによるSO₂及びNO₂の問題に対処するため、原子炉による熱供給も具体的に⁴⁾なりつつある。

アメリカ合衆国は、世界における原子力発電の30%を占める原子力発電先進国であるが、経済不況による電力需要伸び低下、高金利による長い建設期間のディメリット等のため、1978年以来原子力発電所建設の新規発注がないとのことである²⁾。さらに、1979年に起ったTMI発電所二号機の事故が原子炉の安全性に関する規制をより一層厳しいものとさせており、これも新規発注に対する躊躇の一原因であろう。

日本の場合の特徴は、主要国の中では特にエネルギーの海外依存度が高いことである（図1参照^{*)}）。100万kWの発電所を一年間運転するのに要する燃料は、石油なら140万トン（20万トンタンカーで7隻分）だそうであるから¹⁾、最近の中近東状況の悪化を考えると、この点では国際状況の変化の影響を受けやすい国と云えよう。

PIUS炉概念（PIUS炉に代表される固有安全原理に基づく炉概念）が生れた動機にふれる。一つは上に述べた先進諸国の現状であり、もう一つは以下に述べる。TMI発電所の事故の教訓から、運転員等の操作ミスがあっても大事故を防げる原子炉及び炉心露出（大規模な燃料破損につながる）に結びつく大LOCAを防げる原子炉が望まれるようになってきたこと；新しいユーザーの開拓のため、開発途上国（発電炉の建設能力・運転能力の不充分及び国状不安定のような問題がある）等でも利用できる原子炉が期待されていること⁵⁾等である。

大型炉では、大LOCAは口径の大きい（約70 cm）一次冷却系主配管の破断に因る。この大口径配管を無くし、すなわち、蒸気発生器を原子炉容器内に内装してしまう炉型（一体型PWR

*) 新エネルギー総合開発機構編著「ニューエナジー・技術導入とビジョン」電力新報社（昭和60年）

と呼ぶ)は船用炉開発の過程で早くから設計研究が行われてきた。図2にループ型PWRと対比して一体型PWRの原子炉容器の構造を示す。ループ型では原子炉容器と蒸気発生器とを結ぶ一次冷却系主配管の口径が大きく(この例は3000MWt級の例であるが、約70cm I.D.である)、この大口径配管の破断によるLOCAでは図3(右図)に示すように、約40秒間に亘って炉心が露出してしまう。一方、一体型炉の方では炉心冠水は維持できている。また蒸気発生器を炉心より高く配置するので自然循環能力が高く、その結果一次冷却系主ポンプ揚程も小さくて済む。蒸気発生器伝熱管内側が二次側なので、I S I時に一次側を開放せずに済むメリットも有する。最近のABWRでもインターナル・ポンプを使い大LOCAを防ぐ構造になっているが、固有安全炉指向としては能動的な制御棒駆動装置は使い難いので、ボロン水を用いたい。そこで、一体型PWRの炉型が選ばれたのであろう。次に、固有安全炉の定義についてふれたい。

固有安全炉との定義はまちまちであろうが、一応次のような特徴をもつと考えてよいであろう。⁹⁾

- ① 負の大きな温度係数：燃料ならばドップラー係数，セル効果（TRIGA燃料のとき，後述）。熱膨脹も含められる。減速材ならばボイド係数，減速材温度係数等。
- ② 受動的な安全系システム：電気による駆動や運転員操作によらない原子炉停止設備及び崩壊熱除去設備のことである。重力はその代表的な例で，ボロン水の重力による非常時炉心注入（PIUS炉で採用，後述）がそうである。信号或いは運転員操作による動的機器利用の現行発電炉ECCSシステムとは異なる原理に基づくので，“受動的（passive）ECCS”と呼ばれる。冷却材や気体の熱水力原理に基づく“自然循環”による冷却もこの例である（炉心冷却ではSBWR，MAP炉がある。後述。格納容器冷却ではPRISM炉がある。3.3章参照）。自重落下方式の制御棒，水圧差動弁等は一応受動的とは考えられるが，動的機器であるので異論があるかも知れない。一度議論の要する処であろう。逆止弁も受動的ではないと云う意見もある。

固有安全性が高い炉システムと云うことであれば，最近では安全性も高め且つ経済的にも期待できるような設計で“簡素化された（simplified）炉システム”が考えられるようになった。⁵⁾炉心冷却系主ポンプをインターナル型にして原子炉容器に内装したり（ABWR）⁷⁾，更に自然循環炉心冷却を採用してポンプを省略し系統を簡略化した炉（SBWR，MAP），蒸気発生器を原子炉容器内に内装した一体型PWR炉等がその例である。このような簡素化された炉システムの設計思想は多くの固有安全炉で採用されている。⁶⁾

このような簡素化は経済的にも引き合うと云う報告がある。これによると，例えば動的機器であるポンプには，バルブ，配管，計器類，ケーブル，電源時のハード的な費用，及び運転，維持管理，設計・据付，QA・QC等のソフト的な費用が末広がり状にぶら下がっている。在来炉に上述したような簡素化された受動的な安全システムを採用すると，ポンプ類の60%，バルブ類の80%が省略できると云う（図4参照）。

更に建設期間の短縮が可能なので，この点でも経済的メリットが出てこよう（即ち，時は金なりである）。現行発電所プラント建設の例として完成までの11年とし中小型固有安全炉の例として完成まで4年との建設コストを比較すると1/2になると云う（図5参照）。

2. 世界における炉概念開発の動向

PWRに属するものとして代表的なものに、PIUS-P、TPS、MAP及び流動床炉；BWRに属するものとして代表的なものに、PIUS-BWRがある；SBWRは固有安全性を高めた中小型BWRである。

2.1 PIUS (Process Inherent Ultimate Safety)¹⁰⁻¹⁸⁾

Swedenの発電炉メーカーASEA-ATOM社によって提唱され、世界的に固有安全炉とは何かを問うた革新的な固有安全軽水炉である。モデューラ型¹¹⁾の原子炉機構を図6（垂直断面¹³⁾）及び図7（水平断面¹¹⁾）に、炉心構成詳細を図8に、プレストレスト・コンクリート・圧力容器構成を図9に、冷却系系統フローを図10に、及び蒸気発生器（パヨネット伝熱管採用貫流型）構成を図11に示す。設計主要目値を表1に示す。

原子炉は、厚さ8m、内径13m、内高33mのプレストレスト・コンクリート製（PCR/V）原子炉容器中のプール水底部に置かれている。プール水は50℃、2200ppmの硼酸水であり、非常時の原子炉停止及び崩壊熱除去の役目を果す。一次冷却水の流れを図12に示す。一次冷却水は通常運転中は、“密度差ロック”（density lock；プールの上部と下部にあり、熱水／冷水インターフェイス、hot/cold interfaceとも呼ばれる）プール水とは隔離されている。PWRなので、反応度制御はケミカルシム及びバーナブル・ポイズンによる。密度差ロックは乱流により一次系とプール水が混ざるのを防ぐため、長さ2m、直径5cmのチューブ群（すなわち、ハニカム構造）から成っている。ヒートシンクが喪失するような事故（主給水ポンプトリップ）の場合は、図13に示すように、炉心内一次水の温度上昇（沸騰）によって生ずる循環流が一次系ポンプ循環流より優るようになる。すなわち、炉心側差圧（密度）がプール水差圧（密度）より小さくなり、この結果このボロンを含むプール水が下部密度差ロックを通して流入し、原子炉は停止する。これがPIUS原理と云われているものである。

このPIUS原理を証明するため、熱水力挙動解析コードRIGEL（有名なRETRANコードの設計用版に相当）を開発し、一方3MWの熱水力実験装置ATLE（図14及び表2参照）による実験も行っている。熱水力解析では、一次系ポンプトリップ、主給水ポンプトリップ、主蒸気管破断、一次系の異常な減圧、一次系ボロンの異常稀釈、及び冷態停止時起動の事故解析を行っている¹⁸⁾。一次系ポンプトリップ（冷却能力喪失）事故解析を図15に、一次系ボロンの異常稀釈事故解析（反応度事故）を図16に示す。

最近入手した情報のうちの幾つかを以下に紹介する。ASEA-ATOM社では、熱水力実験装置ATLEを用いてPIUS原理証明のための実験を行っているが（実験項目の一例を表3に示す）、この実験結果とRIGELコードによる解析結果の比較の一例を示す。図17（一次系炉心入口・出口温度）、図18（電気伝導度 conductivity は、炉心に流入したプール水ボロン濃度に相当；実験は非核実験なので、ボロンの替りに硫酸ソーダを用いたことに因る）及び図19（原子炉出力）は、負荷変動（load following）実験の結果である。図20（原子炉出力、電気伝導度）及び図21（密度ロックを通過するプール水の流速）は、一次系ポンプトリップ（recirculation pump trip）実験の結果である。いずれの実験結果もPIUS原理をよく証明していると思われる。

る。また、RIGELコードは設計用ではあるが、この種の熱水力解析コードとしては非常に良く実験と一致していると云えよう。

今までの発表では、モジュラー型の設計例と共に、シングル型（PCRVR原子炉容器内に原子炉1基）も発表されているが（図22参照）、双方共、蒸気発生器及び一次系ポンプがPCRVR原子炉容器内に内装されていた。これらの機器がいずれも水没であると言う点で、現行発電炉と異なり、経験が少ないと思われる。これが原因であろうが、シングル型に対して、現行発電所での経験がストレートに利用できるように、蒸気発生器と一次系ポンプをPCRVR原子炉容器の外に出した設計（蒸気発生器外装型：PIUS with external steam generation）を最近発表¹⁶⁾している。

図23はこの蒸気発生器外装型PIUSの主冷却フロー原理の説明図である。この炉型は一体型炉ではないので主配管破断事故に対する対策が必要である。これに対しては、PCRVR原子炉容器上部にサイフォン・ブレイカーを設置して、LOCAが起っても、この位置で炉水位低下を止めるようにしている（これは研究炉一般で採用されている設計である）。設計主要目値を表4に、原子炉システム全体構成を図24（垂直断面）及び図25（水平断面）に示す。PCRVRの上部が鋼製になったのも特徴のひとつである。このように幾つかのオプションが考えられるので、最近では、図26に示すように、広い範囲の設計をオプションとして主張している。

最後にPIUSの特徴を箇条書きに示す。

設計方針としては、

- ① 炉心を如何なるときでも水没させておく（炉心冠水維持）。
- ② この炉心からの出力は、冷却能力以上にはさせない（冷却能力確保）。

この方針に基づいて行われた設計の特徴を示すと、

- ㊶ 事故時対応は、信号ピックアップ、外部動力による弁操作等のような能動的操作に依らない（passive actionの採用）。
- ㊷ このため、原子炉停止及び崩壊熱冷却は、大容量のボロン水の重力注入及び自然循環によるものとする（密度差ロック及び大PCRVRを用いた一体型炉の採用；炉プール水は3000 m³で、炉心露出まで一週間冠水維持可能）。
- ㊸ 漏れないプールの設計（PCRVRの炉心冠水維持部は3重構造）。
- ㊹ 特に設計方針②に基づき、燃料健全性維持すなわち、低出力密度（BWR燃料）の採用（現行PWRと比較すれば明快、表5参照）。
- ㊺ サボタージュ、テロ、通常兵器等による、運転操作に対する妨害に耐えるよう厚いプレストレスト・コンクリートから成る原子炉容器の採用（最小厚さ8 m、原子炉容器蓋3000 ton）。
- ㊻ 二次系が管である直管式貫流型蒸気発生器の採用（管の外が一次系で圧が高いのでクラック等による伝熱管破損が起り難い）。
- ㊼ 使用済燃料は20年間炉内に貯蔵できる炉プールの広さ。

少しパブリック・アクセプタンスを意識し過ぎた設計の感がしないでもない。技術的可能性及び経済的可能性に対しより突込んだ検討が米国でなされ、最近報告書としてまとめられて¹³⁾いる。

2.2 T P S (T R I G A Power System)^{19)~23)}

研究用原子炉TRIGAの多くの製造経験(63基, 23ヶ国で使用)を有するGA Technologies社が, この炉の固有安全性の高い(大きい即効性の負の温度係数)燃料とPIUS原理に基づく事故時冷却を組合せた, 小型固有安全炉T P Sを提唱している。この原子炉は図27に示すように, 1980年当初から軍関係で電力と暖房の併給炉として実際に用いられていたようである。最近では民生用として暖房, 海水脱塩等の熱併給炉用炉概念が発表された。また, カナダの深海潜水調査艇SAGA-Nの動力としての採用が決定し, 現在設計中とのことである。²³⁾

熱併給炉としてのプラントシステムを図28に示す。2つの確立した技術であるTRIGA炉と有機冷媒(R-114, 商品名フレオン)使用のランキンサイクルとの組合せである。単ループPWRモジュール型原子炉を図29に示す。このプロセスで165℃(330°F)以上の温度が得られるので, 脱塩或いは暖房用に充分である。併給用の熱は戻りラインから採られる。一次系はバルブは持たない。一次系熱交換器は二次側がチューブである。

通常運転時の冷却フロー, 及び事故時の冷却フローを図30に示す。この炉システムの全体的特徴は, passive safetyに基づいていることである。原子炉モジュール内では熱水(一次水)と冷水(炉プール水)とでは分離されている。一次系バウンダリー破損の際には, 炉プール水(硼酸は含んでいない)は崩壊熱除去に充分な冷却インベントリを保証する。そして補助冷却系(自然循環)によって71℃(160°F)に保たれる。一次水は全インベントリの9%である。

例えば, 一次系の流量喪失, 即ち一次系の強制循環が止まると, ダウンカマにあるヴェンチュリ管(PIUSと同じようなハニカム構造の密度ロックとなっている。図31参照)の開口部から炉プール水が流入し, その結果, 炉心冷却のための自然循環流路(炉心→ライザー部→タンククーラー)が成立する。補助冷却系(冷却ポンド)は100%の冗長性を有する。この安全システムでは, バルブ, ポンプ, 或いは能動的な操作, 電気信号等は必要としない。尚図31で, ヴェンチュリ管喉部の調整は一次系からのヒートロスを最小にするために行われる(プラントの熱効率を最大にするためで, 安全性のためではない)。原子炉スタートアップ時における水温変化及び負荷変動時における一次系フローの変化に対して若干の調整が必要であり, これらは圧力差信号によって自動的に制御される。定常運転中は調整の必要はない(一次系ポンプが可変なので, 必要ならばこれで流速コントロールする)。

炉心及び燃料の構成を図32に示す。炉心は原子炉熱出力64 MWtの設計では, 76の燃料集合体と36のベリリウム反射体要素から構成される。燃料集合体は25の燃料ピンで構成される。燃料ピンの直径は1.3 cm, 長さ97.8 cm, 被覆はインコイ800 H(熱膨張が大きいので耐PCMI性がある)である。燃料ミートは濃縮度19.9% ^{235}U -ZrHで, 強い減速材の水素を含むことから, 即効性の大きな負の温度係数を有する(図33参照)。このため制御棒を急速に引抜いたまゝでも炉出力が戻る性質(自己制御性)を有する(図34参照)ので, この性質を利用したパルス炉(TRIGA-ACPR, 日本では原研のNSRR)の設計もある。この燃料の特性が, この炉のもう一つの固有安全性である。バーナブル・ポイズンとしてはエルビウム(Er: ^{167}Er 20%, ^{166}Er 80から成り, ^{167}Er が1 eV附近に共鳴をもつ吸収断面積で $10^3 \sim 10^4$ barnである。希土類元素, 耐高温性)を用いている。

電力変換システム (Organic Rankine Cycle power conversion system) を図35に示す。フロン (R-114) 冷媒を用いたのは、比較的低温では蒸気より効率が良く、自動化運転での信頼性が高く、設備が簡単で且つ小型化できることである。一次系熱交換器中で超臨界圧まで暖められ (204℃, 41 bar), 単段タービンを通して膨張し、レキューペレーター (複熱器) に排出される。タービン、給水ポンプ及び発電機は一軸上にアライメントされモジュールを構成している。キューペレーターからコンデンサー (シェル側) に排気され、そこでホットウェル中に集められる。そして給水ポンプでレキューペレーターに送られて予熱され、一次系熱交換器へと戻る。表6に蒸気サイクルとR-114ランキンサイクルの特性の比較を示す。

安全性について述べる。この炉の燃料は大きな負の温度係数をもつばかりでなく、非常に高いFP保持性を有する。図36参照。燃料中心最高温度720℃を平均燃料温度と仮定しても、FP放出割合は0.13% (炉心寿命末期) で、発電炉燃料の値 (4%, $\leq 1600^\circ\text{C}$) より遥かに小さいので、環境へ放散されても敷地境界 (50m) 或いは低人口地帯境界 (1000m) でも許容線量率を超さない。安全解析の一例として、ホットレグ大破断時のRELAPコードによる燃料被覆温度の解析結果を図37に示す。被覆は炉プール水の炉心へのリフラッドによりクエンチされ、温度はすぐ下がる。最高温度は382℃ (720°F) で、制限値850℃ (1560°F) より充分低いことを示している。

最後に、この炉の設計主要目値及びプラントの特徴を表7にまとめて示す。

2.3 MAP (Minimum Attention Plant) ^{24,25)}

発電炉メーカーCE社が開発中の自己加圧・自然循環冷却方式の一体型PWRである。炉の制御は中性子吸収材 (制御棒或いはケミカルシム) によらず、一次系の圧力変化によって行う。オリジナル炉概念は1950年代後半に生まれ、そのときは自己加圧・強制循環冷却方式のPWRであったが、其の後の船舶用原子炉への応用に対する検討の中で、制御棒無しの一体型炉となり、更に自然循環冷却方式を採り入れて現在の炉型となった。安全性と稼働率が従来型PWRより大巾に改善され、またシステムが簡単になったことにより、コストも低減化されることである。炉出力1MWe～600MWeの範囲の設計研究している。

MAPの原子炉システム構成 (300MWe, 900MWt) を図38に示す。原子炉容器内に直管式貫流型の蒸気発生器12基を内装する。一次冷却水は炉心からライザー部を上昇し、蒸気ドーム (加圧器) に入り、円環状に配置されている蒸気発生器シェル側を通過して、炉心下部プレナムから炉心に戻る。この蒸気発生器モジュールは交換・保守が容易で、破損のような場合には運転中でも隔離できる。二次側系が伝熱管チューブとなっている。一次系はポンプ無しの全くの自然循環であり、自己加圧式なので加圧器は無い。二次側は強制循環で、若干スーパーヒートの蒸気が作られる。この900MWt級で原子炉容器の高さは25m (81フィート)、外径5.5m (18フィート)、厚み29cm (11.5インチ)、重量は600トンであり現行商用炉技術で取り扱える範囲である。

原子炉の制御は、ケミカルシム及び制御棒は用いないで、長期的にはバーナブル・ポイズンと一次系圧力の変化 (スペクトル・シフト) によって行い、短期的には減速材温度係数及び燃料温度係数の負のフィードバック機能による自己制御性によって行う。全出力運転時の一次系

の圧力はサイクル初期(BOC)の150気圧(2200 psia)からサイクル末期(EOC)の122気圧(1800 psia)まで変化し、この圧力差は負荷変動の全範囲をカバーする。十字形の制御棒(Cruciform Control Element Assembly)も設置されているが、これを挿入するのは、基本的には冷態停止のときのみである。前の設計では硼酸水による炉停止であったが、最近の資料ではこのCEA制御棒に変更されている。²⁴⁾²⁵⁾

十字形制御棒を含む燃料集合体(19×19)のレイアウトを図39に示す。燃料棒はZry-4被覆低濃縮の現行PWR燃料設計に基づいている。燃焼に伴う反応度補償はガドリニアを含むバーナブルポイズンで行う。燃料温度係数は $-1.6 \times 10^{-5} / ^\circ\text{F}$ であり、減速材のフィードバックも常に負であり、これは硼酸を含まないこととundermoderatedの燃料格子設計に因る。このフィードバックの大きさを図40に示すが、在来PWRのものより大きい。炉心は137集合体からなり、その実効長は3.45m(136インチ)である。

燃焼に伴う反応度変化は減速材のフィードバックに吸収されるが、燃焼時間(EFPD)と炉心反応度及び一次系圧力との対応を図41に示す。BOCのときの一次系圧力2200 psiaが、サマリウム生成のため一時2100 psia(50 EFPD)まで下がるが、バーナブルポイズン自身の燃焼のため2200 psia(550 EFPD)まで上がり、以降EOCに向って燃料燃焼のため下がっていく。このときの減速材フィードバックは2%の反応度を制御する。

MAPの炉心は、炉心の高さと低出力密度のため、キセノン振動に対して常に安定である。炉心軸方向の出力分布に対しては、3組成3領域に分けたバーナブルポイズンを用いる。このようにして全出力運転時の軸方向出力を平坦化する。燃料の最高線出力密度は16.4 kW/m(5 kW/ft)で現行PWRの約3分の1であるので、この余裕が燃料健全性、特にPCMIに有利である。

自然循環によって炉心冷却をしているので、炉心と蒸気発生器との自然循環ヘッドは9 m(30フィート)である。システム内冷却材フローと炉出力との関係を図42に示す。全出力運転時の平均質量速度 $300 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$ ($0.4 \text{ Mlb/ft}^2 \cdot \text{h}$)は、在来PWRより6,7倍低い。また図43に示すように、燃料温度の高い処の方で、質量流速が大きいので、強制循環による在来LWRにはない、この炉特有の冷却に対する余裕がある。炉心平均的考えでは、炉心入口でサブクールであり、炉心出口でゼロクオリティで飽和している。軸方向の冷却材クオリティを図44に示す。

炉心出力密度は現行PWRの約3分の1であるので、DNBに対して充分余裕がある。図45に示すように、通常運転中では最小DNBRは3であり、在来PWRの最小DNBR 2に比べ余裕がある。炉心サイクル中に、一次系圧力は次第に下がっていくので、炉心入口冷却材温度は、BOCの290°C(546°F)からEOCの265°C(504°F)迄下がっていく。サイクル中は一次系の流速は一定なので、冷却材温度が下がっていくことは、DNBに対してより余裕が生ずることになる。この間、最小DNBRは2.9から4.5へと変化する。

この炉の安全性上の主な特徴をまとめると

- ① 大LOCAが無い(大口径配管が無いから)。
- ② 流量喪失事故が無い(自然循環冷却だから)。
- ③ 大きな主蒸気管破断事故が無い(蒸気発生器は12基に分離独立であることと、二次系イ

ンベトリを少くしてあることによる)。

④ 重大なるATWSが無い。

また、タービン系、格納容器及びBOPのいずれも在来PWR技術と同じものである。更に、化学体積制御系、非常用冷却系、一次系ポンプ等を含む系統の不要を含む系統の簡素化、動的安全性機器が少ないこと、安全性が高いこと、等でコスト低減の上でも有利としている。

似たような、自然循環冷却、自己加圧方式の一体型PWRの炉概念(図46参照)を、B & W社でも発表している。²⁶⁾

2.4 PIUS-BWR²⁷⁾

ORNLから提唱された、PIUSと同じ炉概念をBWRに応用した固有安全炉である。この炉の炉概念を図47(PIUS-BWRの安全システム)に示す。運転条件は現行BWRと同じ(285℃, 6.9 MPa)であり、PCRVR(図48参照)は、この炉が自然循環冷却が行えるよう十分な高さがとられている。炉心は現行BWRと同じく、低濃縮燃料及びバーナブル・ポイズンから構成され、通常運転時の反応度制御は制御棒によって行われる。事故時には下部インターフェイスから、硼酸を含む炉プール水(冷水, 50℃)が自動的に炉心に流入する。炉の停止及び崩壊熱除去を行う考え方は、PIUSと全く同じである。

下部インターフェイスには、運転上の安定性確保の点から、FIVES或いはVIVESと云う受動的作動弁を設けている。FIVES(流体バルブ, 図49参照)はライザーに設置されている水ポンプと流体バルブから構成され、流体バルブの水圧(遠心力)でプール水の炉心への流入を防いでいる。VIVES(蒸気ロック内装ECCS, 図50参照)は、蒸気タービンで蒸気相圧力を制御して、プール水の炉心への流入を防いでいる。これらのバルブは、いずれも異常時には圧力差によって受動的に密度ロックを解除するので、炉プール水が炉心に流入することができる。硼酸水がタービン系に混入するのを心配する人もいる。

2.5 流動床型PWR²⁸⁾

吹き上げる流水中で、適切な間隔で球状燃料が存在すれば原子炉が成立し、且つこの流水が止まるなどすれば、この適切な間隔からずれるので原子炉が停止すると云う固有安全原理に基づく炉である。図51参照。基本的な概念は1950年代に提唱されていたようであるが、最近Sefidvash(ブラジル)が固有安全炉として発展させた。

原子炉(95 MWt)はモジュール(チャンネル, 図52参照)からなり、そのモジュール(図53参照)は直径25 cmで5 MWtの出力を出す。モジュール内では加圧された一次水の上昇流の中では、重力とバランスしながら、球状燃料(直径7 mm, 0.2 mm厚さのZry被覆)が浮遊している。通常運転時の反応度制御はポンプによる流量制御である。非常時にはポンプが停止し、燃料球が落沈するので原子炉は停止する。崩壊熱除去は、短時間ならばグラファイトジャケットに吸収されるが長期的には別の方式が必要である。制御棒或いはケミカルシム等の能動的原子炉停止機構は不要である。燃料交換は容易であるが、燃料球の健全性、燃焼の均一性についての検討がなされていないようである。

2.6 SBWR (Simplified BWR)^{31,32)}

固有安全システムを強調した中小型BWRで、GE社がEPRI, Bechtel社、及びMITと共同して開発を行っている。目標としては1990年代に利用できるように設計する。

- ㊤ 主要な設備及び機器は既存の実証で済みますか、或いは最小の拡張で済みますこと（信頼性）。
- ㊦ 主要な安全機能は、異常時及び事故時においても確保されること（新概念に基づく固有安全性）、具体的には、㊤異常事故発生後の短かい間（3日間）は運転員操作を要求せず、その後も容易な操作しか必要としないこと、㊨静的機器を利用すること。
- ㊩ 新しい機器類は3年以内で実証試験が終了すること。
- ㊪ 主要な設備及び機器はモデュラー化ができること（経済性、信頼性）。
- ㊫ プラントの建設が3年以内であること（経済性）。
- ㊬ 発電コストが同規模の石炭火力と競合し得ること。

開発過程で若干の変更があったが、最近の設計研究では以下のとおりである。

プラントの概念図を図54に、その鳥観図を図55に示す（SBWRのSは最初の頃はSmallであったが、最近ではSimplifiedと呼ばせている）。炉心冷却はインターナルポンプ不要の自然循環である。自然循環炉としての上限は600 MWeである。その他この炉の特有な機器として次のものがある（図54参照）。

- ① 蒸気インジェクター
- ② 重力落下式ECCS（炉の停止及び冷却）
- ③ サプレッション・プール（重力落下）
- ④ 隔離時復水器
- ⑤ 減圧弁
- ⑥ 長期冷却用補給水注入口
- ⑦ 格納容器減圧弁
- ⑧ 上部格納容器減圧弁
- ⑨ 受動的格納容器冷却システム（図にはない。ウォーターウォールを利用する）

この炉概念は我が国の中小型BWRの開発に大きな影響を与えたことが、次の国内の動向（次の章）の中で示される。

3. 我が国における炉概念開発の動向

我が国では、PIUS炉の検討が東大研究会の中で1984年頃から始まったと聞いている。その中で、PIUSのPCRV原子炉容器に対する検討から、経済性の観点から鋼製原子炉容器を用いた炉概念ISERが生まれた（1985年）。この系列から、即ち、一体型PWRにPIUS原理を組合せた炉概念から、SPWR（1986年。最近ISER-HVから改名、原研）、一体小型PWR（1987年。MAPI）の炉概念が生まれた。

一方、BWRメーカーは、中小型炉の特徴を生かし、システムを簡素化することによって、安全性及び経済性の向上を計る方針をとった。いづれの炉も自然循環冷却型で、HSBWR（1987年、日立）及びTOSBWR（1987年、東芝）の炉概念がある。

3.1 ISER (Intrinsically Safe and Economical Reactor)^{29,30)}

PIUS のプレストレスト・コンクリート原子炉容器 (PCRVR) の替りに鋼製の原子炉容器を用いて固有安全一体型 PWR としたものである。このため原子炉容器が軽くて小型になった (PIUS は 135,000 トン、一方 ISER は 1,400 トン) で、製作コストが安く且つ製作期間も短かいとされている。安全原理は PIUS 原理に基づくが、小型原子炉容器であることからバージ搭載型を検討し、立地の多様化を考えている。

ISER の炉概念を図 56 (645 MWt, 210 MWe) に、その設計主要目値を表 8 に示す。特徴を列記すると、

- ① 運転圧力及び運転温度は、現行 PWR 並とした (熱効率のため)。
- ② 炉プール水温度は 100℃ とした (鋼製原子炉容器使用のため)。
- ③ 原子炉容器の重さは PIUS の 100 分の 1 であり、工場製作・バージ搭載が可能となった。
- ④ 炉の運転は PIUS と略同じであり、通常時の炉の起動・停止はケミカルシムによる。
- ⑤ 負荷変動は一次系ポンプによる流速変化による。
- ⑥ 異常時には、密度ロック・インターフェイスを通しての炉プール硼酸水の受動的注入によって炉停止する。二次系による除熱を期待しない場合、炉心上位まで水位が減少したときの (約 300 トンの水により) 崩壊熱除去は、2 日間である。このとき蒸気は圧力逃し弁を通して大気放出となる。この間に長期冷却のための熱除去対策をとればよい。
- ⑦ バージ搭載型の ISER プラント (図 57 参照) では、特有の免震構造が採用できるので (図 58 参照)、陸上プラントのような耐震設計は不要となる。
- ⑧ 機器類の主な特徴としては
 - ㉠ 一次水と炉プール水の間断熱材の使用 (現在セラミックの材料、例えば ZrO_2 タイルの検討を行っている)
 - ㉡ 蒸気発生器はヘリカルコイル貫流型で、スーパーヒート蒸気を作る。設計仕様を表 9 に示す。
 - ㉢ 加圧器は圧力容器上部内にあり (28m³)、電気ヒーター (1000 ~ 1300 kW) 及びスプレイにより、一次系の温度制御、容積変化の吸収を行う。
 - ㉣ 密度ロック・インターフェイスは、PIUS と同様のハニカム構造を用いる。
 - ㉤ 炉心構成は現行 PWR と同様正方格子配列燃料から成っている。³³⁾

3.2 SPWR (System-integrated PWR)^{16,34-36)}

原研が設計研究を進めている " システム一体型加圧水炉 " で、従来検討してきた ISER-HV (Hot Vessel) は、現在改称されて SPWR-H/H (Hot vessel / Hot leg) となっているが、SPWR の一オプションである。SPWR-H/H を例にとって、PIUS、ISER と炉概念を比較したのが図 59 である。SPWR-H/H は硼酸水と一次水との関係が PIUS 等と逆転しており、一体型 PWR にボイズン (硼酸水) タンクを内装させた構造となっている。事故時にハニカム構造を通してボロン水が炉心に自動流入して原子炉の停止及び冷却を行う原理は PIUS と同じである。上下にある密度ロック・インターフェイスのうち、上部インターフェイスに水圧差動弁を用いて、運転の柔軟性をねらっている。水圧差動弁は、原子炉運転中は一次系ポンプ回転

の吐出圧により密度ロックを成立させているが、このポンプの回転が止まると自重落下して密度ロックを開放する。

現在設計研究の中で検討を行っている SPWR の系列を図60に示す。

- ① 蒸気発生器は原子炉容器蓋と一体化させる。
- ② 原子炉容器内空間を有効利用のため、蒸気発生器はライザー部周囲に設けるが、ヘリカルコイル貫流型である。
- ③ ホットレグに一次系ポンプを設置するオプションでは、このポンプ停止は安全性に係わないので、1基とする。
- ④ 炉心は高さを除き略現行 PWR 並をひとまずねらう設計とするが、六方格子燃料配置とし、高さは低くする。また、炉制御はバーナブルポイズンとケミカルシムによって行い、炉停止にはポイズンタンクの硼酸を用いる。

SPWR-H/Hの炉本体組立及び保守点検の説明図を図61に、原子炉本体、燃料集合体等の構造図を図62に、水圧作動弁、下部インターフェイス及び燃料交換システムの説明図を図63に、主要設計諸元を表10に示す。現在炉特性解析を実施しているので、その結果によっては設計諸元の数値は変更になる可能性がある。

3.3 一体小型 PWR³⁷⁾

ISER の三菱グループ版とも云えるもので、300 MWe の原子炉概念の提案とその熱水力解析の検討結果を発表している。図64に原子炉の構造を示す。この構造の特徴は以下の通りである。

- (1) 原子炉容器(RPV)の上・中・下3分割構造とした。(現有設備の利用)
- (2) RPVに収納するキャンド・モータ・ポンプを採用した。(ポンプ軸長短縮)
- (3) SG, 炉内構造物が取り出し可能である。(保守, 補修対策)
- (4) SGのサポートレベルを給水・蒸気ノズルの中心高さとした。(熱膨脹対策)
- (5) 外置加圧器を採用した。(RPV軸長短縮)

プラント制御系統概念を図65に示す。この系統に基づいて、この炉システムの熱水力特性解析を実施し、この炉の固有安全炉としての安全原理(炉の停止及び冷却)及び運転特性(負荷変動)の確認を行っている。図66は解析モデルと評価条件であり、図67は一次系ポンプ1台トリップの解析結果であり、図68は75%出力から100%出力(5%/分)の負荷上昇に対する解析結果である。

3.4 HSBWR³⁸⁾

GEのSBWRに刺激を受けて(と思われる)、安全性、経済性及び技術的成立性に目を向けた中小型BWRの炉概念HSBWRを日立グループが発表している。このHSBWRとGE-SBWRの大きな違いはECCS系にあり、GEでは重力落下式であるのに対し、日立炉では、耐震性及び経済性から蓄圧注水系を採用していることである。³¹⁾

今までの現行発電BWRとの大きな違いは炉心冷却を強制循環から自然循環に変更したことであろう。この原子炉システムの基本的設計目標を表11に示す。全体的に簡素化されていて、それが安全性、信頼性及び経済性の向上に繋がっている。熱水力設計上では表12に示すように、

発電効率，出力分布及び限界熱出力余裕を現行BWR並としている。

原子炉容器内構造を図69に示す。自然循環炉心冷却採用により燃料長3.1m（現行BWRでは3.7m）と短くなっていること，また気水分離のためのセパレータを省略したことが特徴となっている。この結果原子炉容器が直径5.9m，高さ21mと小型化されている。炉心出力密度は34 kW/ℓとなっていて，現行BWR（52 kW/ℓ）より低目である。運転圧力は流動安定性及び限界熱出力の両面から7 MPaとしている。

原子炉システムの構成を図70，原子炉建屋の構成を図71に示す。事故時の炉心冷却には蒸気駆動隔離時冷却系（RCIC）及び蓄圧注水系を使用する。これによりECCS用の交流電源が不要となり，ECCS設備容量が低減化されている。また格納容器が小型化され，外周プール付きの鋼製格納容器となっており，格納容器冷却は自然対流・熱伝導による放熱により信頼性向上が図られている。

主蒸気管破断事故解析の例を図72に示す。上記安全設備の使用により，炉心冠水は維持され，被覆管の温度上昇は殆んど見られない。この炉の特徴のまとめを表13に示す。

3.5 TOSBWR³⁹⁾

東芝は，開発途上国用を意識して自然循環冷却に基づく中小型BWRのTOSBWR model 900H（900 MWt，310 MWe）を設計している。自然循環BWRは，再循環システムが無くなることが主要因で次の特徴をもっている。

- ① 原子炉容器への接続配管が少なく安全性が向上する。
- ② 大形動的機器が格納容器内の原子炉系に無くなり，信頼性・保守性が向上するとともに，被曝低減となる。
- ③ 連続運転の大型機器が無くなり，所内動力費が低減する。
- ④ システムが単純になり製造が容易である。
- ⑤ 機器の削除と格納容器の縮小により経済性の向上が期待される。

自然循環炉設計には炉心有効長が重要な因子となる。一般に炉心有効長が短いと原子炉容器は低く，原子炉建屋も低くなるが，制御棒本数は多くなり，原子炉容器外径も多くなる。一方炉心有効長が長いとこの逆になる。

このようにして，自然循環炉と強制循環炉を比較検討した結果を，図73（原子炉容器内構成），図74（炉心寸法等），図75（原子炉建屋）及び図76（主要設備の経済比較）に示す。これらの検討から，300 MWe 級ならば自然循環の方がよいと結論づけている。

設計されたTOSBWRの原子炉システムの基本仕様を以下に示す。原子炉構造図を図77，原子炉建屋構成を図78に示す。この原子炉は熱併給炉としての設計も行っている。電気供給のみとしたタービン系系統図を図79に，熱併給としたタービン系系統図を図80に示す。

TOSBWR Model 900 H 基本仕様

プラント全概

原子炉型式	自然循環冷却BWR
サイクル方式	直接サイクル
タービン型式	抽気復水タービン TCDF-42'

原子炉熱出力	900 MWt
電 気 出 力	310 MWe
原 子 炉	
運 転 圧 力	72.1 kg/cm ² g
運 転 温 度	287 °C
蒸 気 流 量	1748 ton/hr
給 水 温 度	215.5 °C
給 水 流 量	1741 ton/hr
再 循 環 流 量	8000 ton/hr
原子炉炉心	
燃 料 型 式	8 × 8 格子
燃料集合体数	368体
炉心等価直径	3.3 m
炉心有効長	2.5 m
出 力 密 度	42 kW/ℓ
制 御 棒 形 式	十字形
制 御 棒 本 数	89本
制御棒駆動方式	電動及び水圧式
原 子 炉	
圧力容器設計圧力	87.9 kg/cm ² g
設計温度	302 °C
全 高	17 m
内 径	4.7 m
主 蒸 気 配 管	500 A × 2 本
給 水 配 管	250 A × 2 本
逃 し 安 全 弁	150 A × 4 台
非常用炉心冷却系	
高 圧 注 入 系	2 系統
原子炉隔離時冷却系	1 系統
低 圧 注 入 系	3 系統
(原子炉残留熱除去系と兼用)	
自 動 減 圧 系	1 系統
(逃し安全弁と兼用)	
原子炉補助系	
原子炉残留熱除去系	3 系統
原子炉隔離時冷却系	1 系統
(非常用炉心冷却系と兼用)	
炉 水 浄 化 系	1 系統

格納容器

型	式	圧力抑制室
		鉄筋コンクリート製
形	状	円筒型
全	高	25.4 m
内	径	17.5 m

4. あとがき

1979年に起きた米国におけるTMI事故は、原子力産業界に大きなショックを与えたばかりでなく、パブリック・アクセプタンスからも問題を投げかけた事故であった。この事故が契機となって、現行大型発電炉で採用している多重安全システムが事ある事に複雑化していることに再検討の動きがでてきた折、1983年スウェーデンの発電炉メーカーであるASEA-ATOM社が、受動的安全システムをもつPIUS炉概念を提唱した。この新炉概念の反応は米国を中心に関心と呼び起し、本文でも記述したように、その後幾つかの炉概念の発表が行われるようになってきたが、我が国の反応としては比較的鈍いものであった。

1986年4月にソ連で起ったチェルノブイリ事故は、その事故の大きさから近隣諸国に深刻な影響を与えたばかりでなく、原子炉の固有安全性とは何かを問いかけ、考えさせる機会を与えたように思われる。

確かに、我が国でもPIUS炉概念に刺戟されて原子炉メーカー等で固有安全炉について独自に検討が行われてはきていたが、国として本格的に動き出したのはチェルノブイリ事故後である。これらの状況を鑑み通商産業省では1986年度から3ヶ年計画の委託調査をスタートさせた。そこでは、

- (1) 中小型炉の各種概念の評価・検討⁴¹⁾
- (2) 高度安全技術の評価・検討⁴²⁾

を行っており、固有安全炉は主として(2)の方で検討を進めている。

更に、同様な調査検討を日本原子力学会「次世代中小型動力炉」研究専門委員会でも1987年度から行うことになっており、本年度はこの委員会に科学技術庁から委託調査が出されている。また原子力安全協会でも「将来炉安全調査専門委員会」を設けて、検討を開始した。

このような上向きのムードのなかで「原子力におけるソフトウェア開発」研究会で発表の機会を与えられたことは幸いであった。

なお、通産省の委託で行われた軽水炉高度安全技術研究作業部会⁴²⁾での固有安全炉についての討議は大変有益であった。作業部会の委員の方には謝意を申し上げる次第である。

参 考 文 献

- 1) 竹内均(監修): "日本の原子力", 講談社(1983)。
- 2) 原産: "原子力発電所一覧表", (1987年6月31日版)によれば1986年実施で11%。
熱併給炉としてはベロヤルスク1, 2号機・ビブリオ1~4号機が運転中である。
- 3) N. S. Khlopin et al.: "Major Safety Provisions in Nuclear-Powered Ships,"
Atomnaya Energiya, 57(6), 378 (1984)。
- 4) Burgsmüller P. et al.: "The Swiss Heating Reactor (SHR) for District
Heating of Small Communities," 1st Int. Seminar Small and Medium Sized
Nuclear Reactors, Lausanne, Switzerland, Aug. 24-26, 1987。
- 5) IAEA: "Small and Medium Power Reactors: Project Initiation Study-Phase
1", IAEA-TECDOC-374 (1985)。
- 6) IAEA: "First Meeting of International Working Group on Advanced Technologies
for Water Cooled Reactors," Vienna, Austria, 18-21 May 1987. (Draft)。
- 7) Wilkins D.: "Advanced Boiling Water Reactor Plant," Nucl. Europe, No.4,
17 (1986)。
- 8) Douglas J.: "Toward Simplicity in Nuclear Plant Design," EPRI Journal,
July/Aug., 4 (1986)。
- 9) 米国NRCでも略同様な特徴を"固有安全性"と定義しているようである; King T. L.
: "Advanced Reactor Regulation (NRC)," ANS Trans., 49, 358 (1985)。
- 10) ASEA-ATOM: "PIUS Nuclear Power Plants," Nov., 1984。
- 11) Hannerz K.: "Adapting the LWR to Future Needs the PIUS Reactor," ASEA
-ATOM, Apr. 1986。
- 12) Hannerz K., Pedersen T.: "PIUS-LWR Design Progress," IAEA Technical
Committee Mtg. Advances in LWR Technol., Nov. 24-25, 1986, Washinton
DC, USA。
- 13) U.S. DOE, TVA: "Process Inherent Ultimate Safety (PIUS) Reactor
Evaluation Study," DOE/NE/34133-1 (Feb., 1987)。
- 14) 若林宏明: "固有の安全炉の動向", 原子力学会誌, 28(4), 327 (1986)
- 15) Hannerz K.: "The SECURE Reactors," Proceed. 6th Pacific Basin Nuclear
Conference, Sep. 7-11, 1987, Beijing, China。
- 16) 日本原子力情報センター: "固有安全性原子炉の開発計画と今後の見通し-PIUS炉を中
心として-", 1987年9月。
- 17) 水野孝之, 他: "次世代型高度安全軽水炉概念の開発の現状," 原子力工業, 33(10),
19 (1987)。
- 18) Babala D., Hannerz K.: "Pressurized Water Reactor Inherent Core Protection
by Primary System Thermalhydraulics," Nucl. Sci. Eng., 90, 400 (1985)。
- 19) Foushee F. C. et al.: "Small TRIGA Power Reactors for District Heating,"

- Nucl. Europe, 12, 33 (1984).
- 20) ---; "TPS: TRIGA Power System," GA Technologies.
 - 21) Schleicher R.W.: "TRIGA Power System: A Passively Safety Cogeneration Unit for Electric Power and Desalination for Small Communities," GA Technologis, 1987.
 - 22) Baldwin N.L. et al.: "Fission Product Release From TRIGA-LEU Reactor Fuels," GA-A 16287 (1980).
 - 23) Hewitt J. S.: "The AMPS 1.5MW Low Pressure Compact Reactor," 文献4参照。
 - 24) Finn W.S. et al.: "A Realistic Alternative," TIS-7881 (1985).
 - 25) Harris R.P. et al.: "Physics and Safety Aspects of the Minimum Attention Plant," TIS-8196 (1986).
 - 26) Bingham B. E. et al.: "A Natural Circulation Integral Reactor (NCIR)," ANS Trans, 50, 430 (1985).
 - 27) Forsberg C.W. et al.: "A Process Inherent Ultimate Safety Boiling Water Reactor," Nuclear Technol., 72, 121 (1986)
 - 28) Sefidvash T.: "A Fluized-Bed Nuclear Reactor Concept," Nuclear Technol., 71, 527 (1985).
 - 29) Oda J.: "A Conceptual Design of Intrinsically Safe and Economical Reactor," Workshop on Intrinsically Safe Reactor, Aug. 14-15, 1985, Oak Ridge, Tennessee.
 - 30) Oda J., Hayashi K., Yamanaka K., Sugawara I.: "A Conceptual Design of Intrinsically Safe and Economical Reactor," IAEA T.C.M. on Advance in LWR Technology, Washinton, 24-25, Nov. 1986.
 - 31) Duncan J.D.: "A Simplified Boiling Water Reactor," Tokai Univ. Int. Nuclear Eng. Symp., Nov. 1986.
 - 32) Duncan J.D. "SBWR: "A Simplified Boiling Water Reactor," 1st Int. Seminar Small and Medium Sized Nuclear Reactors, Carribba S. et al. (eds.) Lausanne, Switzerland, Aug. 24-26, 1987.
 - 33) Yamano N., Yokoyama T.: "Nuclear Design of ISER," Workshop on Intrinsically Safe and Economical Reactors, Aug 14-15, 1985, Oak Ridge, Tennessee.
 - 34) 迫淳: "ISERプラント(II)ホットベッセル型," 原子力工業, 32(11), 44-52 (1986)
 - 35) 迫淳: "ポイズンタンク内蔵式一体型加圧水炉の概念とその可能性," 日本機械学会創立90周年記念事業第25回シンポジウム-動力・エネルギー技術の最前線, 現状と90年代の展望-, 11月11~13日, 1987年, 東京。
 - 36) Sako K.: "Conceptual Design of SPWR System-integrated Pressurized Water Reactor," presented to the ANS Topical Mtg.' Safety of Next Generation Power Reactors, May. 1-5, 1988, Seattle, Washington, U.S.A.
 - 37) 工藤文夫, 新井久明: "固有の安全性を備える一体小型PWRの予備的検討," E 48;

- 秋山英映，駒野康男：“固有の安全性を備える一体小型PWRの熱水力特性の予備的評価，” E 49；昭和62年原子力学会年会，名古屋。
- 38) 村瀬道雄，他：“自然循環BWRの概念検討(1)プラント概要，” E 44；
片岡良之，他：“同 (2)炉内構造，” E 45；
幡宮重雄，他：“同 (3)定常時の熱水力特性，” E 46；鈴木洋明，
他：“事故時の安全性，” E 47，昭和62年原子力学会年会，名古屋。
- 39) 東芝：“東芝中小型炉 TOSBWR Model 900 H.”昭和62年9月，及び‘昭和61年度日本
型軽水炉確立調査－中小型炉の各種概念の評価，検討，’昭和62年5月，工業開発研究所。
- 40) 原子力安全委員会，ソ連原子力発電所事故調査特別委員会：“ソ連原子力発電所事故調査
報告書，”昭和62年6月。
- 41) 工業開発研究所：“昭和61年度日本型軽水炉確立調査－中小型炉の各種概念評価・検討－，”
昭和62年5月。
- 42) 工業開発研究所：“昭和61年度日本型軽水炉確立調査－軽水炉高度安全技術研究－，”昭
和62年5月。

表 1 モデューラー型 P I U S の設計要目値

表 2 実験装置 A T L E の用途

T H E A T L E T E S T R I G

LIST OF MAIN PLANT DATA

PURPOSE AND MAIN CHARACTERS	
TO SIMULATE THE INTEGRAL BEHAVIOUR OF THE SECURE PRIMARY SYSTEM IN TRANSIENTS	
TO VERIFY BY EXPERIMENTAL DATA THE RIGEL COMPUTER CODE	
RESOLUTION OF DISCREPANCIES, IF ANY	
TO VERIFY THE PROCESS CONTROL FUNCTION	
SIMULATION OF THE NUCLEAR HEAT SOURCE BY AN ELECTRICALLY HEATED FUEL ASSEMBLY	
POWER SUPPLY FROM STATIC CONVERTERS ALLOWING THE REQUIRED VERY RAPID VARIATION IN POWER OUTPUT	
CORRECT SCALING OF VOLUMES AND OTHER DIMENSIONS EXCEPT THE HEIGHT	
AN ADEQUATE NUMBER OF MEASURING POINTS FOR EVALUATION OF EACH TRANSIENT TEST	

LIST OF MAIN PLANT DATA	
Total reactor power (3 modules)	MW(th)
Cooling water temperature (Scandinavian siting)	oC
Net electrical power	MW
Net thermal efficiency	%
Core power, per module	MW(th)
No of fuel assemblies, per core	
Active core height	m
Equivalent core diameter	m
Core outlet temperature	oC
Core inlet temperature at full power	oC
Core outlet pressure	MPa
Core specific power	kW/kg U
Equilibrium core ingoing enrichment	%
Equilibrium core burnup	MWd/tonne
Concrete vessel overall height	m
Concrete vessel wall thickness	m
Concrete vessel total weight	tonnes
Concrete vessel cavity diameter/height	m
Pool volume	m ³
Primary system volume, per module	m ³
Primary coolant flow, per module	kg/s
Steam generator tube length	m
Steam generator external diameter	m
Recirculation pump motor power	MW
Secondary steam pressure in steam generator	MPa
Steam flow per steam generator	kg/s
Total steam flow to turbine	kg/s

表 3 A T L Eを用いての実験項目一覧

表 4 蒸気発生器外装シングル型 P I U S の設計要目値

T H E A T L E T E S T R I G

2000 MWth PIUS plant with external steam generation

S E L E C T E D T R A N S I E N T S F O R T E S T

Principal data

Core thermal power	2000 MW
Net electrical power	637 MW
No of fuel assemblies	213
Active core height	197 cm
Equivalent core diameter	403 cm
Power density	22.7 kW/kg
Core inlet temperature (full power)	261°C
Core outlet temperature (average) (full power)	293°C
Core outlet temperature (hot channel)	305°C
Core outlet pressure	(saturation) 9.2 MPa
Primary coolant flow rate	12050 kg/s
Concrete vessel inner diameter	13.4 m
Concrete vessel total height	42 m
Concrete vessel overall width	29.4 x 29.4 m
Reactor pool volume, total	3300 m ³
Secondary steam temperature	270°C
Secondary steam pressure	4.0 MPa
Feedwater temperature	210°C

O P E R A T I N G T R A N S I E N T S

A U T O M A T I C L O A D F O L L O W I N G

G R I D S H O R T C I R C U I T W I T H A V E R Y S H O R T D U R A T I O N

N U C L E A R S T A R T U P

S E V E R E T R A N S I E N T S

L O S S O F F O R C E D C I R C U L A T I O N F L O W

U N C O N T R O L L E D R E A C T I V I T Y I N S E R T I O N (O V E R P O W E R)

L O S S O F H E A T S I N K

D E P R E S S U R I Z A T I O N

P I P E R U P T U R E

表5 炉心特性：PIUSと現行PWRとの比較

CORE PERFORMANCE DATA
PIUS VS MODERN PWR

		PIUS	PWR (SOUTH TEXAS)
Specific power	kW/kgU	20.4	35.4
Volumetric power density	kW/l core	63	96.5
Average water outlet velocity	M/s	2.3	4.3
Core dynamic pressure drop	MPa	0.016	0.17
Active core height	M	1.97	4.26
Core diameter	M	2.62	3.03
Fuel rod diameter	MM	12.25	9.5
Average coolant outlet temp	°C	291	332
Coolant pressure	MPa	9.2	15.5

表6 R-114 ランキンサイクルと蒸気ランキンサイクルとの有用性の比較

COMPARATIVE ADVANTAGES OF TPS R-114 RANKINE CYCLE
OVER TYPICAL STEAM RANKINE CYCLE

Feature	Steam Cycle (a)	TPS R-114 Cycle
Turbine inlet temp	400°F	400°F
Generator rating	10 MW(e)	10 MW(e)
Cycle efficiency	17.8% to 18.9%	19.5% to 21%
Turbine arrangement	Axial flow	Radial inflow
Turbine stages	3 to 5	One
Blade diameter	5 to 6 ft	44 in.
Fluid expansion	Wet	Dry
3600 rpm	Requires gearbox	No gearbox required
Bearing lubrication	Large oil lubrication subsystem	R-114 working fluid lubricated
Shaft seals	Actively sealed by oil or buffer gas	Passive (ultimately hermetic)
Gas ejector	Air ejector required due to seal leakage	Fluid properties and design eliminate active gas ejector (evacuation required prior to charging)
Generator cooling	Requires additional subsystem	Cooled by working fluid
Feed flow heating	Feedwater heaters (two-phase condensing)	Recuperator
Feed pump	Steam or motor driven	Turbine shaft driven
Feed pump lubrication	Oil lubrication	R-114 work fluid lubricated
Working fluid chemistry control	Full-flow demineralizers and volatile chemistry additives	Partial-flow filtration and dessication

(a) Saturated.

表7 T P S : 設計主要目値及びプラントの特徴

MAJOR PLANT FEATURES	PLANT PARAMETERS
• Inherent passive safety	Thermal rating, MWt 64
• High reliability/availability	Capacity factor, % 90
• Low temperature/pressure system	Automatic load following range, % power 10-100
• Combines two established technologies	Net electrical output, MWe 12
• Optional cogenerated heat	Net thermal efficiency, % 19
• Modular fabrication/construction	

SAFETY FEATURES

- No evacuation
- Confinement only required
- No emergency core cooling system
- No emergency electric power necessary
- Redundant diverse shutdown systems

OPERATION FEATURES

- Automated operation
- Technician-level operation and maintenance
- Small operating staff

TPS PLANT DESIGN PARAMETERS

Reactor power, MW(t)	63.8
Pressurizer pressure, atm. (psia)	29.5 (434)
Average core outlet temperature, °C (°F)	216 (420)
Primary coolant flow rate, kg/h (lb/h)	1.50x10 ⁶ (3.31 x 10 ⁶)
Turbine inlet temperature, °C, (°F)	204 (400)
Turbine inlet pressure, atm. (psia)	40.8 (600)
Secondary coolant flow rate, kg/h (lb/h)	1.45x10 ⁶ (3.18 x 10 ⁶)
Condensing temperature, °C, (°F)	39.7 (103.5)
Heat sink temperature (wet bulb), °C (°F)	26.9 (80.5)
Maximum net electric output*, MW(e)	11.5
Net efficiency, %	18.0
Maximum thermal power to heat user**	62.4
Average temperature to heat user, °C (°F)	165 (330)

* Assumes no heat cogeneration.

**Assumes no electric power production.

表8 I S E R の設計主要目値 : P I U S との比較

Characteristics of
the PIUS 500MWe and ISER Reactor Plants

Parameters	PIUS 500 MWe	ISER
<u>General</u>		
Thermal power	1616MW	645 MWt
Electrical power	500MW	210MW
Thermal efficiency	30.9%	32.5%
Core outlet temp.	294°C	323°C
Core inlet temp.	263°C	289°C
Pressure at core outlet	9.20 MPa	15.5 MPa
Core pressure drop (dynamic)	0.027 MPa	0.015 MPa
Mass flow	9975 kg/s	3254 kg/s
Pool water temp.	50°C	100°C
<u>Secondary system</u>		
Steam press. at S.G. outlet	4.02 MPa	5.7 MPa
Steam temp.	263°C	300°C
Steam flow	2,990 tons/h	1,280 tons/h
Feed water temp.	210°C	226°C
<u>Pressure vessel</u>		
Material	PS concrete + steel lining	Steel
Inside diameter	13 m	6 m
Height	34.5 m	26.4 m
Thickness	7.8 - 8.5 m	0.15 - 0.30 m
Outside diameter	30 m	7 m
Inside volume	4300 m ³	600 m ³
Weight	135,000 tons	1,400 tons

表 9 I S E R : 蒸気発生器主要目値

Characteristics of the Steam Generator

Heat transferred	645 MWt
Tube bundles	
Inner/outer diameter	1.8 m/4.99 m
Height	7 m
Numbers of tubes	2000
Primary side	
Flow rate	3250 kg/s
Inlet temperature	323°C
Outlet temperature	289°C
Secondary side	
Steam flow rate	1280 tons/h
Steam temperature	300°C
Feed water temperature	226°C
Steam pressure	5.78 MPa

表10 S P W R - H / H 1100 : 主要設計諸元

プ ラ ン ト		蒸 気 発 生 器	
炉 熱 出 力	1,100 MWt	蒸気温度／圧力	285℃／50 ata
電 気 出 力	350 MWe	給 水 温 度	210℃
炉入口／出口温度	280／310℃	蒸 気 流 量	2,000 t/h
炉 心 流 量	24,000 t/h	伝 熱 管 数	4,200 本
炉 心 出 口 圧 力	130 ata	管全長／有効長	70／54 m
1 次 系 全 圧 損	2.3 ata	管 内 / 外 径	16／20 mm
炉 心 部 圧 損	0.35 ata	配 列 / ピ ッ チ	正方／25 mm
蒸気発生器圧損	1.8 ata	管 材 質	高ニッケル合金
1 次 冷 却 水 容 積	389 m ³	総伝熱面積 (外)	14,250 m ²
1 次 冷 却 水 重 量	281 t	平均熱流束 (外)	77 kW / m ²
炉 心		伝熱部内／外径	3.2／6.1 m
等価直径／高さ	2.89／1.8 m	伝 熱 部 長 さ	7 m
全ウラン装荷量	32.6 t	層 / 段 数	58／280
²³⁵ U 濃 縮 度	約3%	ポ イ ズ ン 系	
平均出力密度	93 MW / m ³	天然ボロン濃度	6,000 ppm
燃料集合体数	121 体	ポ イ ズ ン 温 度	150℃
燃料集合体		保 有 量	137 m ³ / 127 t
形状, ピ ッ チ	6角／250 mm	初 期 駆 動 力	0.33 ata
集 合 体 長 さ	2.3 m	温 度 制 御	±10℃
燃 料 棒 数	325 本	冷 却 器 数	2 ユ ニ ッ ト
棒外径／ピ ッ チ	9.5／13.5 mm	最 大 定 格	12 MWt
ウ ラ ン 重 量	269 kg	加 圧 器	
集 合 体 重 量	420 kg	形 式	電気ヒータ式
棒平均線出力	15.5 kW / m	最 大 定 格	3 MWe

表11 HSBWR：概念設計の基本目標

前提条件	電気出力 600MW以下	・BWR発電容量のシリーズ化
	直接サイクル	・現行BWR技術の活用
	自然循環炉	・再循環系削除による簡素化
設計目標	炉心	・耐震性の向上、2年間連続運転
	炉内構造物	・簡素化、炉容器の小型化
	事故時 炉心冷却	・短期：注水ポンプ不要(信頼性) ・長期：注水ポンプ使用(経済性)
	その他	・建設工期の短縮

表12 HSBWR：熱水力設計の基本的考え方

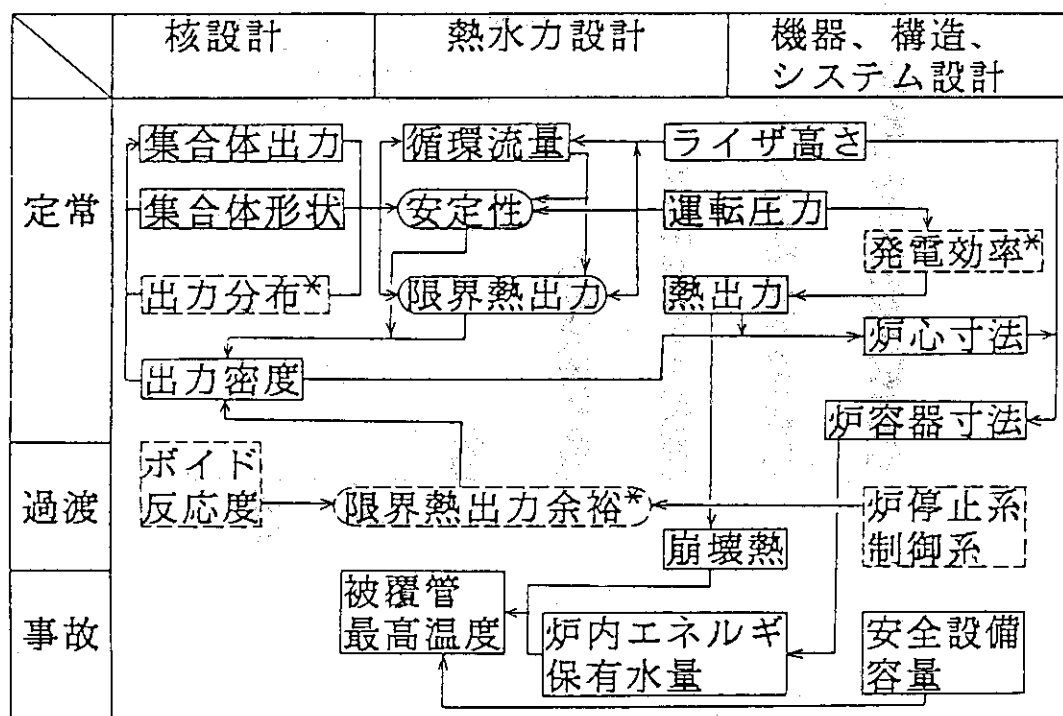


表13 HSBWR：主な仕様と特徴

直接サイクル・自然循環型BWRの概念設計

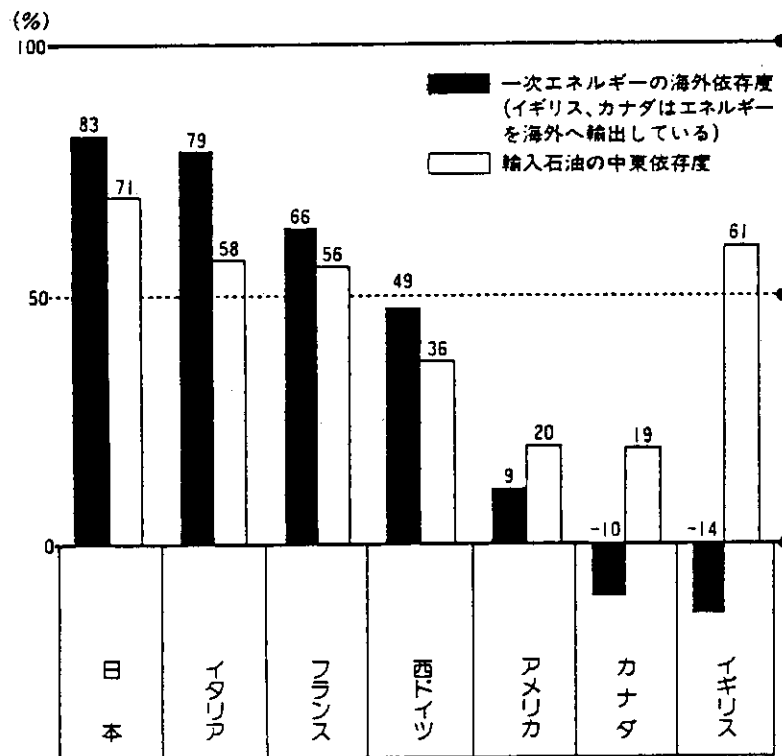
〔目的：システムの簡素化による信頼性、
建設性の向上及び安全性の向上〕

1. 主な仕様

電気出力(熱出力)	600MWe (1800MWt)
運転圧力	7.0 MPa
燃料集合体(発熱長)	8×8型 (3.1m)
炉心出力密度	34 kW/ℓ
炉容器寸法	φ5.9m×21m

2. 特徴

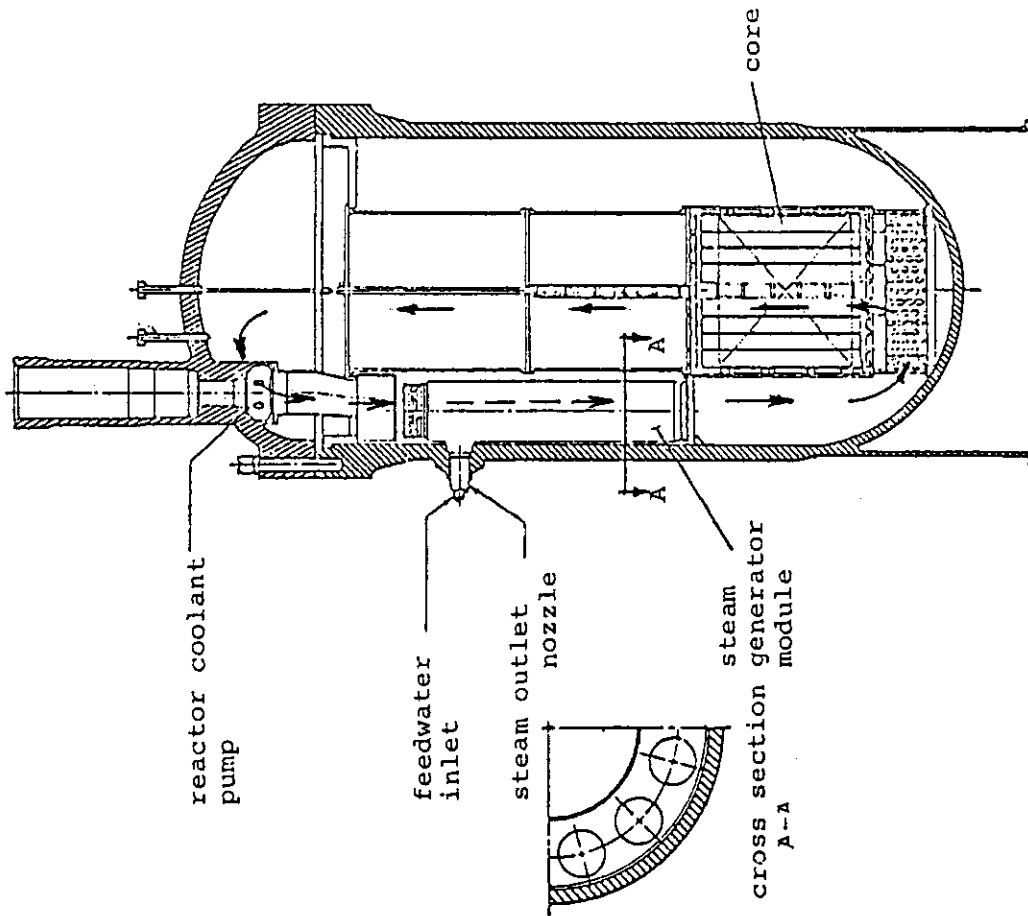
- ・短尺炉心→安定性・限界熱出力向上、建屋標準化
 - ・セパレータ削除→炉容器の小型化
 - ・蓄圧注水系、自然放熱格納容器→安全性の向上
 - ・燃料貯蔵プール、中央制御室の別置き
- 原子炉建屋の小型化、耐震性向上、建設工期短縮



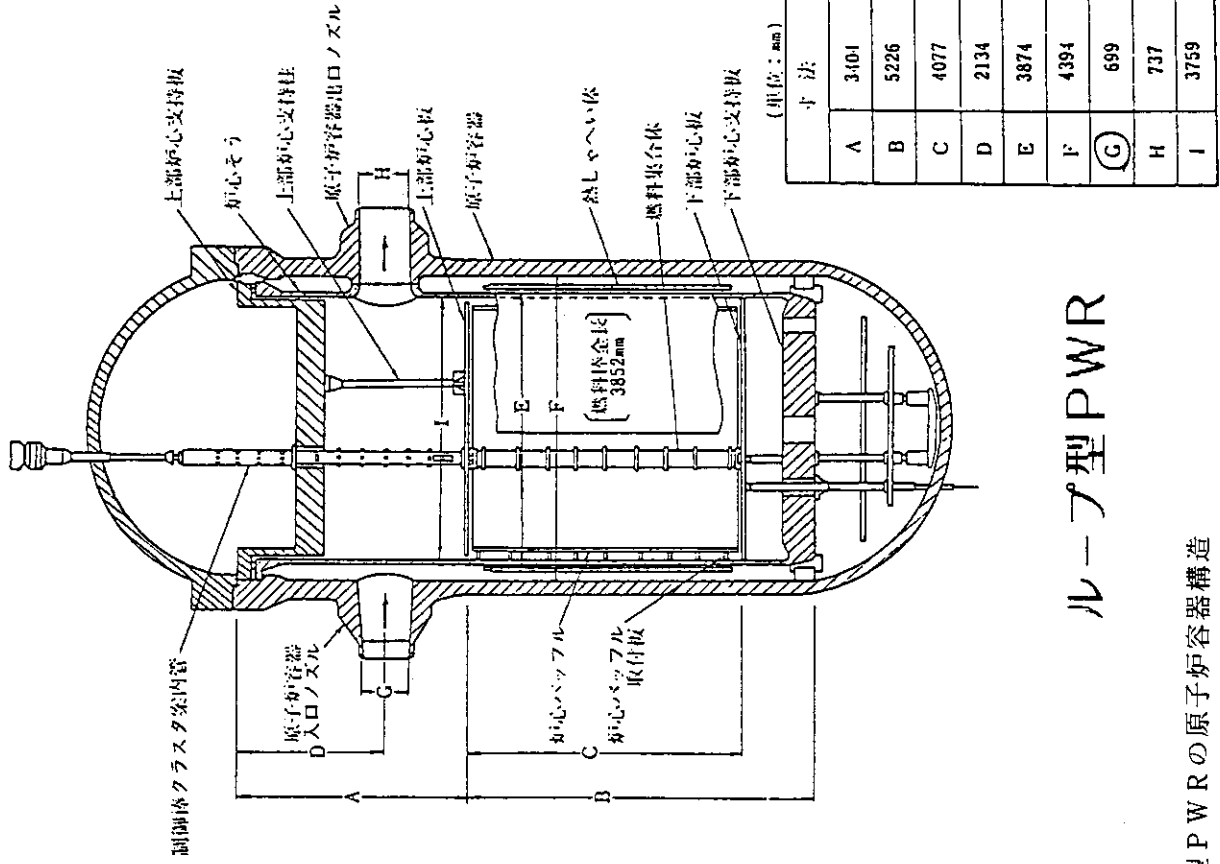
注) イギリスは約6,000万tの石油を輸出するとともに、2,800万tを輸入している。そのうち中東依存度は、1,700万tである。

出所 OECD Energy Balance 1982年, IEA Oil & Gas Statistics 81/82年

図1 主要国のエネルギー海外依存度(1982年)



一体型PWR



ループ型PWR

図2 一体型PWRとループ型PWRの原子炉容器構造

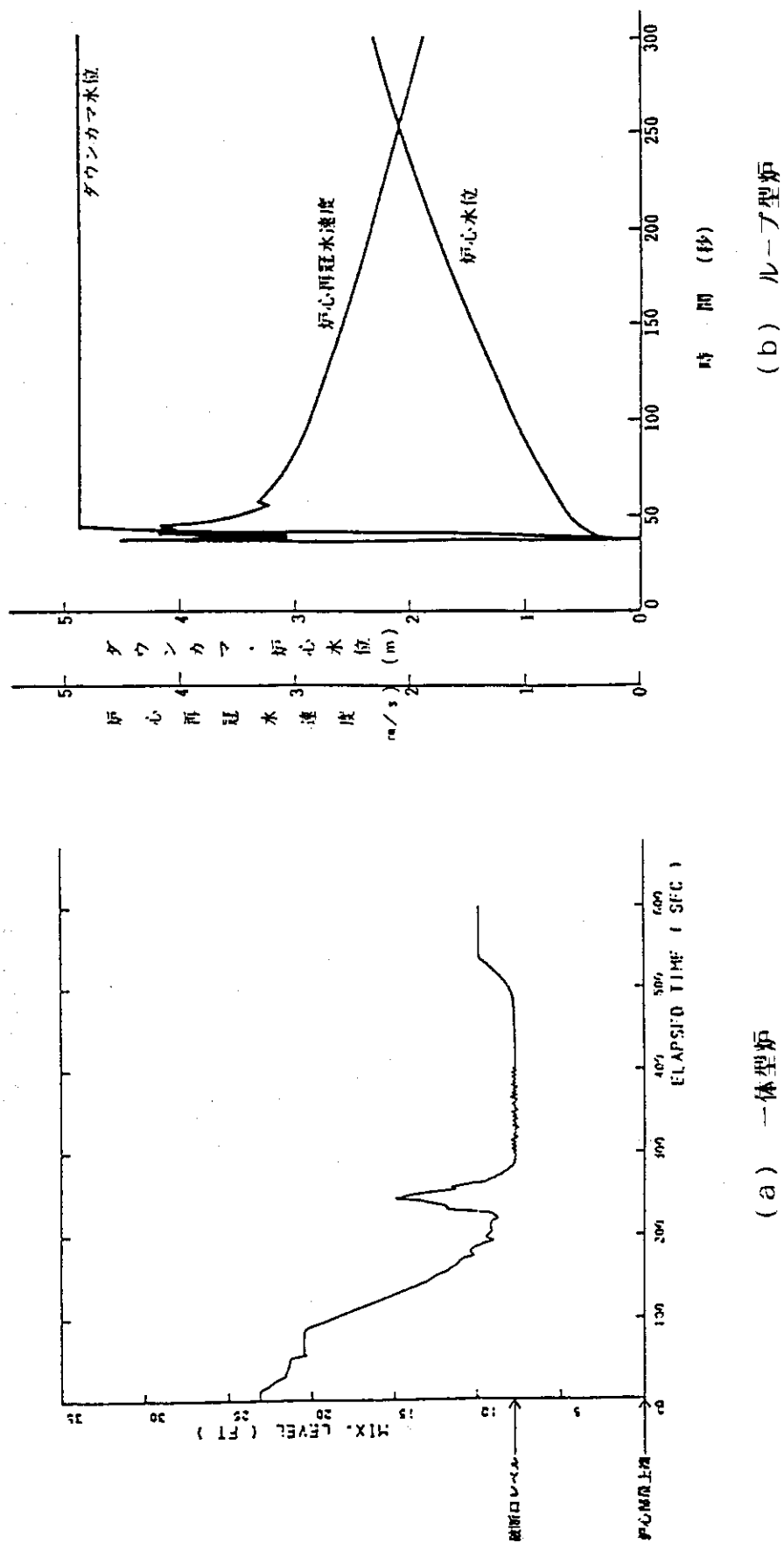
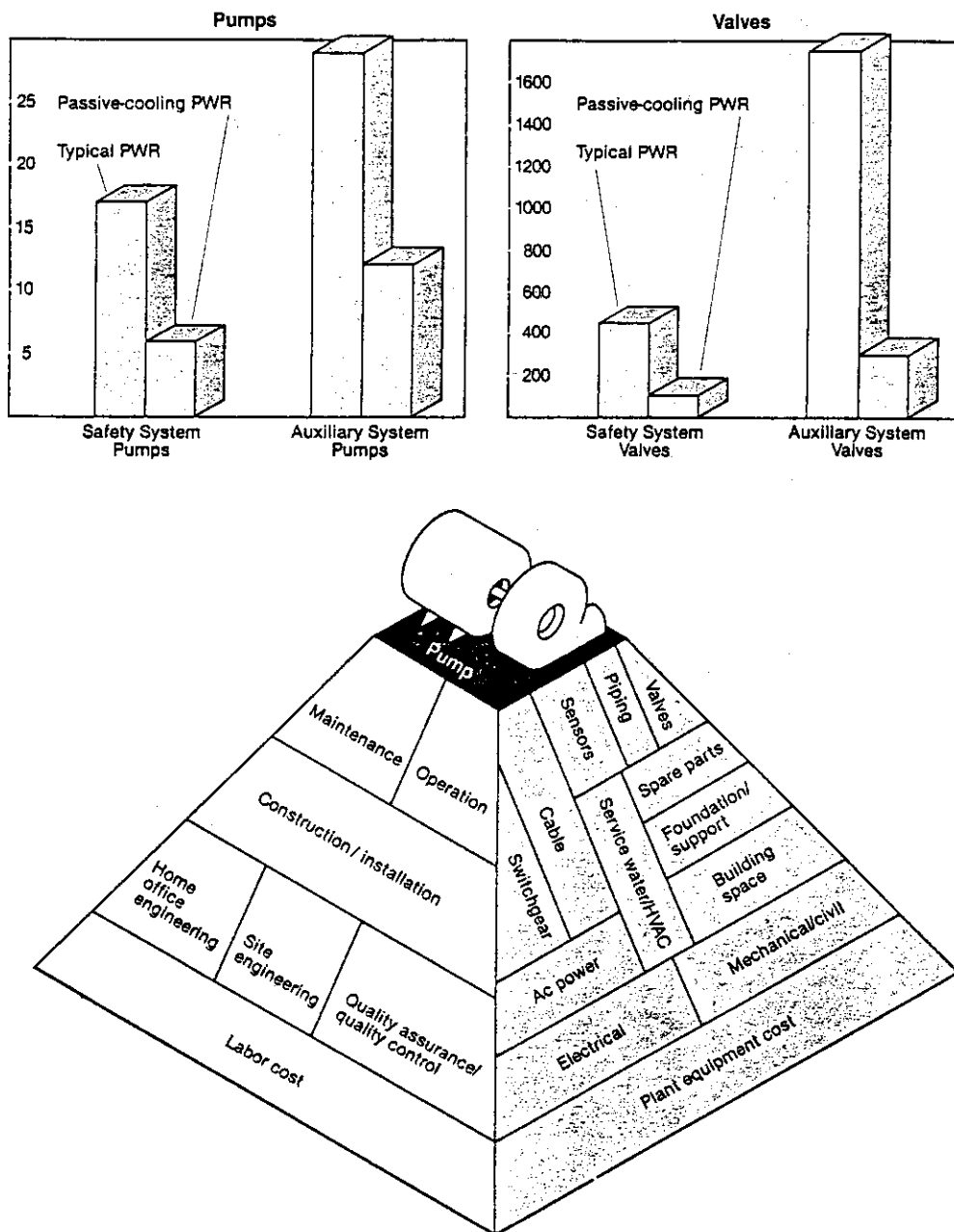


図3 大LOCA時水位：一体型PWRとループ型PWRの比較



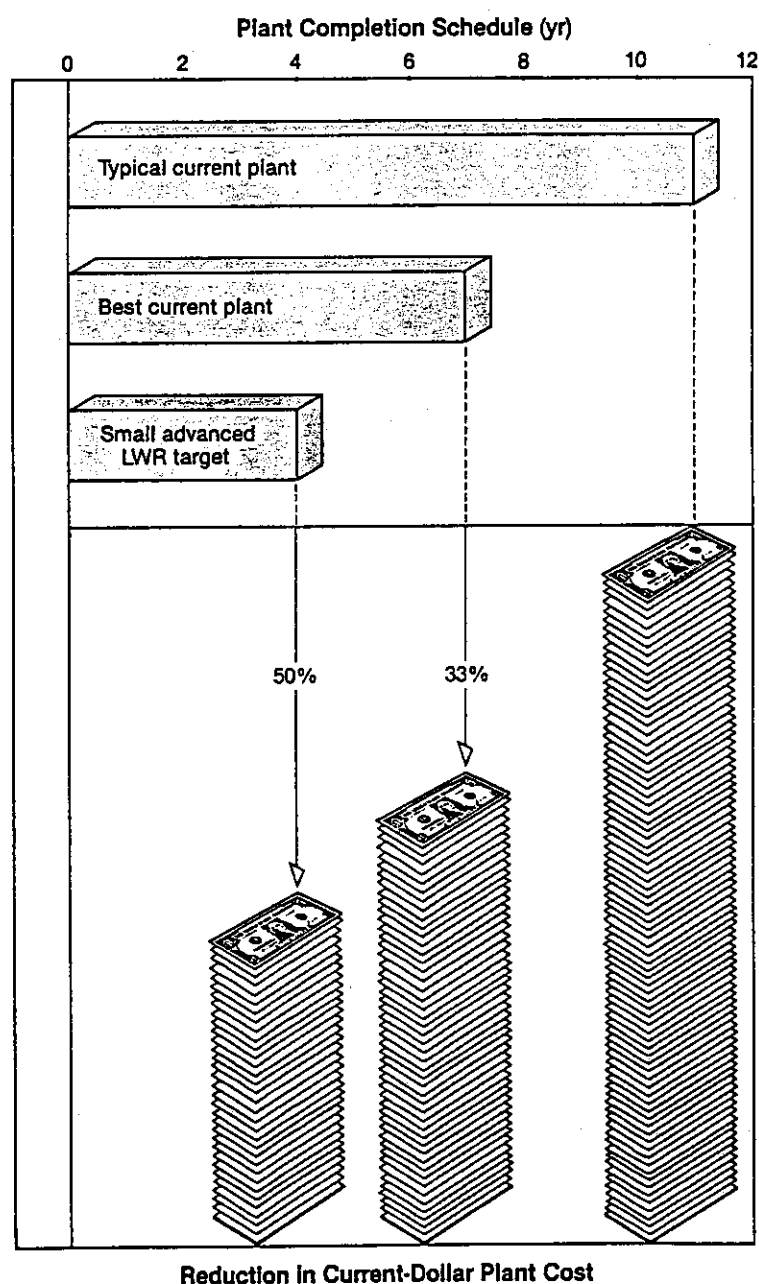
Simplicity Pays Off

The impact of simplification and passive safety systems can be seen clearly in the possibility for reduction of components. Over 60% of the pumps and 80% of the valves required for moving fluids in a conventional LWR can be eliminated in advanced designs that employ gravity feed and other passive concepts. This reduction is expected to simplify operation, increase system reliability, and enhance safety beyond that of conventional designs. In addition, for each valve and pump removed, a mountain of support equipment and operation and maintenance services are also eliminated, significantly reducing cost.

図 4 システムの簡素化：受動的冷却システム採用によるポンプ及び弁類の省略

Time Is Money

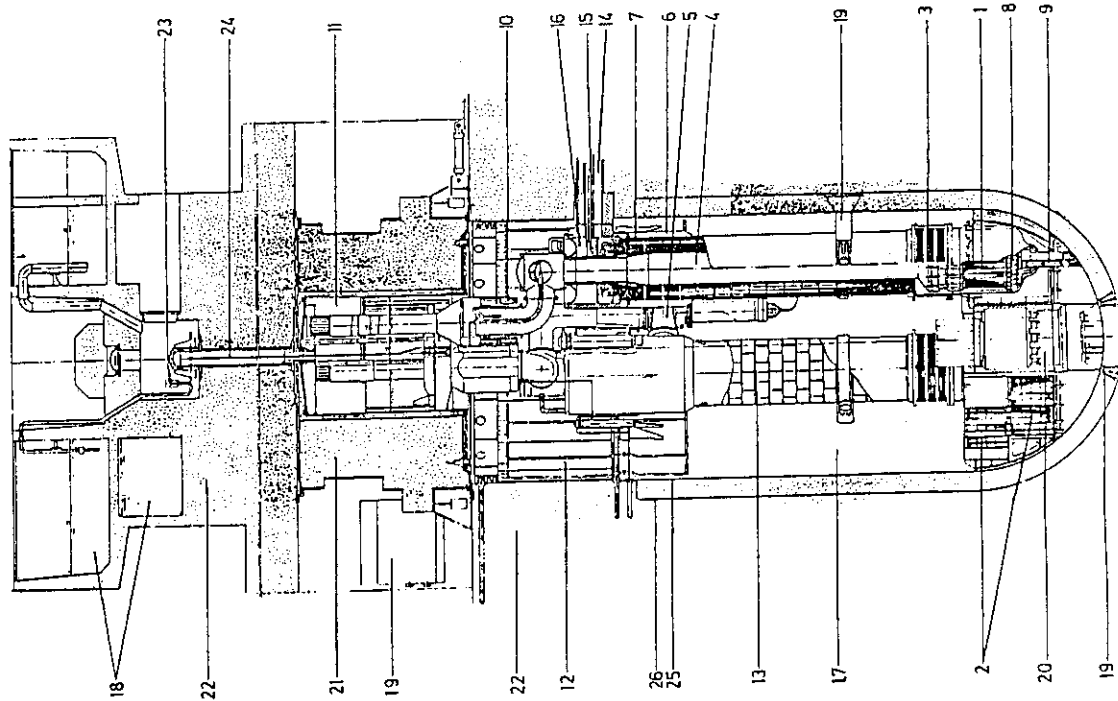
Critics of smaller plants point out that economies of scale work against such downsizing. One way designers plan to keep the overall costs for small plants competitive is by shortening schedules from those of recent larger U.S. plants. Cutting the time for plant completion from the 11 years typical of current plants down to the advanced plant target of 4 years could reduce the interest and inflation component to the point of halving the total plant cost. Further reductions in this total will likely be achieved as ways are found to reduce the costs of materials, labor, and engineering.



Note: Estimates assume the same direct and indirect plant costs, 6% inflation, 2% escalation above inflation, and an interest rate of 12.5%.

図5 簡素化による建設コストの短縮

600 MWe PIUS Nuclear Island. Vertical section.



LEGEND TO FIGURE

- 1 Core
- 2 Spent fuel racks
- 3 Bellows section of module
- 4 Riser pipe
- 5 Main recirculation pump
- 6 Steam generator primary inlet plenum
- 7 Steam generator tube bundle
- 8 Core inlet plenum
- 9 Lower "density lock" - open connection to pool
- 10 Upper "density lock" - open connection to pool
- 11 Pressurizer steam volume
- 12 Pool coolers, connected to pools on top of the concrete vessel
- 13 Panels of wet thermal insulation (only partially shown)
- 14 Steam line for one of three modules
- 15 Feedwater line (inside steam line)
- 16 Secondary side steam plenum with feedwater manifolding
- 17 Reactor pool (borated water)
- 18 Water pools, connected to pool coolers secondary side
- 19 Seismic restraints
- 20 Center of turntable, carrying core vessels and spent fuel
- 21 Concrete vessel closure head
- 22 Concrete vessel monolith
- 23 Relief valves
- 24 Steam line from pressurizer boiler
- 25 Stainless steel cavity liner
- 26 Embedded steel membrane, - redundant leakage barrier

図 6 モデューラー型 P I U S の垂直断面図

Horizontal section through a three-module PIUS plant

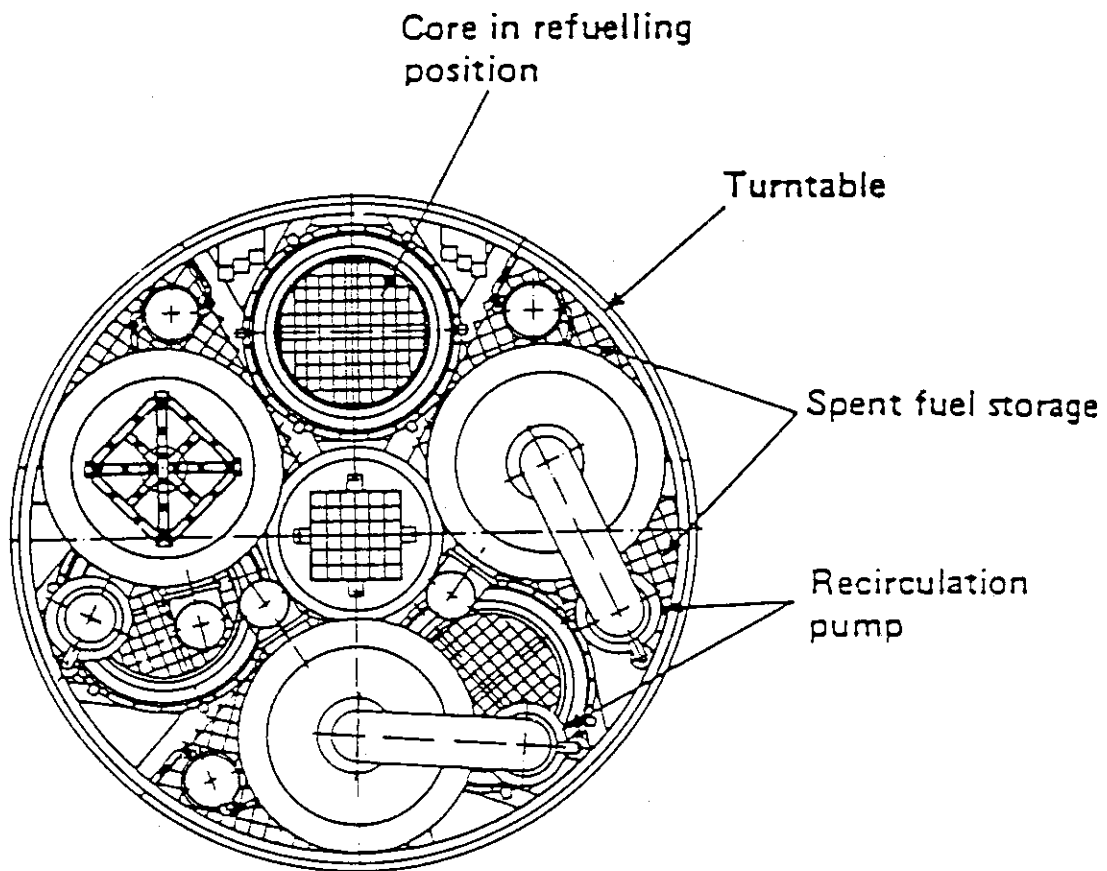


図7 モデューラー型PIUSの垂平断面図

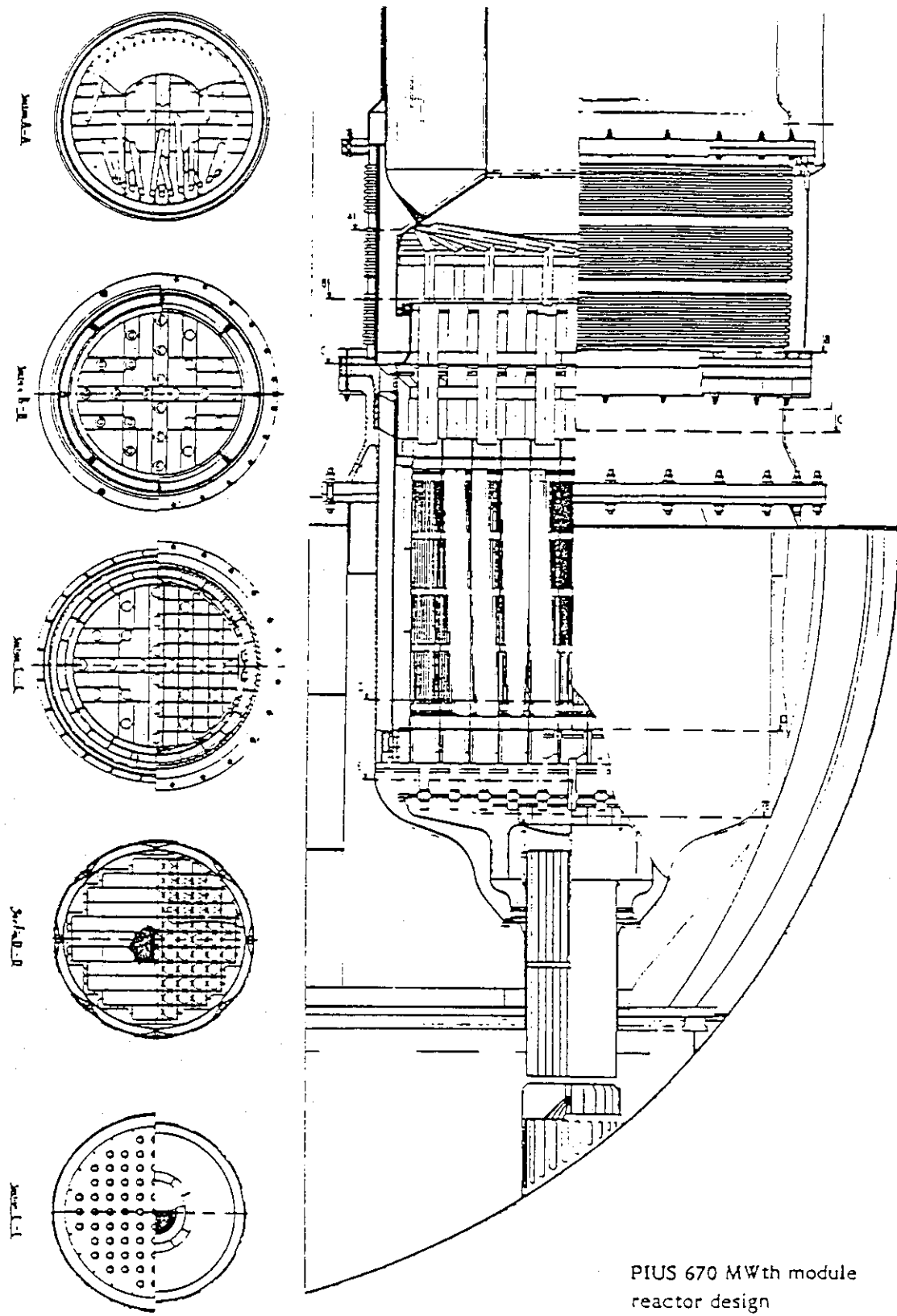


図 8 P I U S 炉心構成詳細図

Prestressed concrete vessel for PIUS
plants of 500 to 600 MW(e)

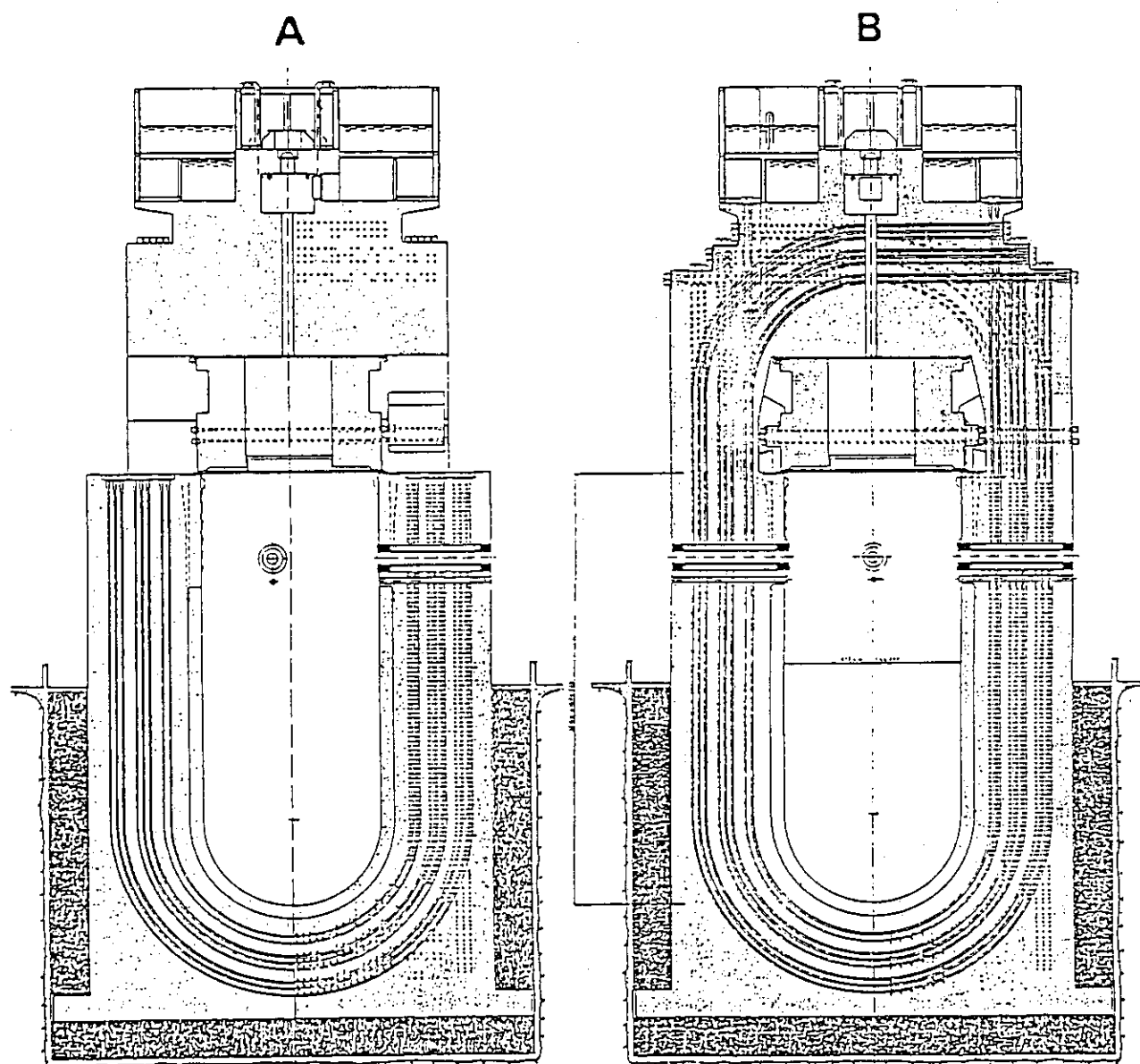


図 9 PCR V の構成

PIUS — MAIN FLOW DIAGRAM FOR THREE-MODULE PLANT

- Main flow diagram
- 1 Steam generating modules, 3 x 670 MW
 - 2 Pool water coolers
 - 3 Pressurizer steam volume
 - 4 Atmospheric pressure pools for pool coolers and condensation pools for steam from relief valves
 - 5 Relief and safety valves
 - 6 Closed cooling water system
 - 7 Steam and feedwater line isolation valves
 - 8 Vessel for steam/water separation and water recirculation system for startup
 - 9 Steam drum
 - 10 Turbine generator unit
 - 11 Condensate cleanup system
 - 12 Feedwater pump
 - 13 Electrical boiler for steam supply to pressurizer
 - 14 Offgas system
 - 15 Nitrogen system for plant startup
 - 16 Filters for water cleanup
 - 17 Storage tanks for filtered water
 - 18 Evaporator
 - 19 Storage tank for distilled water
 - 20 Storage tank for high boron content water
 - 21 Displacement pumps, feeding distilled water or high boron content water to a module as ordered by the reactivity control system

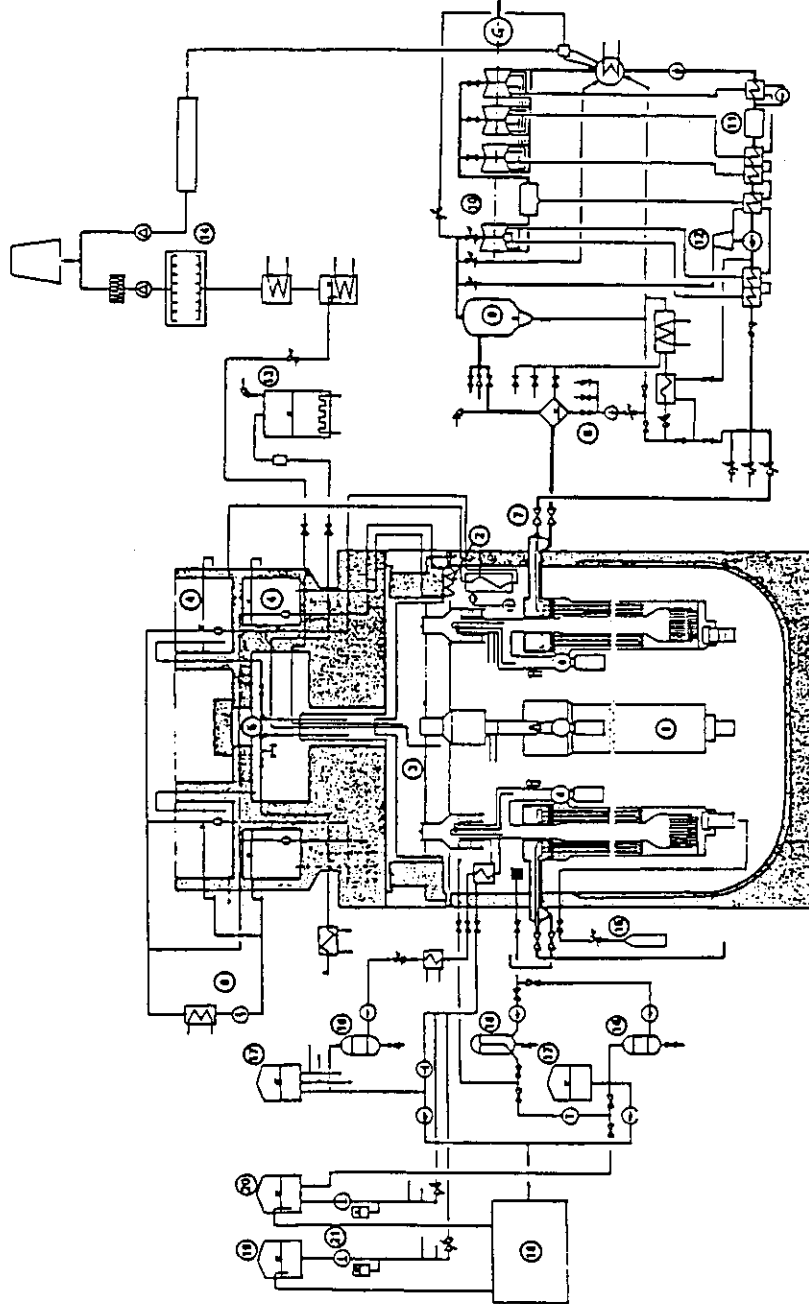


図10 冷却系統のフロー

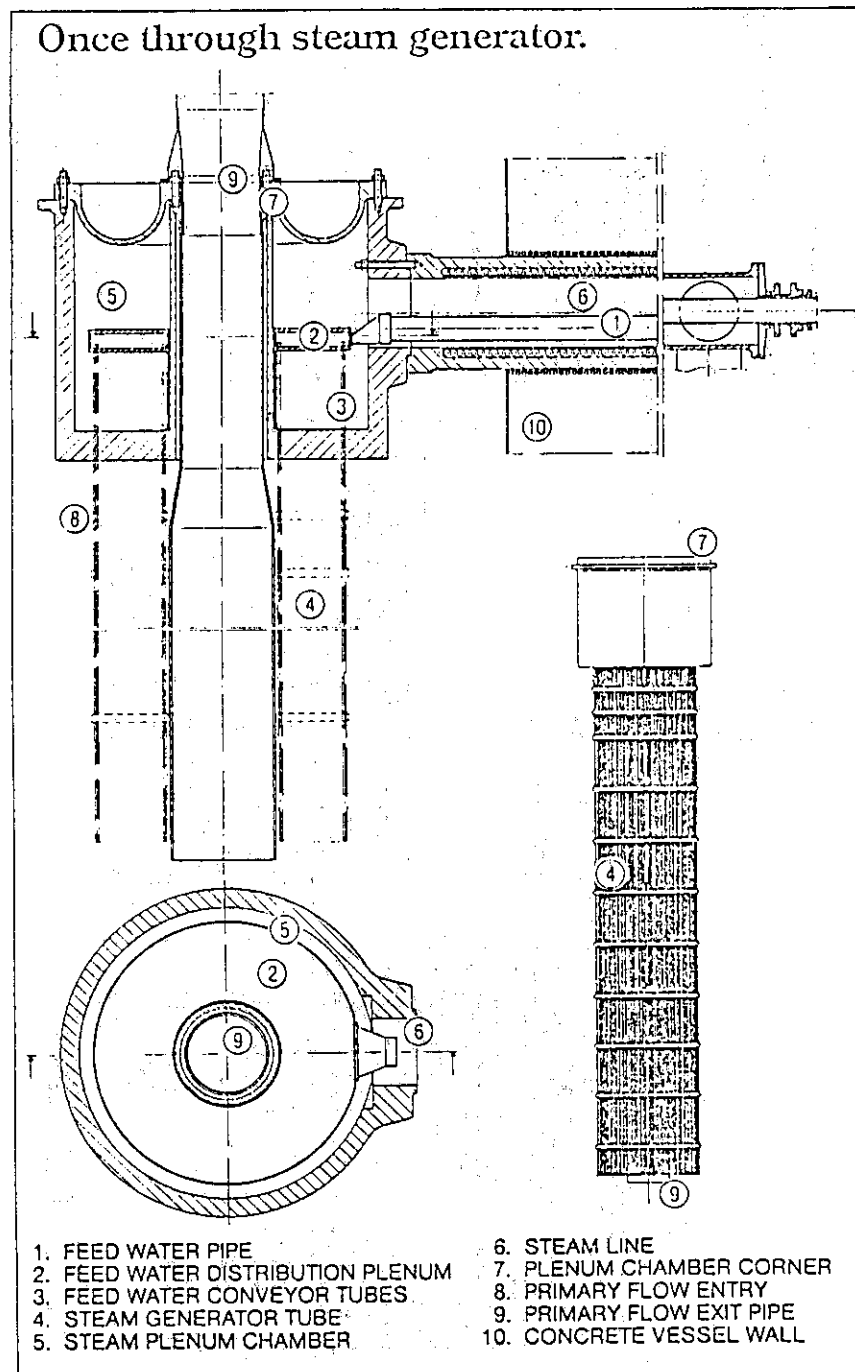


図11 蒸気発生器の構成

PIUS 670 MWe REACTOR MODULE

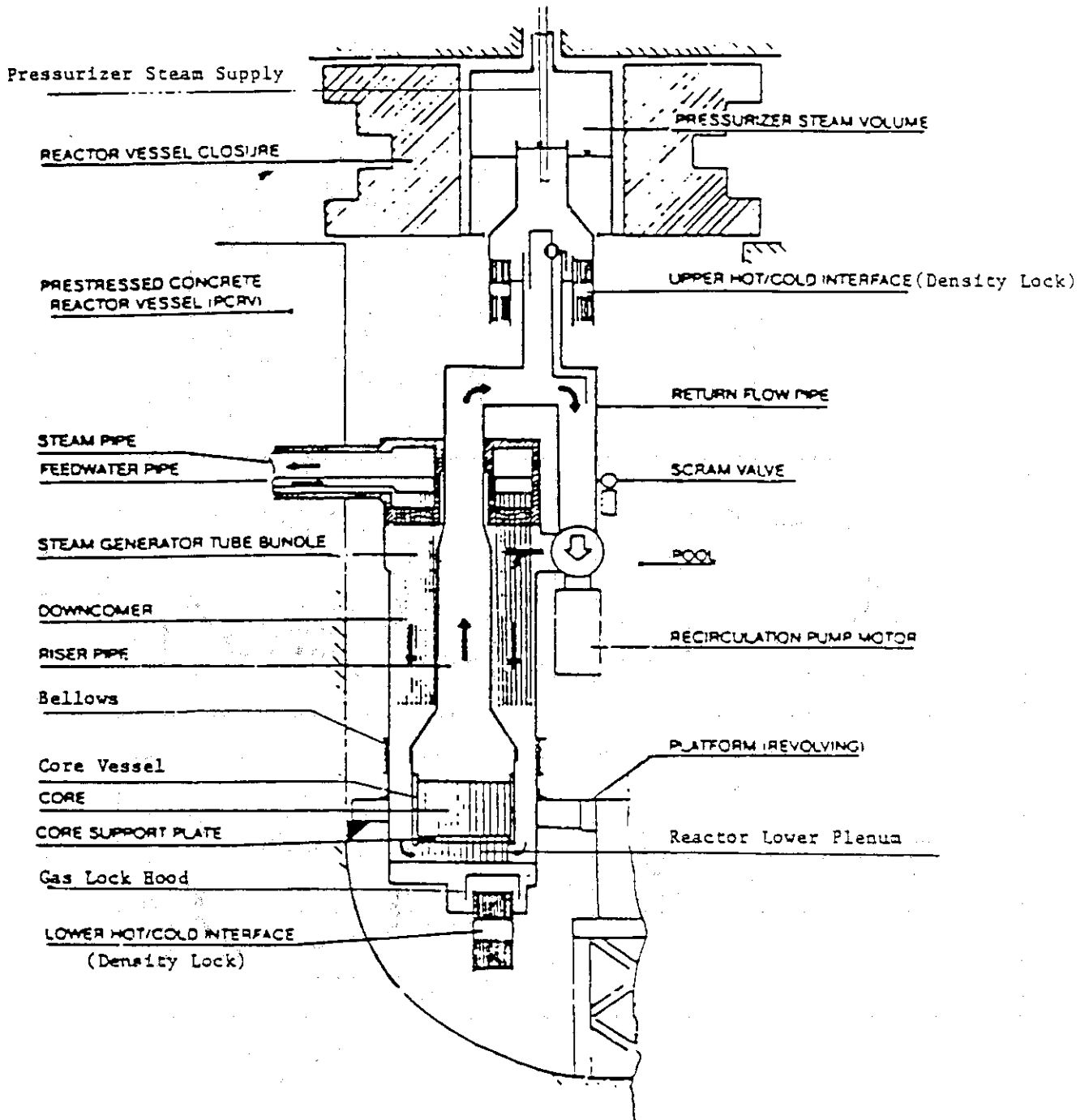


図12 一次冷却系の流れ図

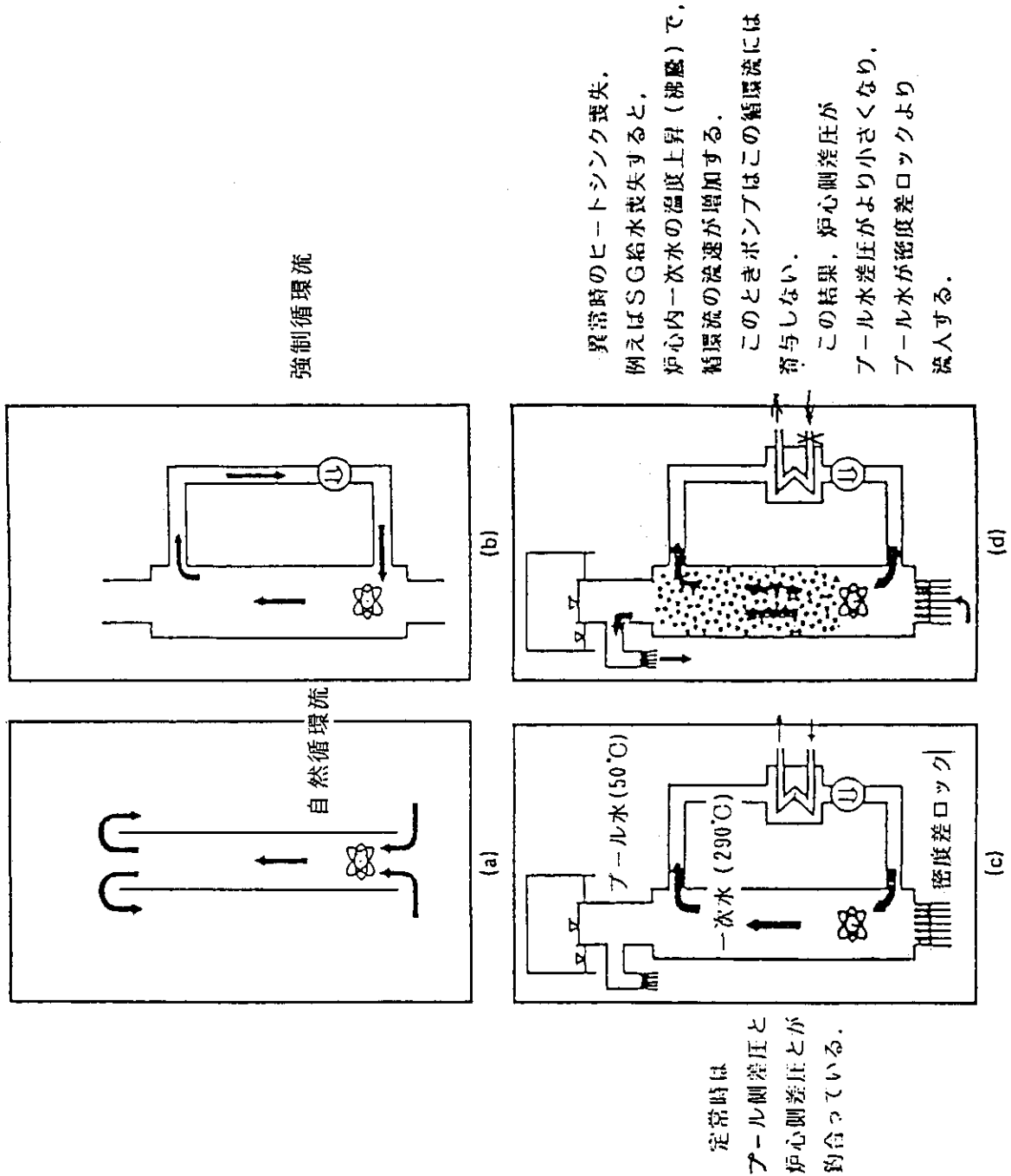
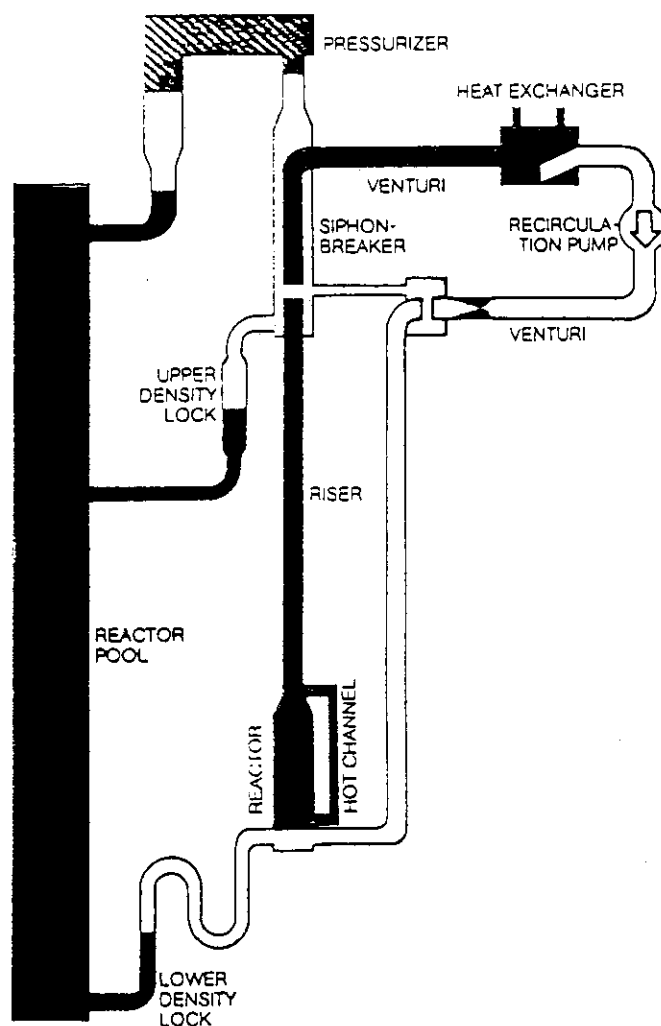


図13 P I U S 原理の説明図

THE ATLE TEST RIG



MAIN DATA

Design Pressure	2.5 MPa
Design Temperature	225°C
Operating Pressure	2.0 MPa
Electrically heated element	8 x 8 bundle
Rated Power	1.30 MW
Maximum Power	2.50 MW
Configuration	1845 mm
Active length	12.25 x 0.5 mm SS
60 heated rods	ca 40 kA
Max current	7.4 kg/s
Mass flow	150°C
Inlet temperature	190°C
Outlet temperature	

ATLE 2.5 MW test facility schematics

図14 P I U S 原理実証のための熱水力実験装置 A T L E

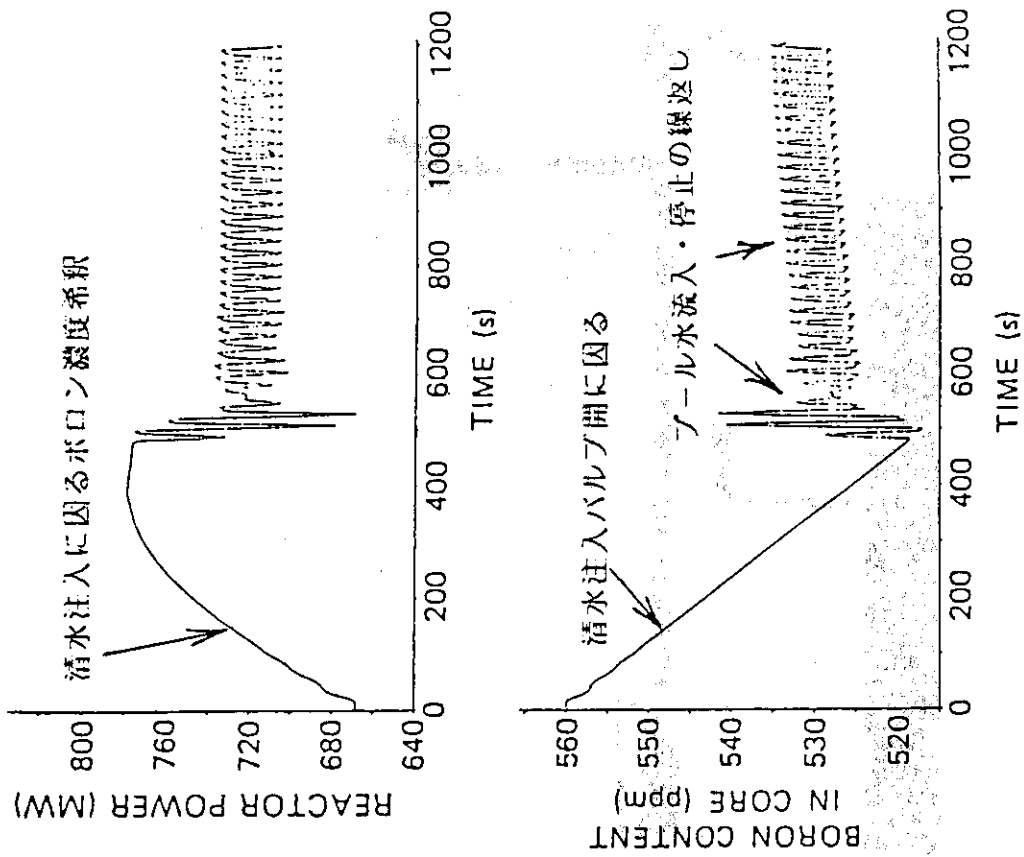


図15 一次系ポンプトリップ事故の解析

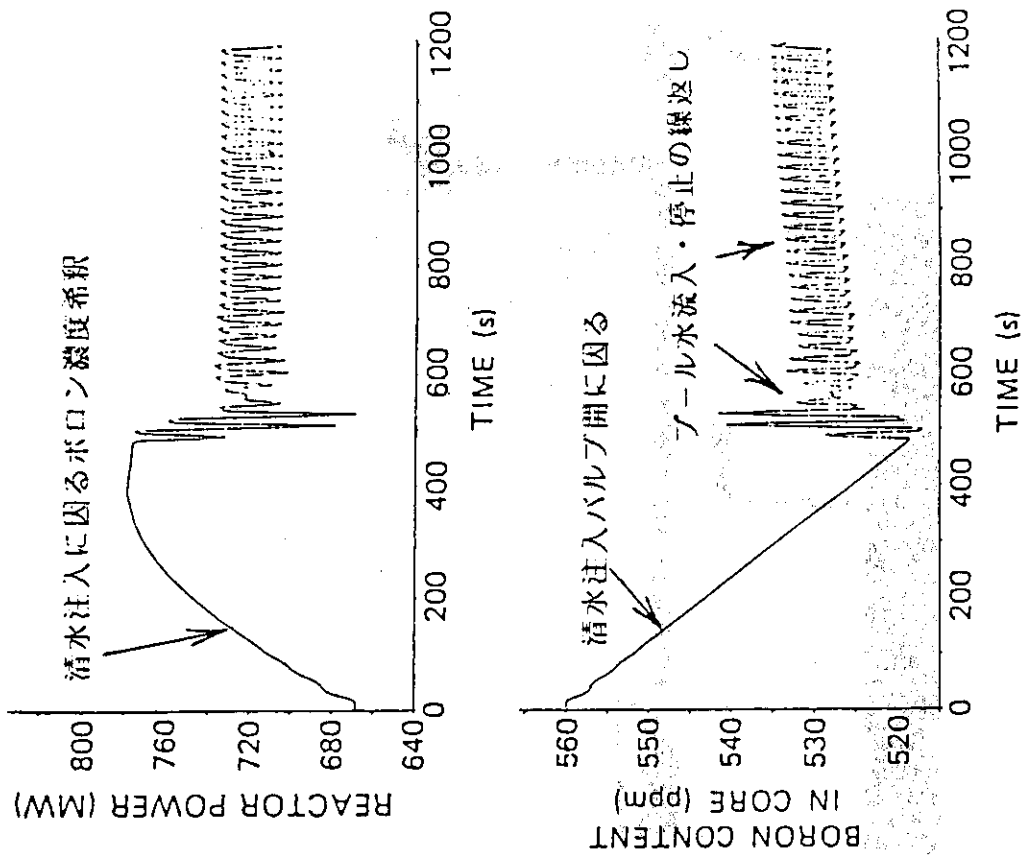


図16 一次系ボロン濃度の異常希釈の解析

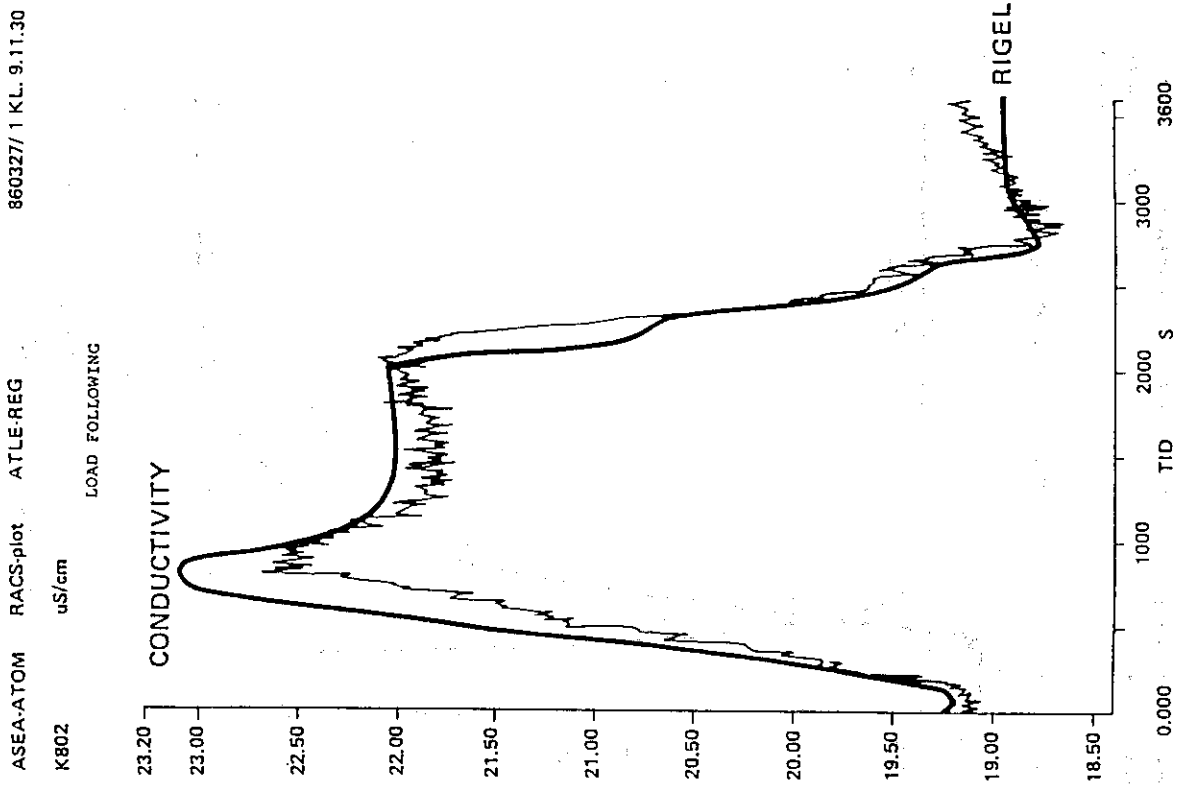


図18 負荷変動実験：ボロン濃度（電気伝導度）

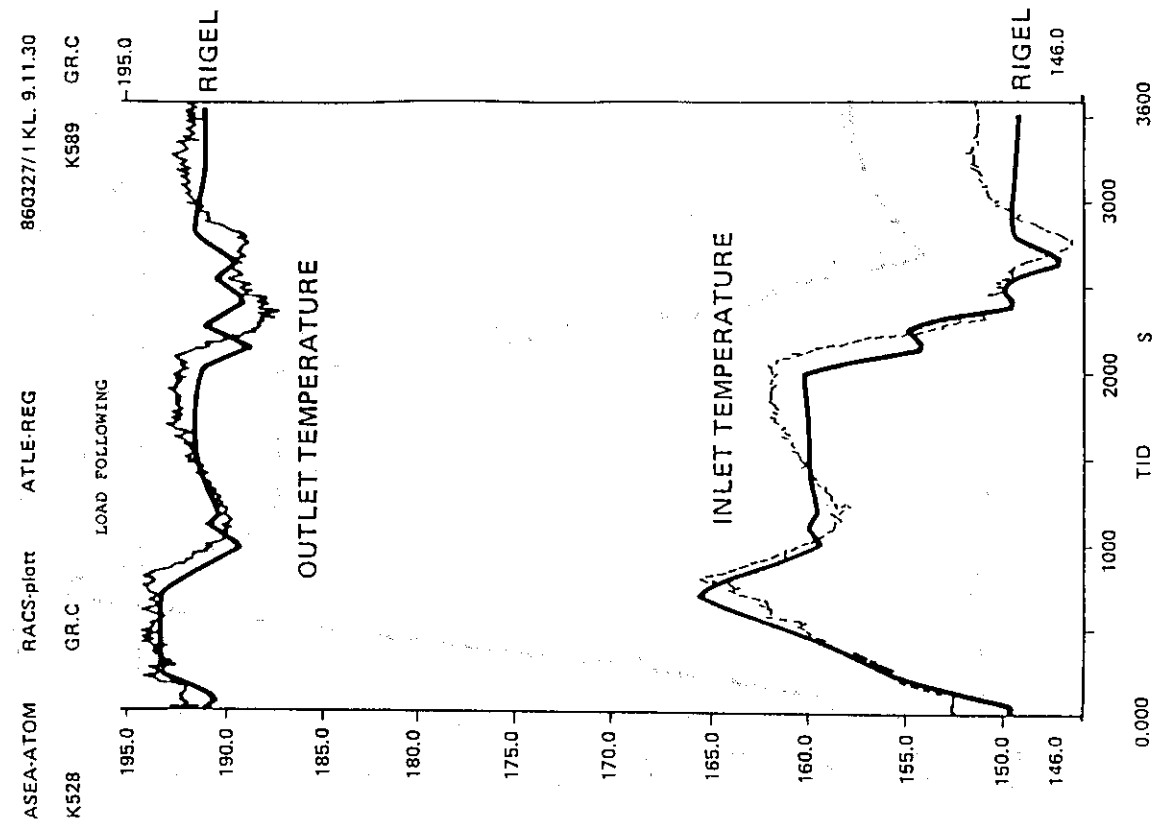


図17 負荷変動実験：炉心入口出口温度

ASEA-ATOM RACS-plott ATLE-REG 860327/1 KL. 9.11.30

K854 kW LOAD FOLLOWING

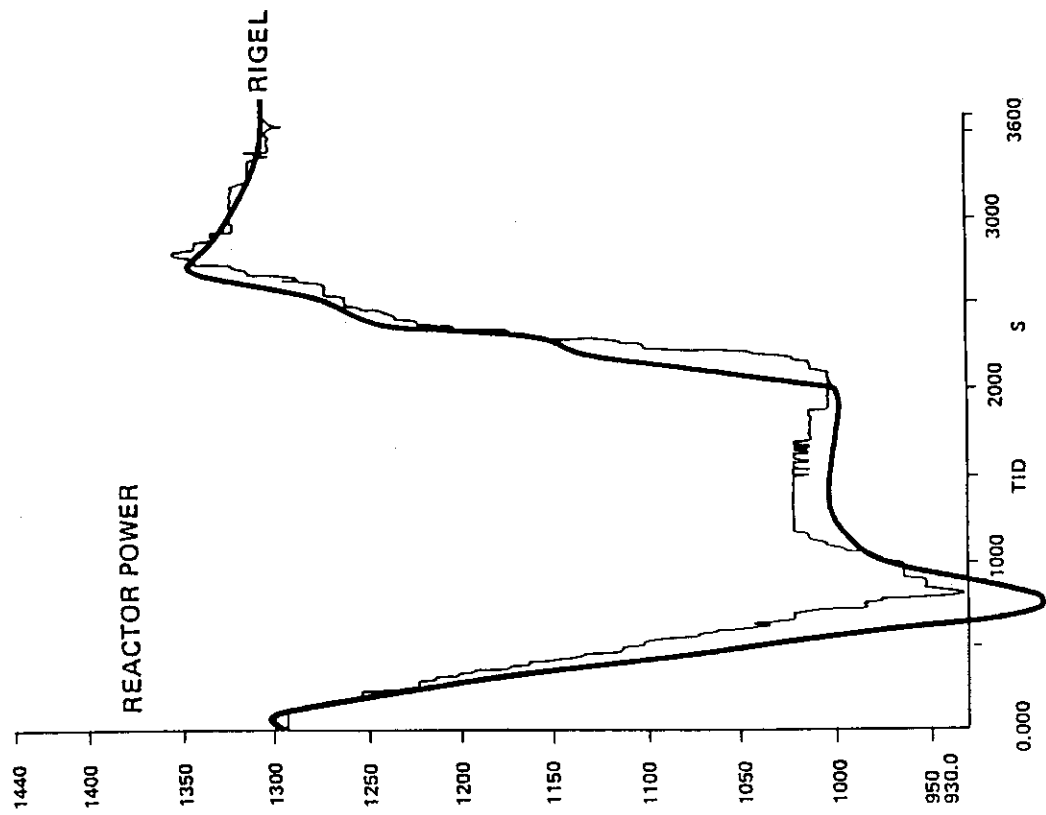


図19 負荷変動実験：原子炉出力

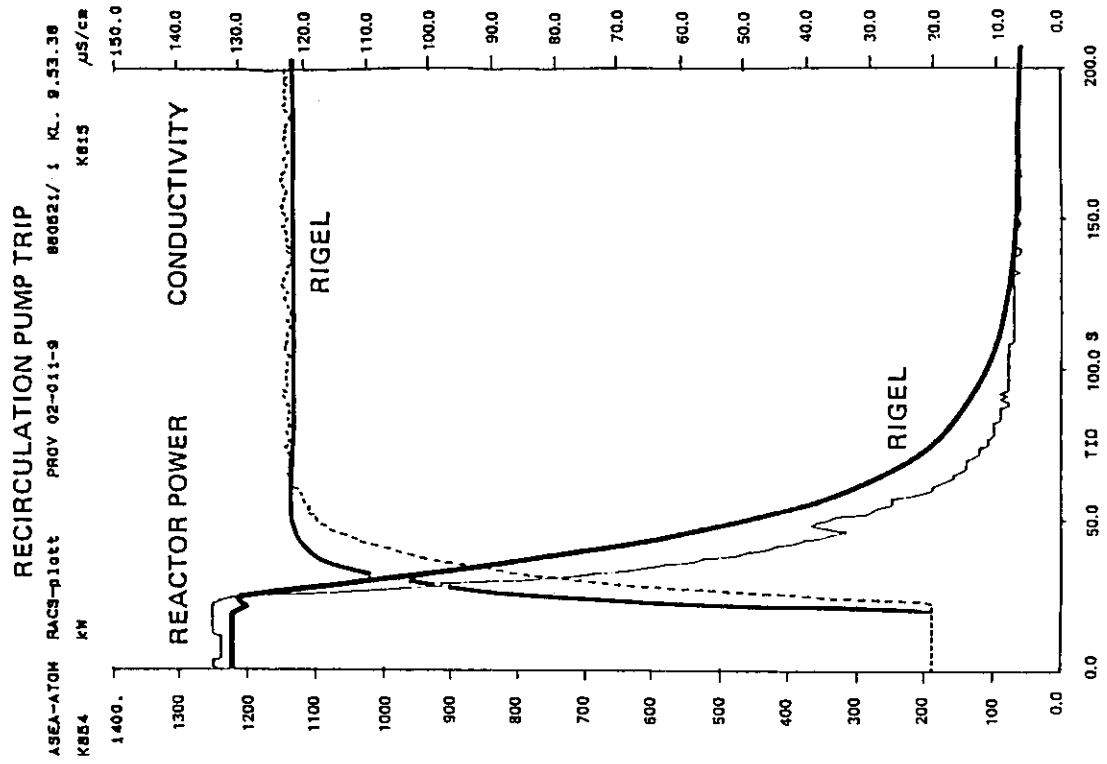


図20 一次系ポンプトリップ実験：原子炉出力と
ボロン濃度（電気伝導度）

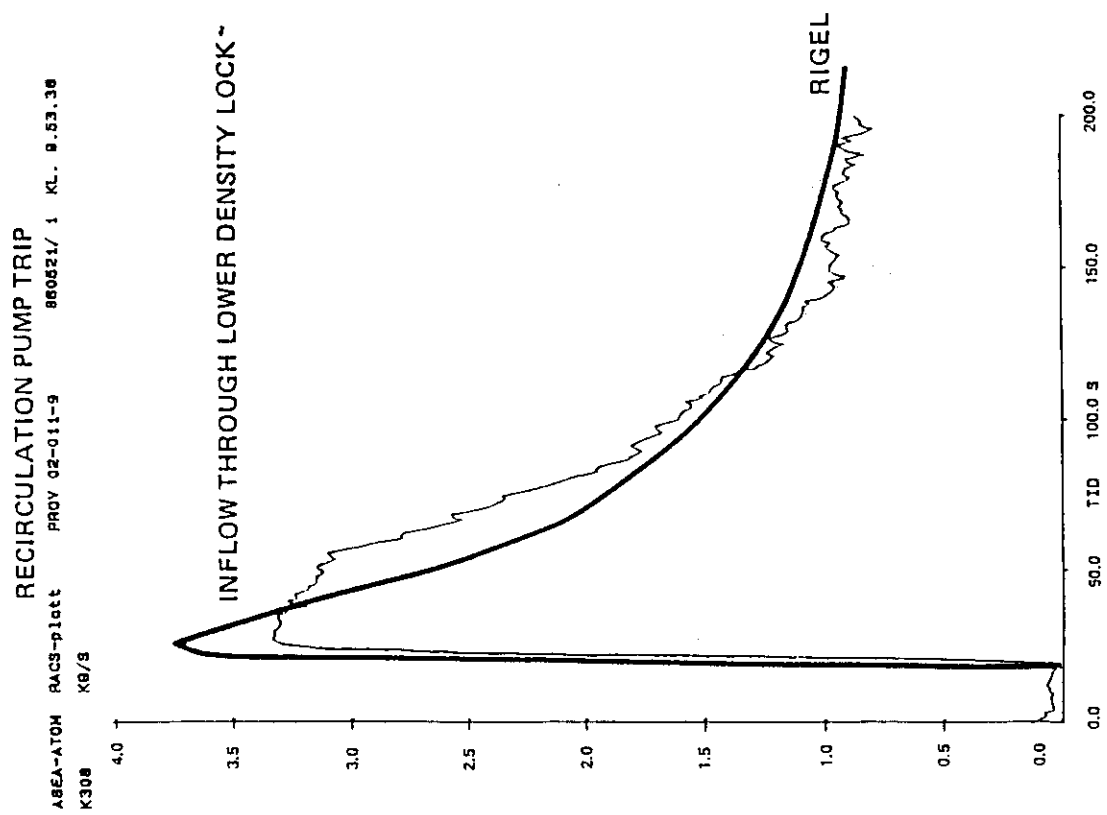
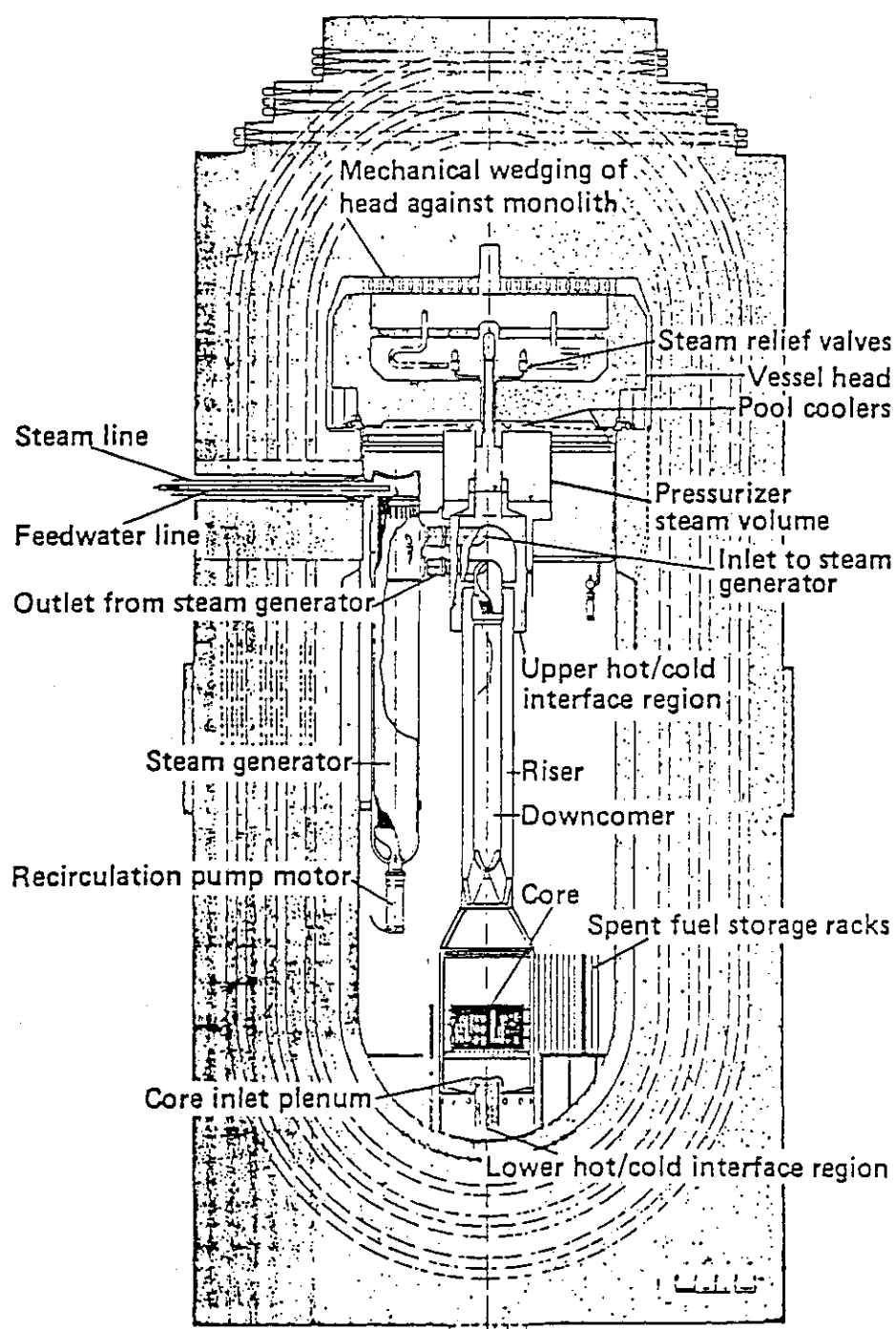


図21 一次系ポンプトリップ実験：炉プール水流入速度



Concrete vessel and reactor primary system - SECURE P-1600

図22 シングル型 P I U S の構成

PIUS with external steam generation

Flow principle

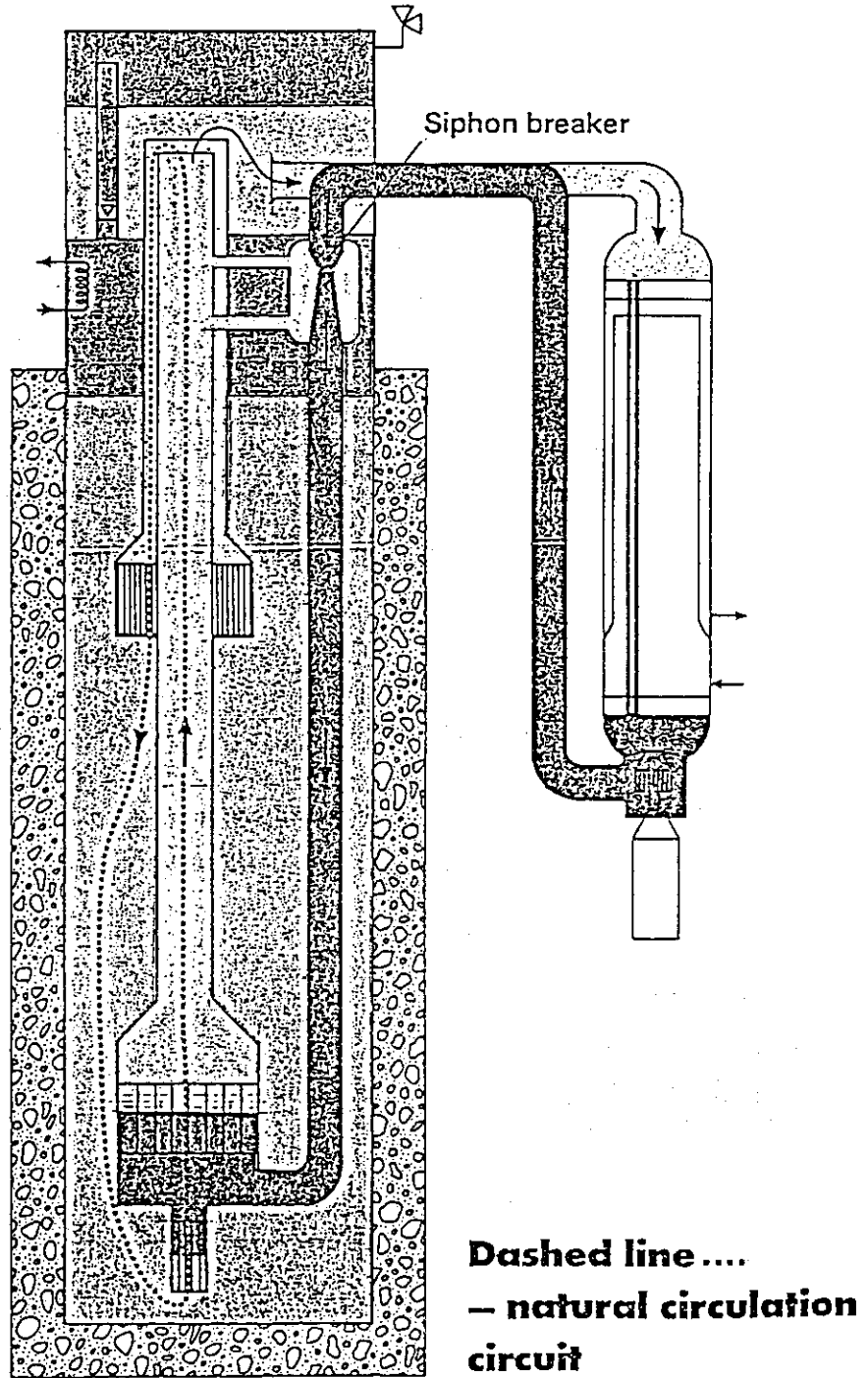


図23 蒸気発生器外装シングル型PIUSの冷却フロー

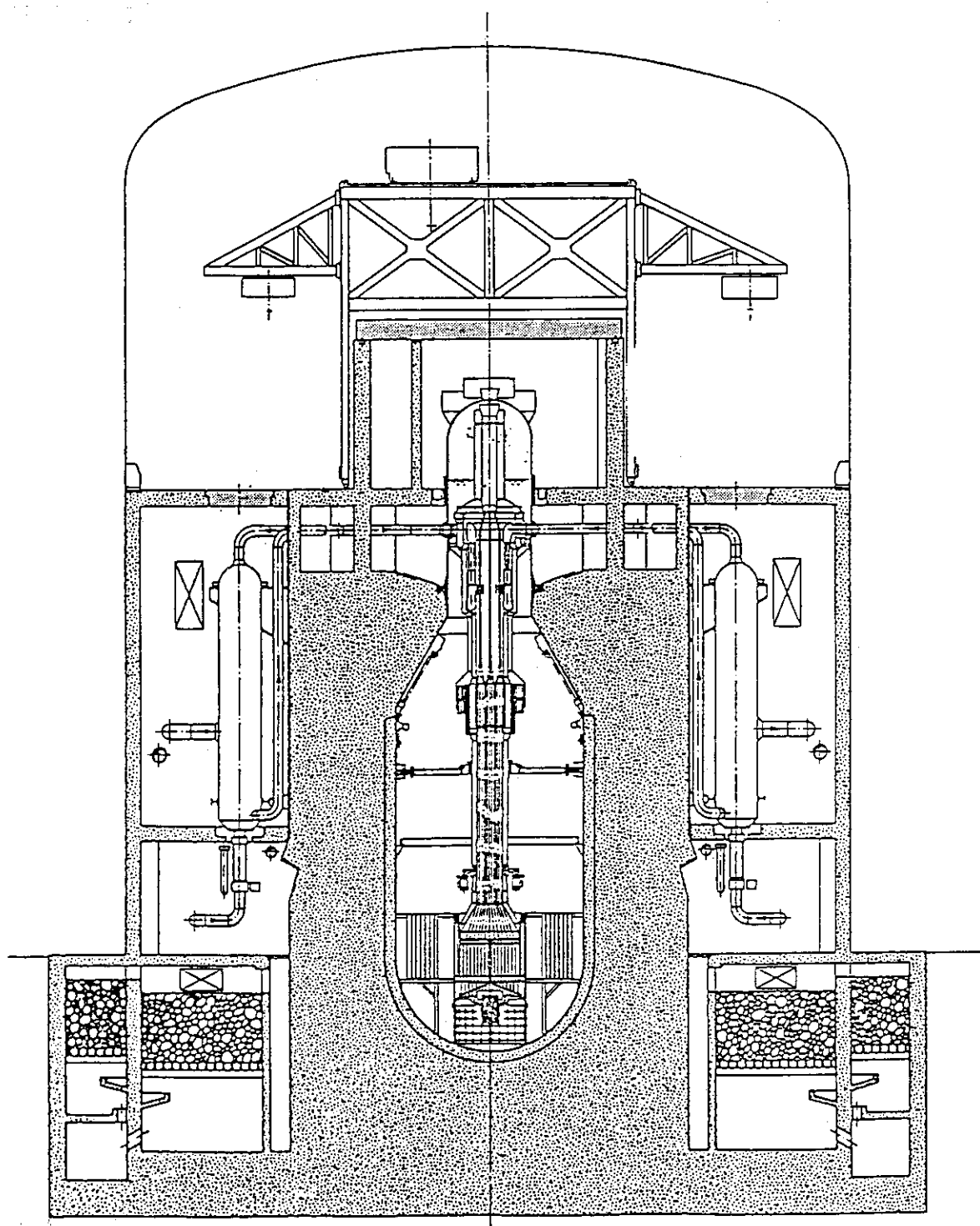
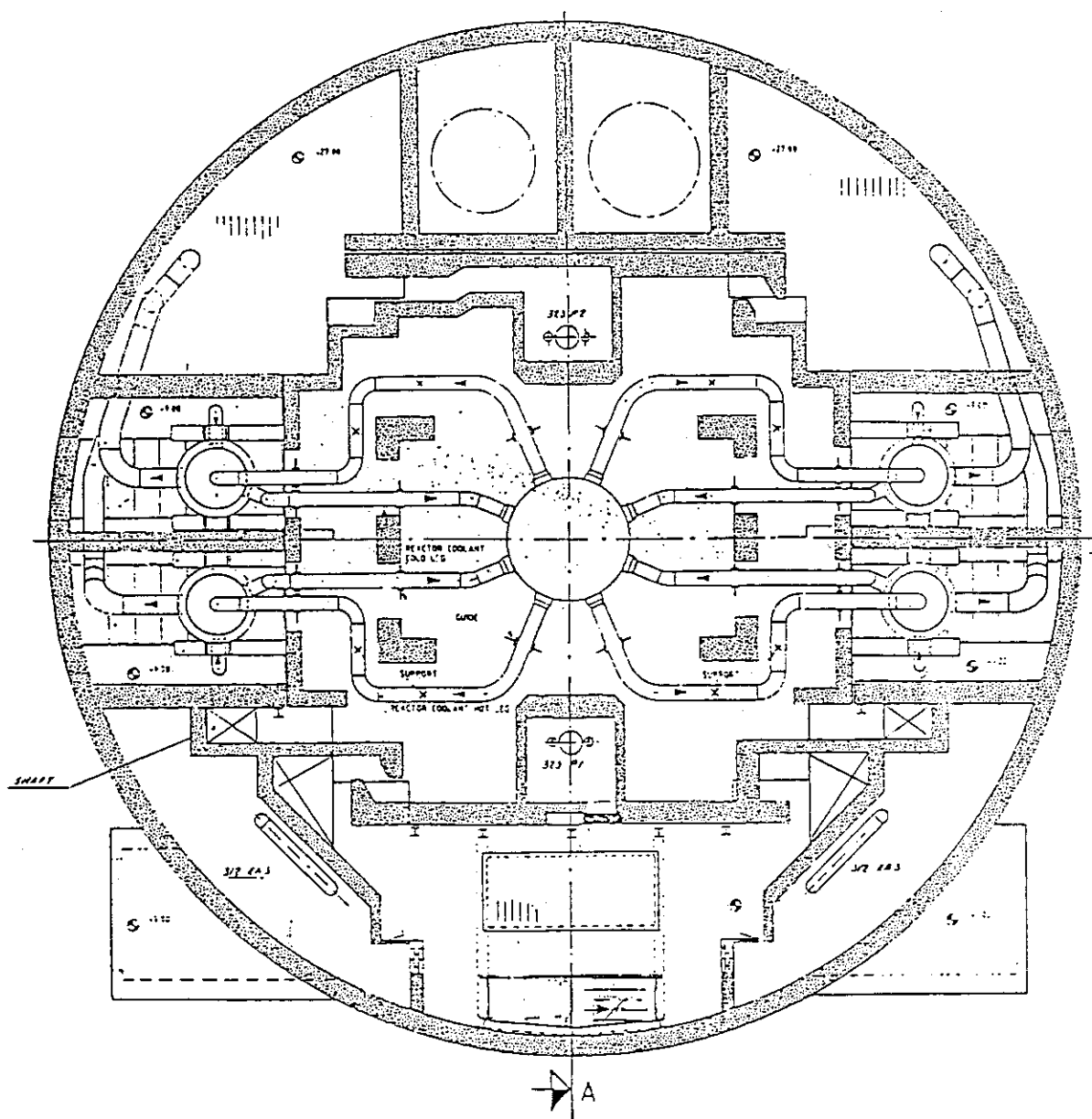


図24 蒸気発生器外装シングル型 P I U S (垂直断面図)



PLAN ELEVATION BELOW +31.00

図25 蒸気発生器外装シングル型P I U S (平面図)

PIUS

Design implementation

On the basis of the basic PIUS criteria a large number of design options are open, e.g. with respect to:

- Location of steam generating equipment (inside or outside of concrete vessel).
- Concrete vessel design (bottle type or full diameter opening).
- Recirculation pump location (cold or hot leg).
- Single core or modularization (for larger plants).
- Spent fuel storage (inside or outside concrete vessel).
- Length of "grace period". (Less than one week?)
- Steel or concrete vessel.

Several variations have been, and are being studied.

図26 P I U S における種々な設計オプション

TRIGA POWER SYSTEM IS NOT NEW CONCEPT

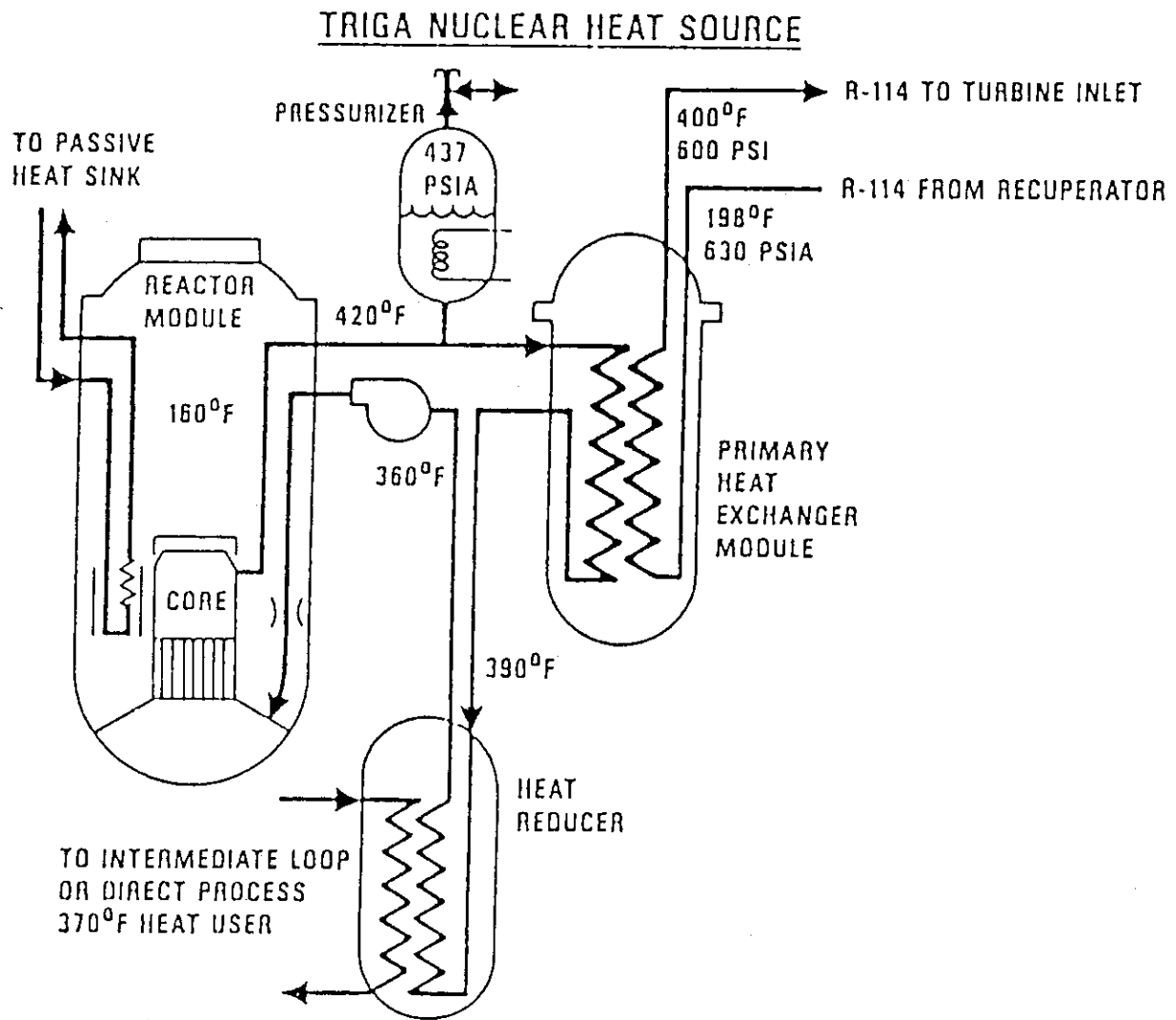
LATE 1960s

TPP	—	10 KW(e) TRIGA POWER PACK
TOPS	—	100 KW(e) TRIGA OCEANOGRAPHIC POWER SUPPLY
SRGA	—	1 MW(e) STABLE REACTOR GENERAL ATOMIC

EARLY 1980s

DTR	—	DEFENSE TERRESTRIAL REACTOR • 3, 6, 10 MW(e) SIZES • POWER AND SPACE HEATING • PRESSURIZED TRIGA • ORGANIC RANKINE CYCLE
SMPP	—	10 MW(e) SECURE MILITARY POWER PLANT • CONCEPTUAL DESIGN STUDY FOR DOE • AIR FORCE BASE POWER • PRESSURIZED TRIGA • R-114 POWER CONVERSION SYSTEM

図27 T P S : 運 転 経 験



TPS Cogeneration Plant Arrangement

図28 T P S : 熱 併 給 プ ラ ン ト 系 統 図

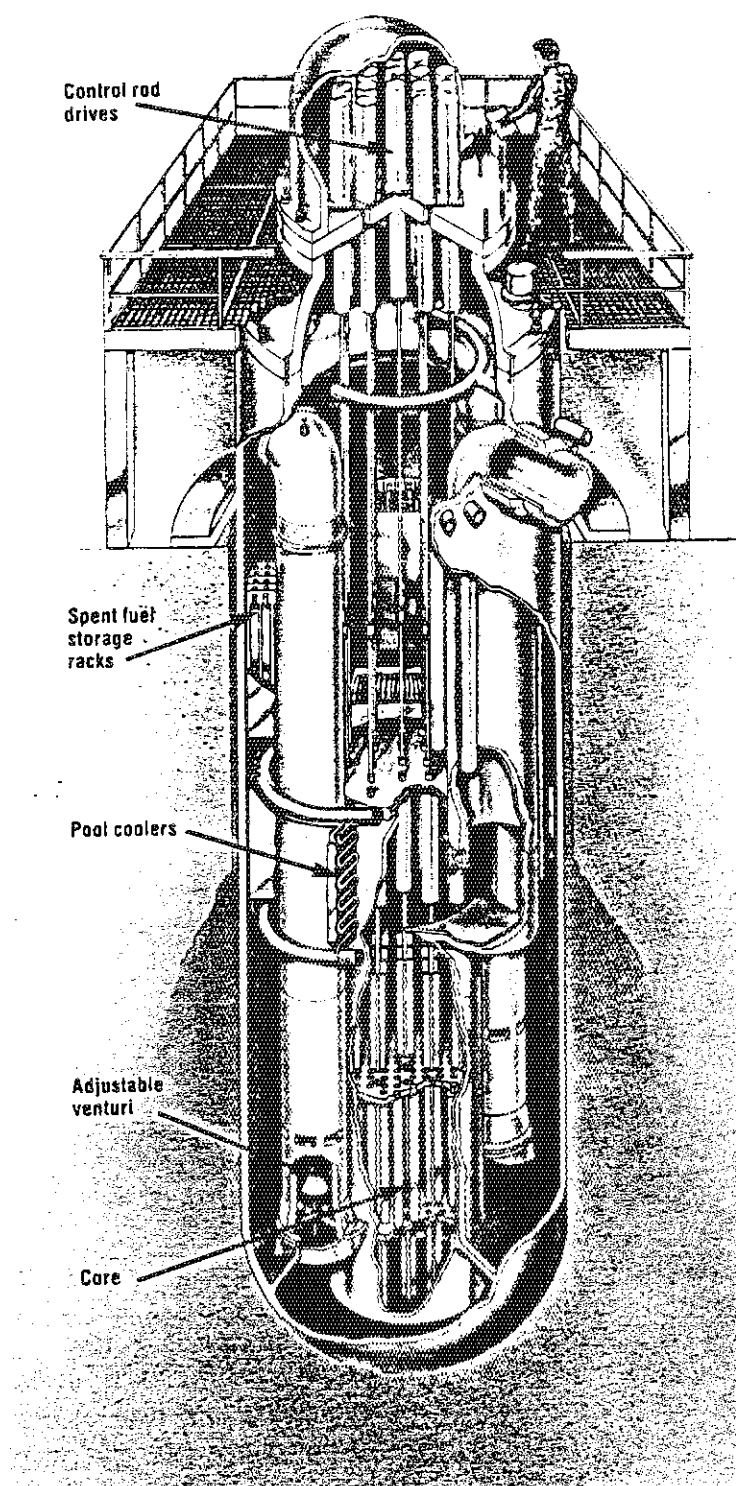


図29 単ループモジュール型 T P S プラント

TPS REACTOR HEAT REMOVAL FOR POWER OPERATION AND SHUTDOWN CONDITION

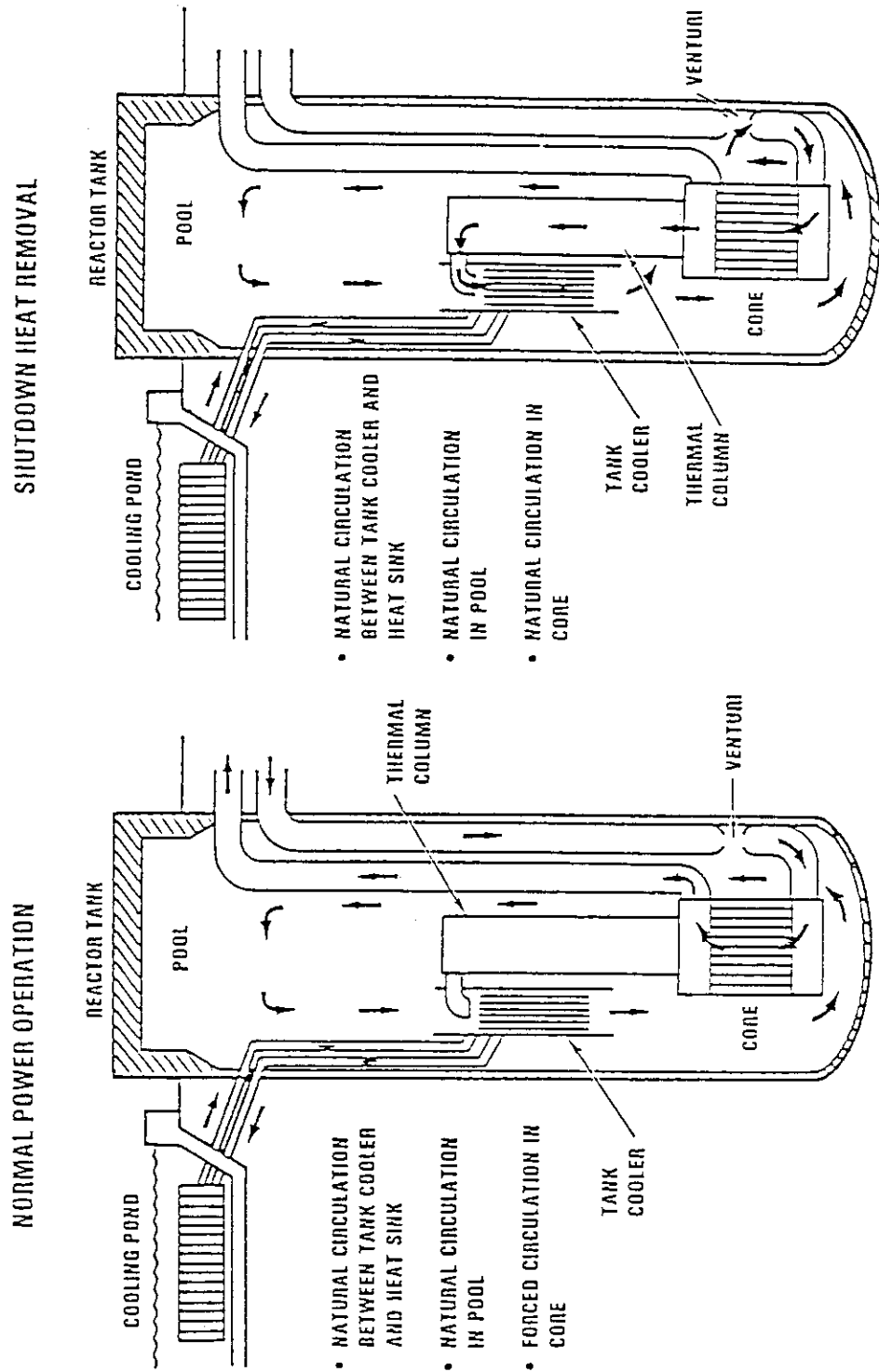


図30 TPS：熱除去フロー（原子炉運転時及び原子炉停止時）

TPS PRESSURE BALANCED VENTURI

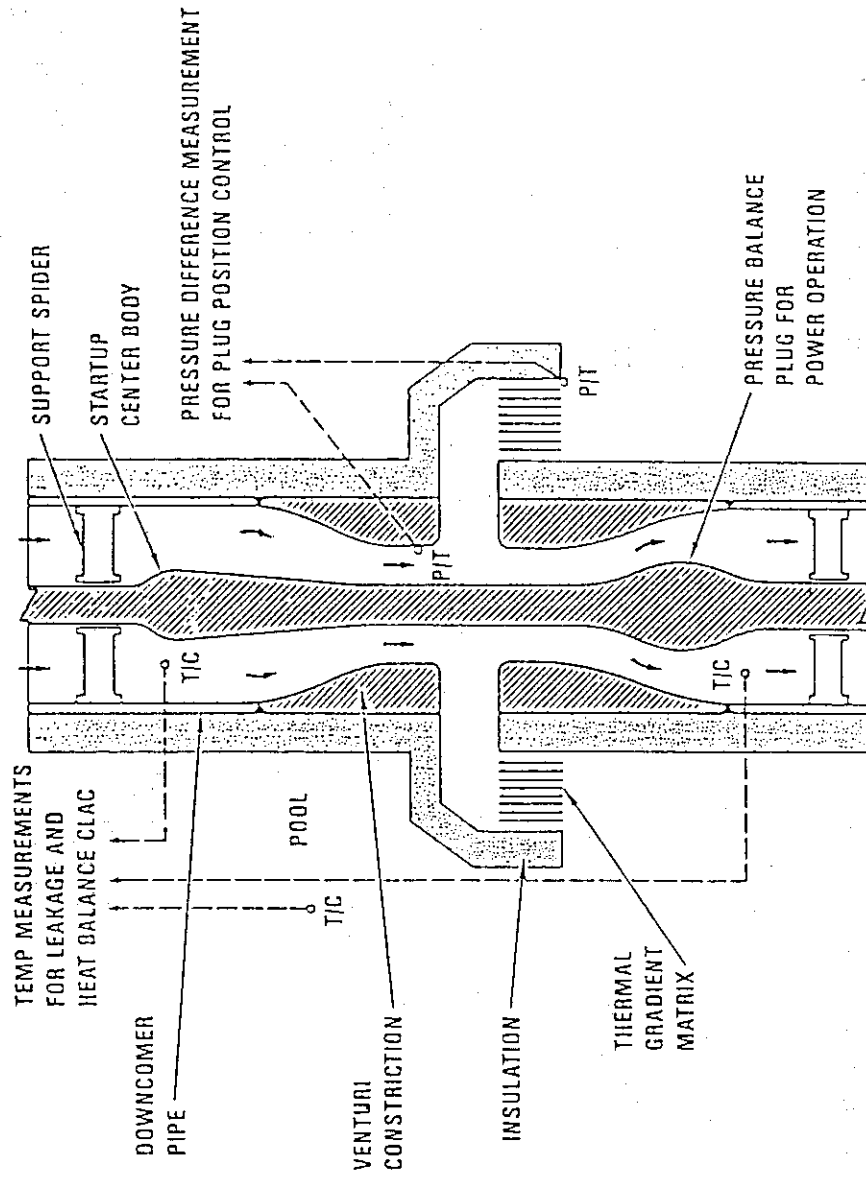


図31 TPS:密度ロックインターフェイス (ヴェンチュリー管による熱バランスの調整)

CORE PARAMETERS

Number of fuel assemblies	76
Rods per assembly	25
Fuel material	U ₃ ZrH
Cladding material	Alloy 800H
Burnable poison material	Erbium
U-235 enrichment, %	19.9
Fuel residence time, yr.	3
Average power density, w/cc	100
Control/shutdown rods	21 Stainless clad B ₄ C rods

INHERENT FUEL CHARACTERISTICS

- Negligible fuel-clad mechanical interaction
- Negligible fission products release
- Negligible fission gas pressurization
- Large prompt negative temperature coefficient
- Negligible fuel/water reaction
- High clad ductility, corrosion resistance

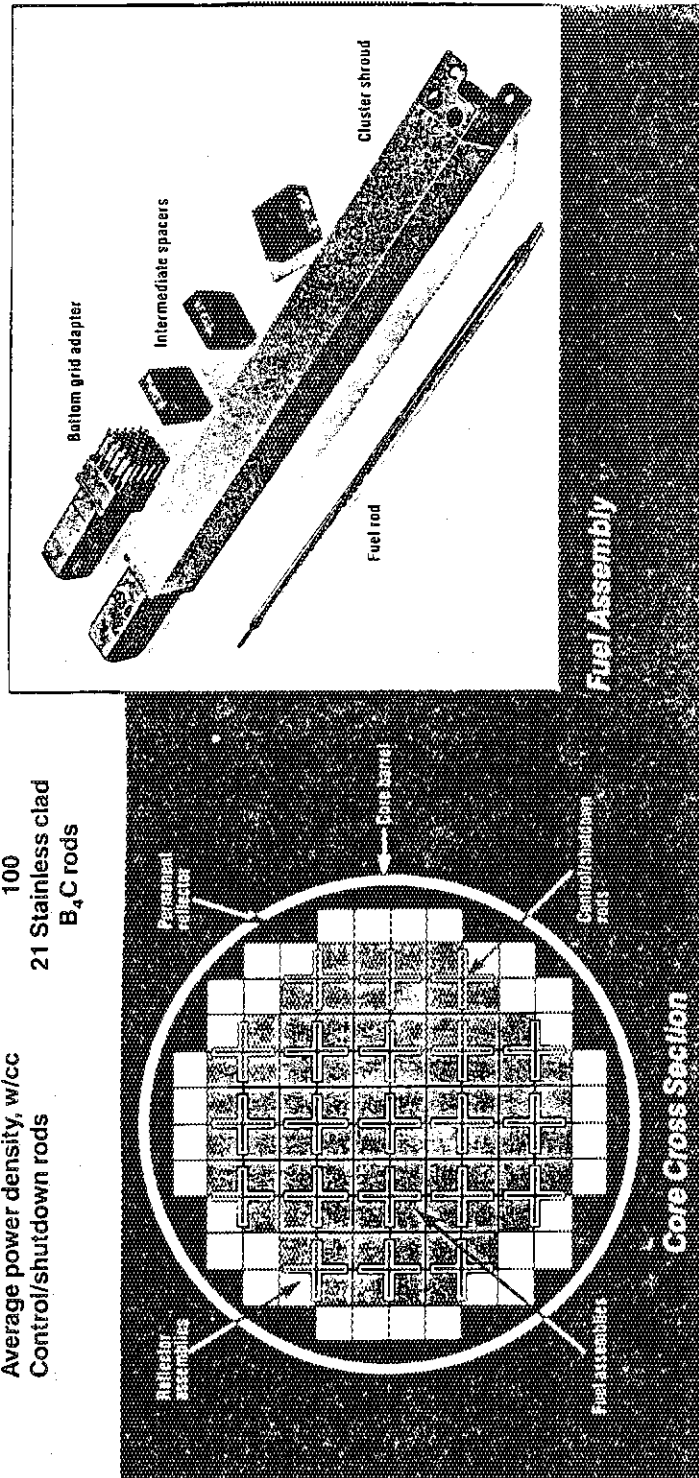


図32 T P S : 炉心及び燃料の構成

PROMPT NEGATIVE TEMPERATURE COEFFICIENT,
TRIGA-LEU FUEL, 14 MW

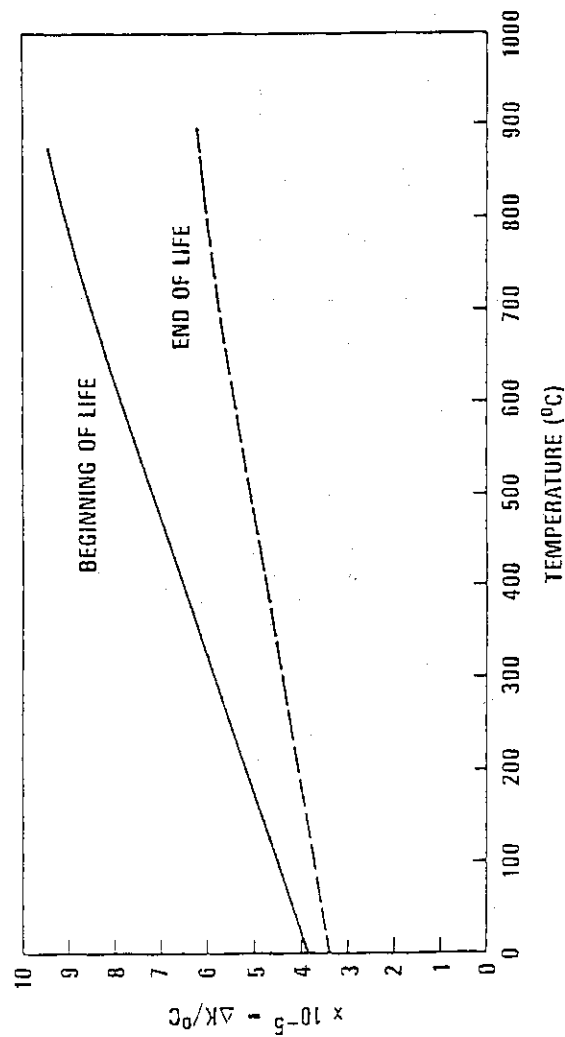
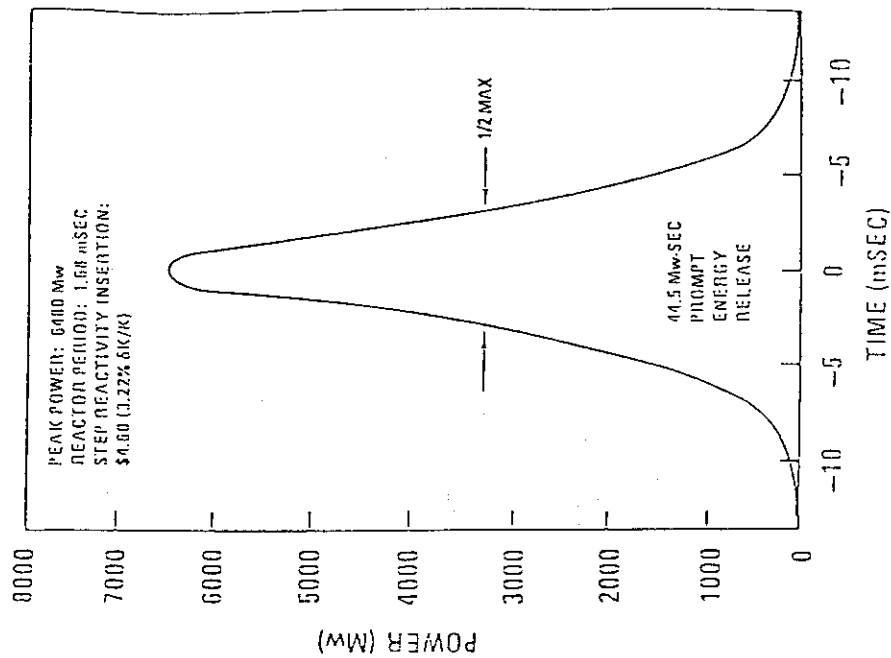


図33 T P S : 燃料の特性 (即効性の大きな負の温度係数)



TRIGA POWER SURGES ARE
SELF TERMINATING

EVEN LARGE STEP INSERTIONS OF EXCESS
REACTIVITY ARE TERMINATED AS A RESULT
OF THE LARGE PROMPT NEGATIVE,
WITHOUT THE AID OF ELECTRONIC OR
MECHANICAL DEVICES

図34 T P S : 燃料の特性による自己制御性

FREON R-114 ORGANIC RANKINE CYCLE

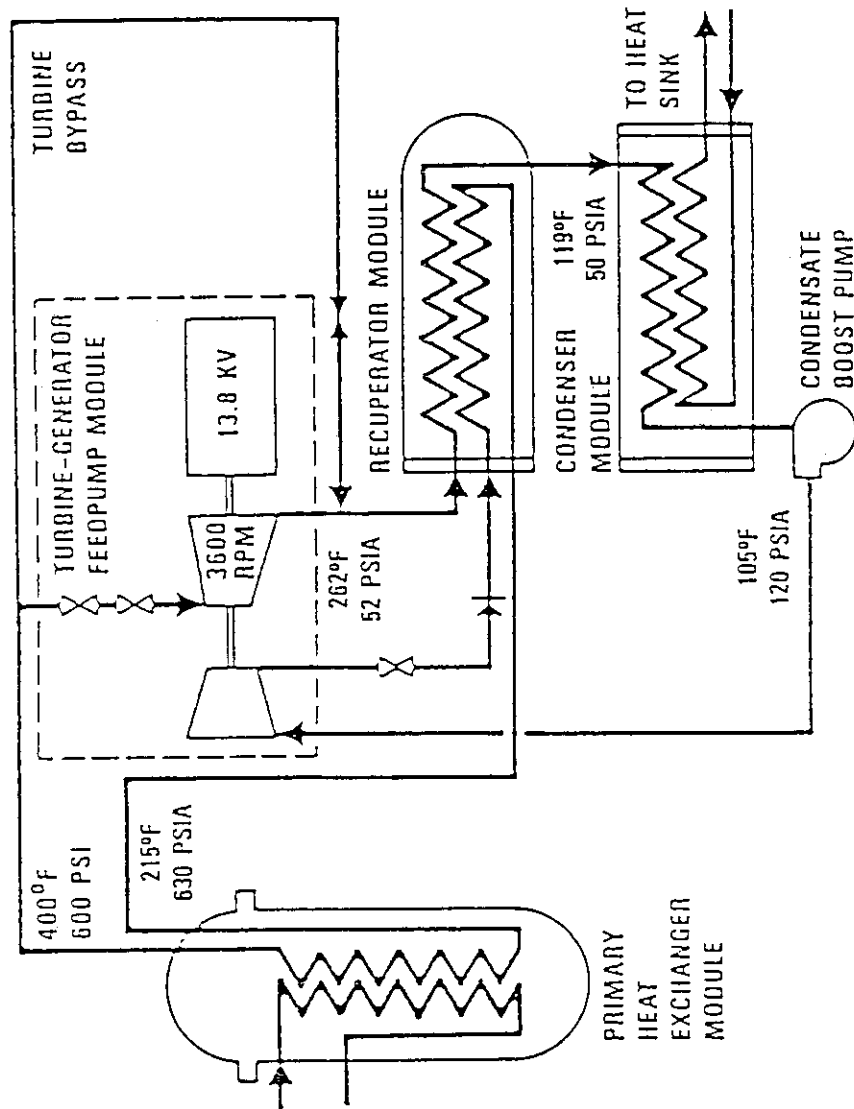


図35 T P S : フレオン (R - 114) を用いたランキン サイクル電力変換システム

FRACTIONAL RELEASE OF GASEOUS FISSION PRODUCTS FROM UNCLAD TRIGA FUEL

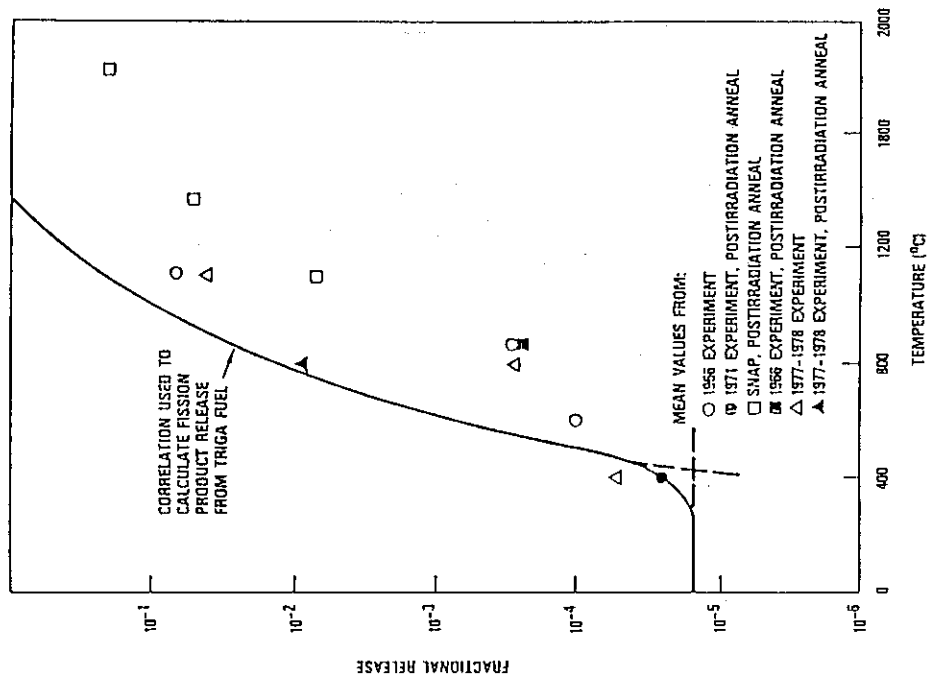


図36 T P S : 燃料の特性 (大きな F P の保持力)

FUEL CLAD TEMPERATURE FOLLOWING LARGE BREAK LOCA

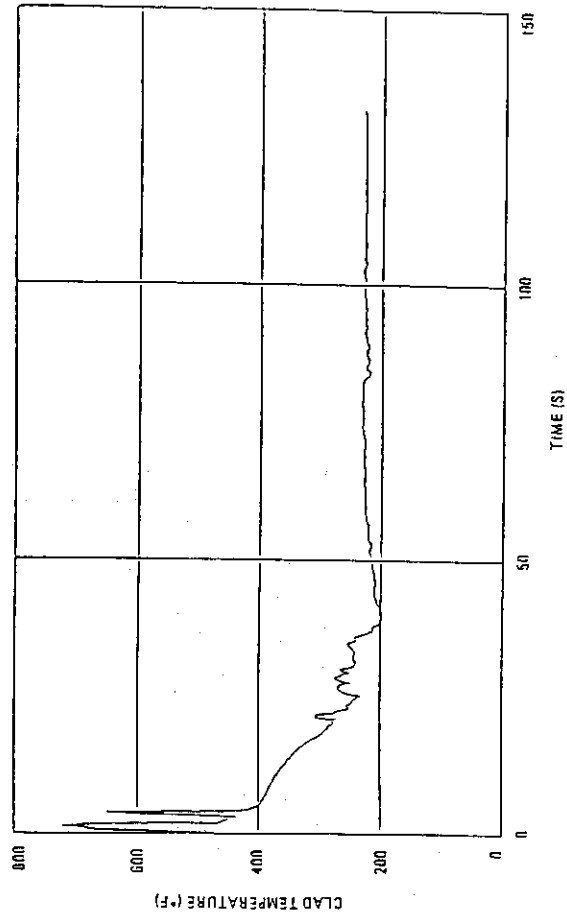
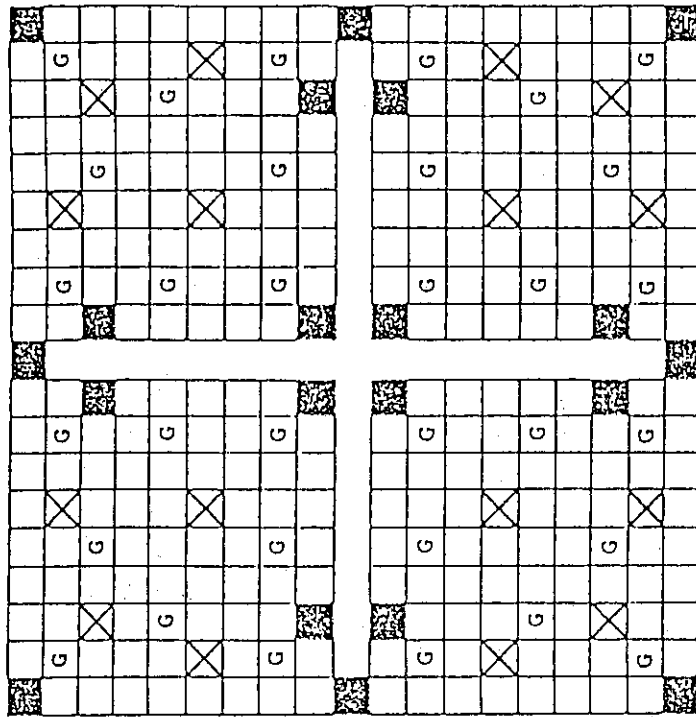


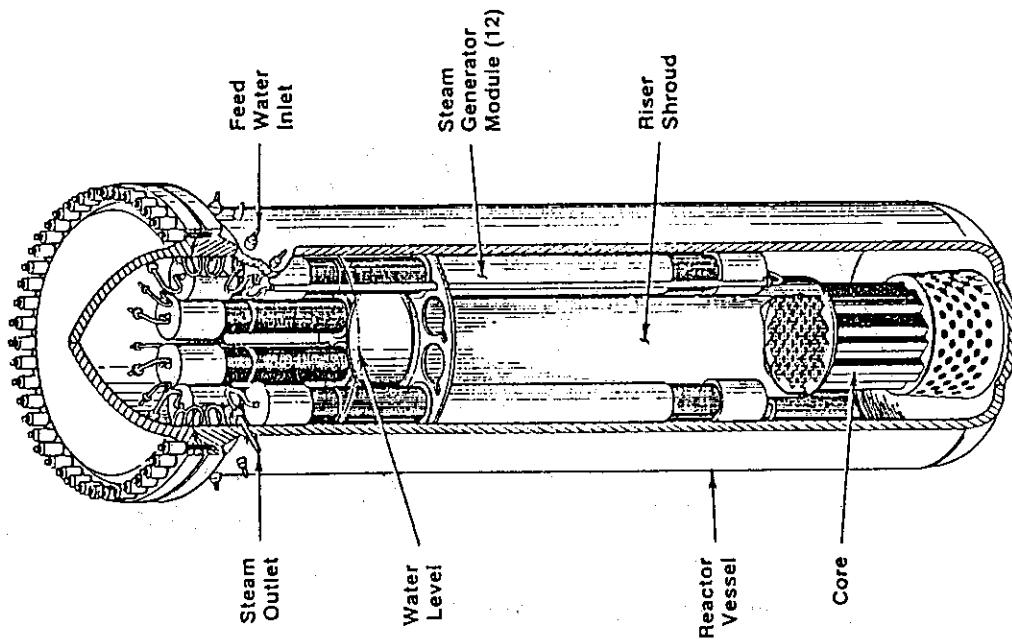
図37 T P S : R E L A P コードによるホットレグ
大破断 LOCA 解析 (燃料被覆温度は低い)



-  Zircaloy Guidebar
-  UO_2 Fuel Cell
-  $\text{Gd}_2\text{O}_3\text{-UO}_2$ Burnable Poison
-  Insertable Gadolinia Burnable Poison (Inserted after First Irradiation Cycle)

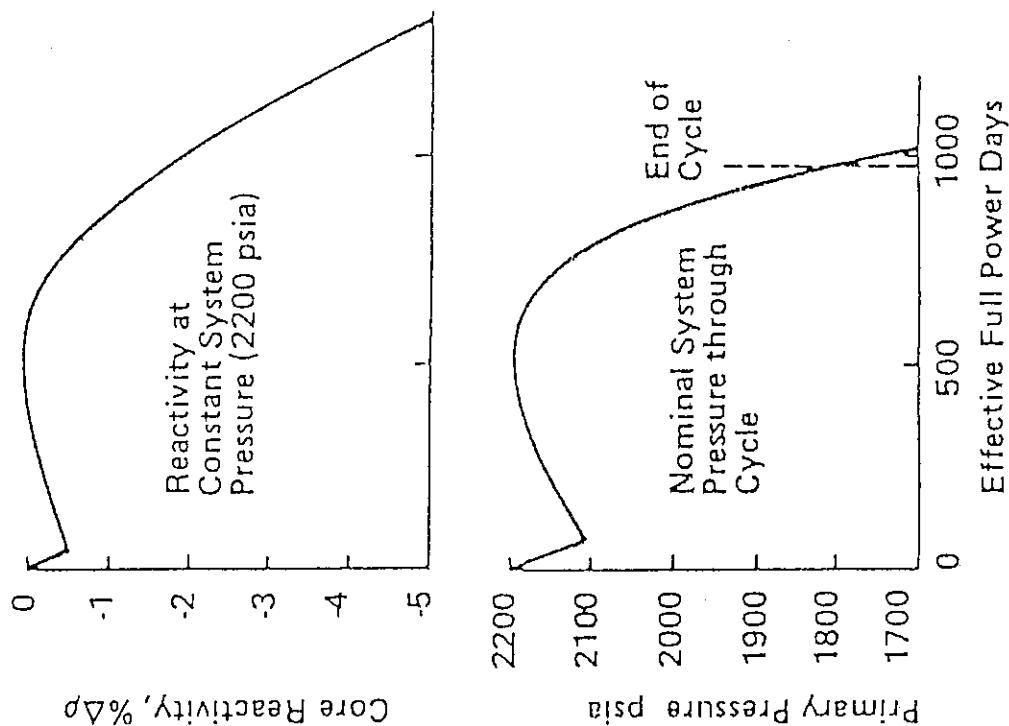
19x19 Fuel Assembly Layout

図39 MAP : 燃料集合体



The Minimum Attention Plant NSSS

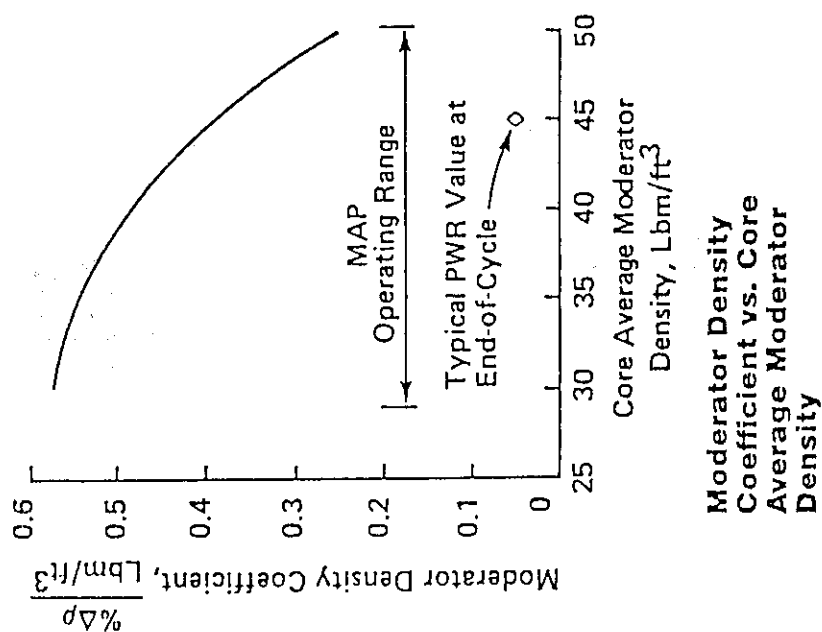
図38 MAP : 原子炉システム構成



Core Reactivity and
Nominal System
Pressure vs. Full
Power Days

MAP : 燃焼に伴う炉心反応度及び一次系
圧力の変化

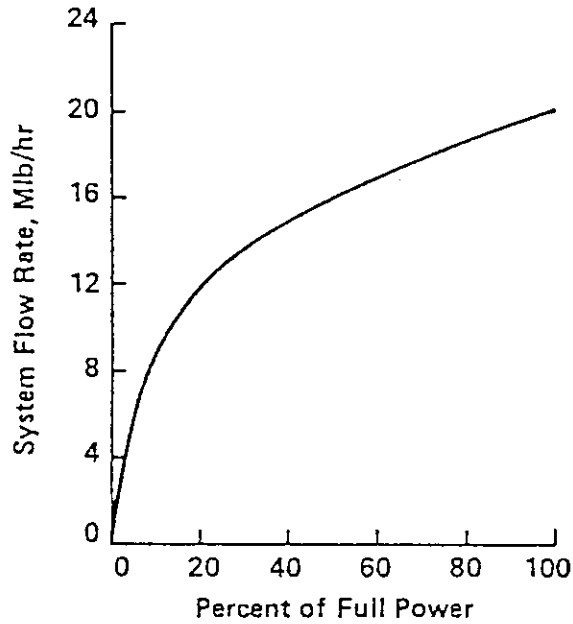
図41



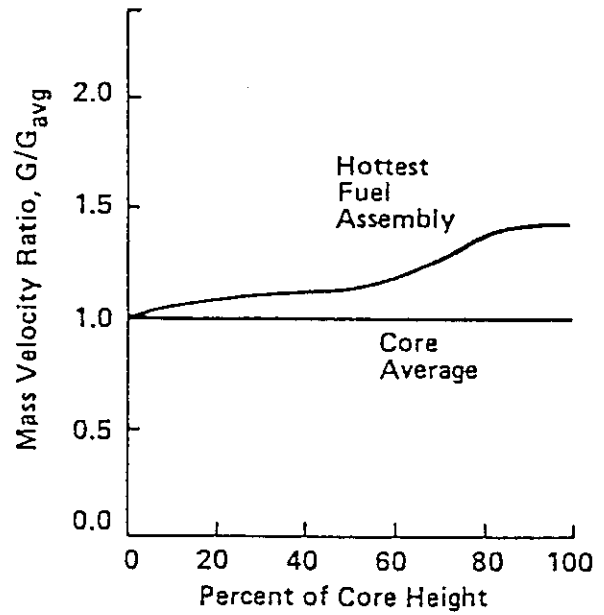
Moderator Density
Coefficient vs. Core
Average Moderator
Density

MAP : 運転範囲における減速材密度係数
対減速材の密度の関係

図40



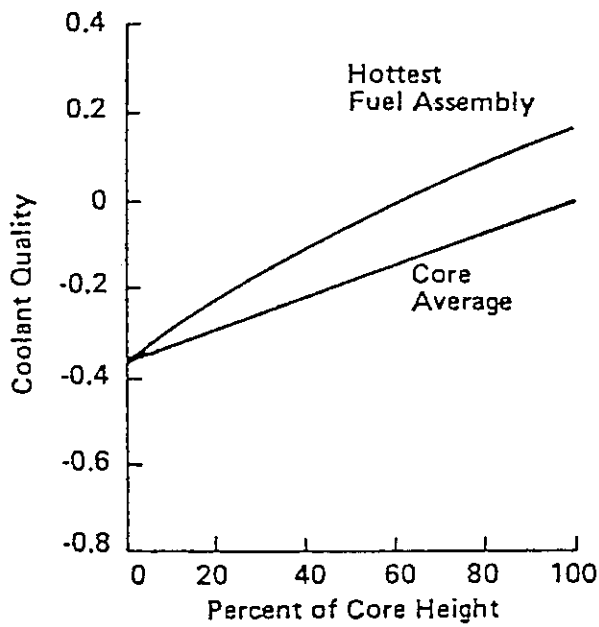
System Flow Rate
vs. Power Level



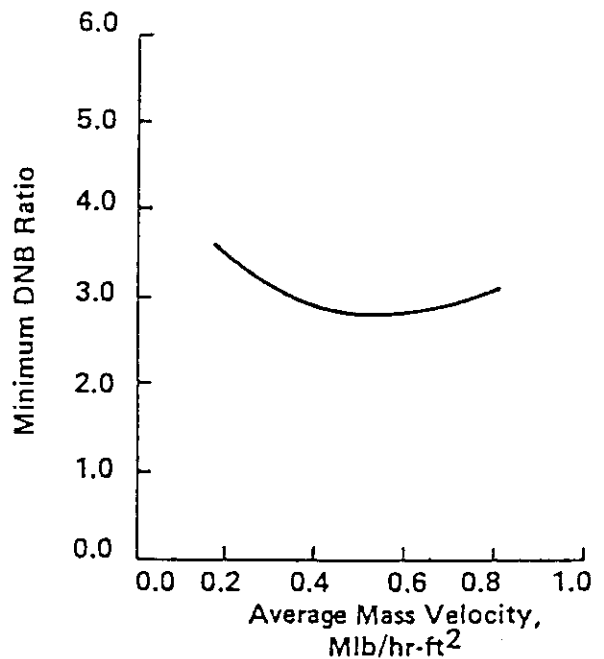
Mass Velocity Ratio
(BOC) vs. Axial Position in Core

図42 MAP:冷却材の流速と炉出力との関係

図43 MAP:質量速度の炉心軸方向分布



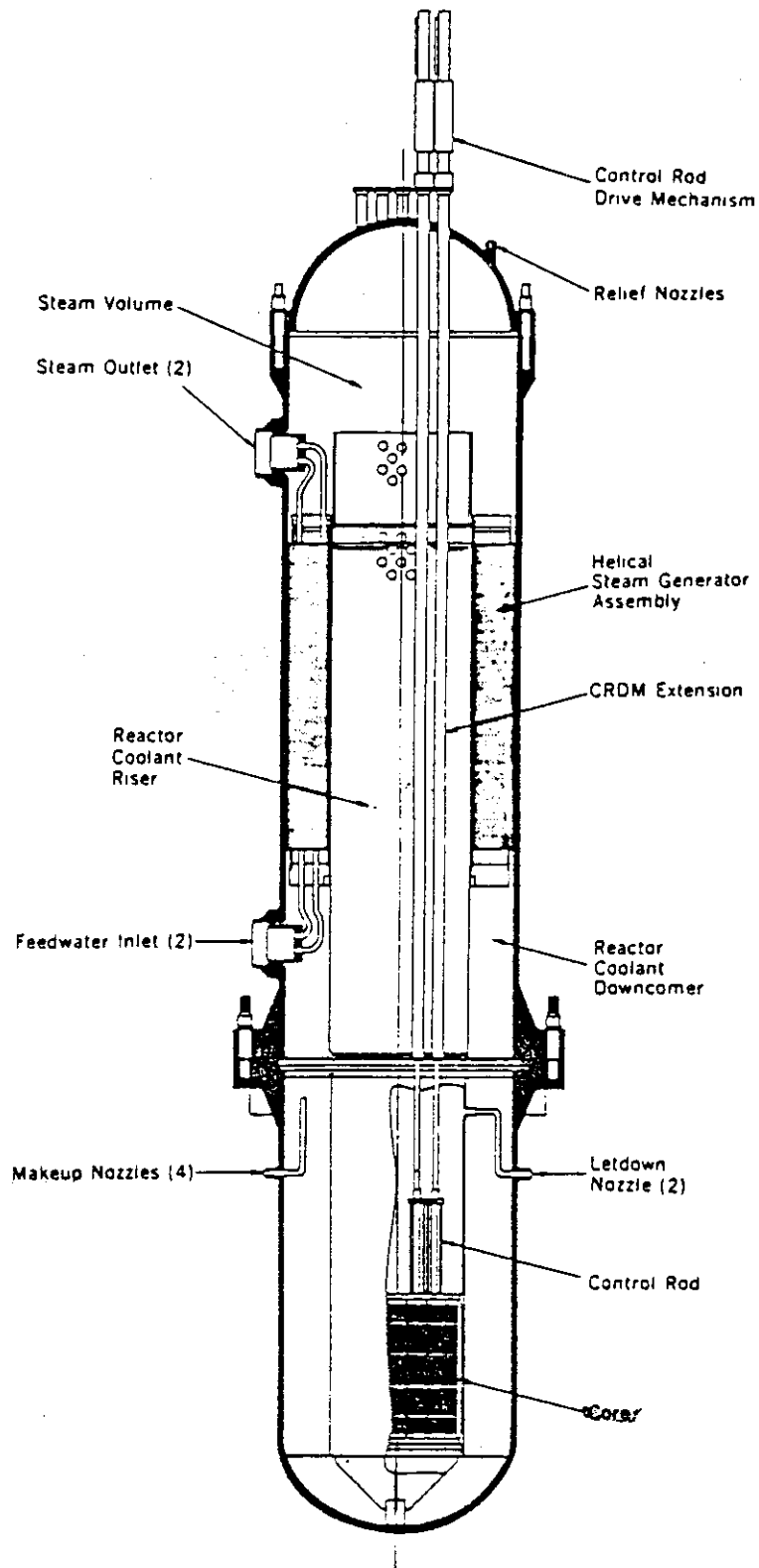
Coolant Quality
(BOC) vs. Axial Position in Core



Hot Channel Minimum DNB Ratio
(BOC) vs Core Average Mass Velocity

図44 MAP:冷却材クォリティの炉心軸方向分布

図45 MAP:最小DNBRと平均質量速度との関係



The NCIR.

図46 NCIR：原子炉システム構成

PIUS-BWR

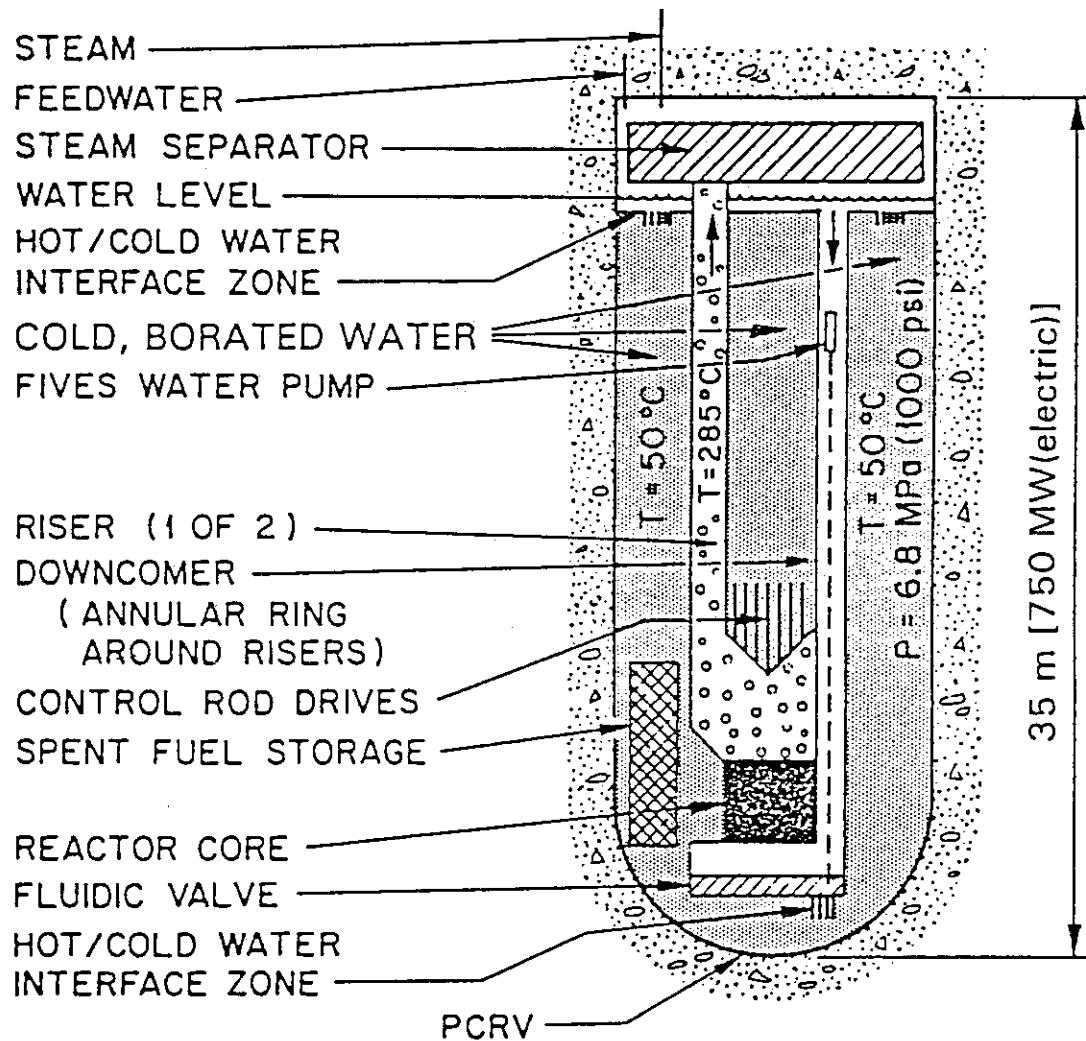
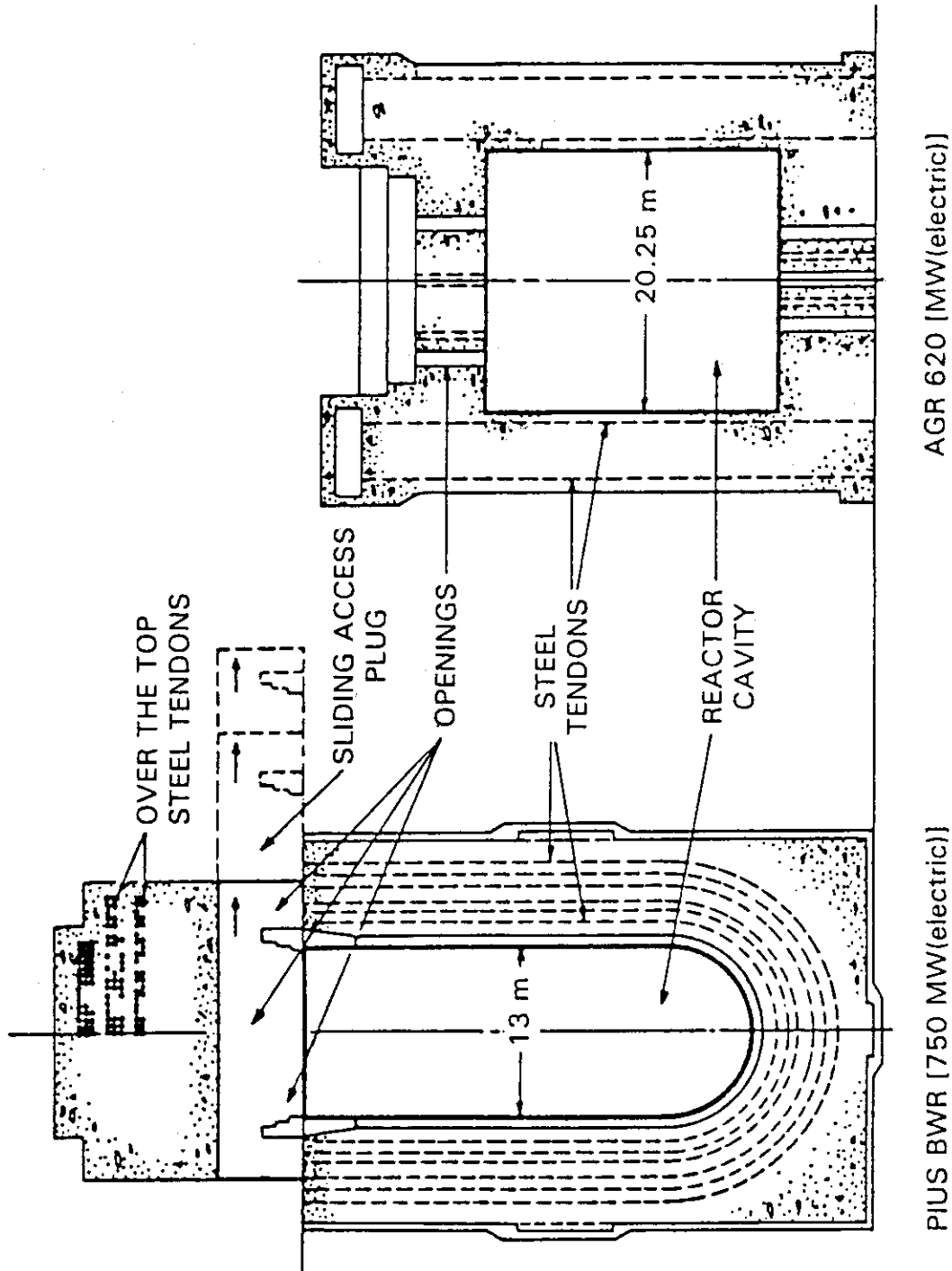


図47 PIUS-BWR : 安全原理



The PIUS BWR and British AGR PCR V designs.

図48 PIUS-BWR : PCR V設計とAGRとの比較

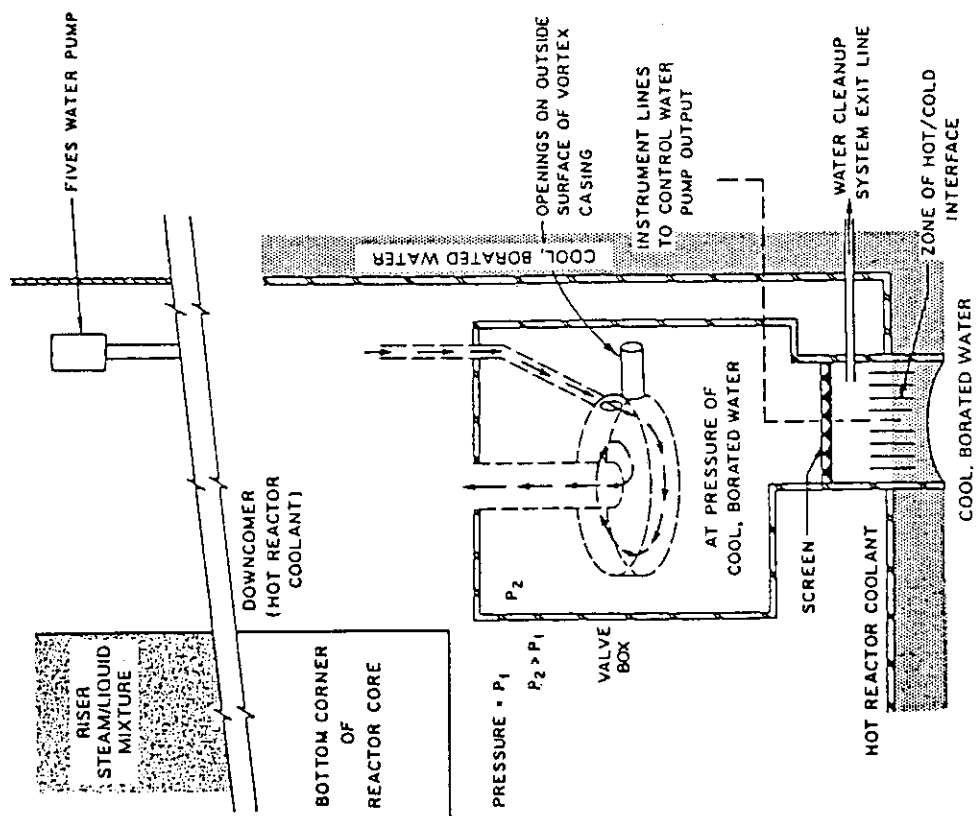


図49 PIUS-BWR：FIVES(流体バルブ)の説明図

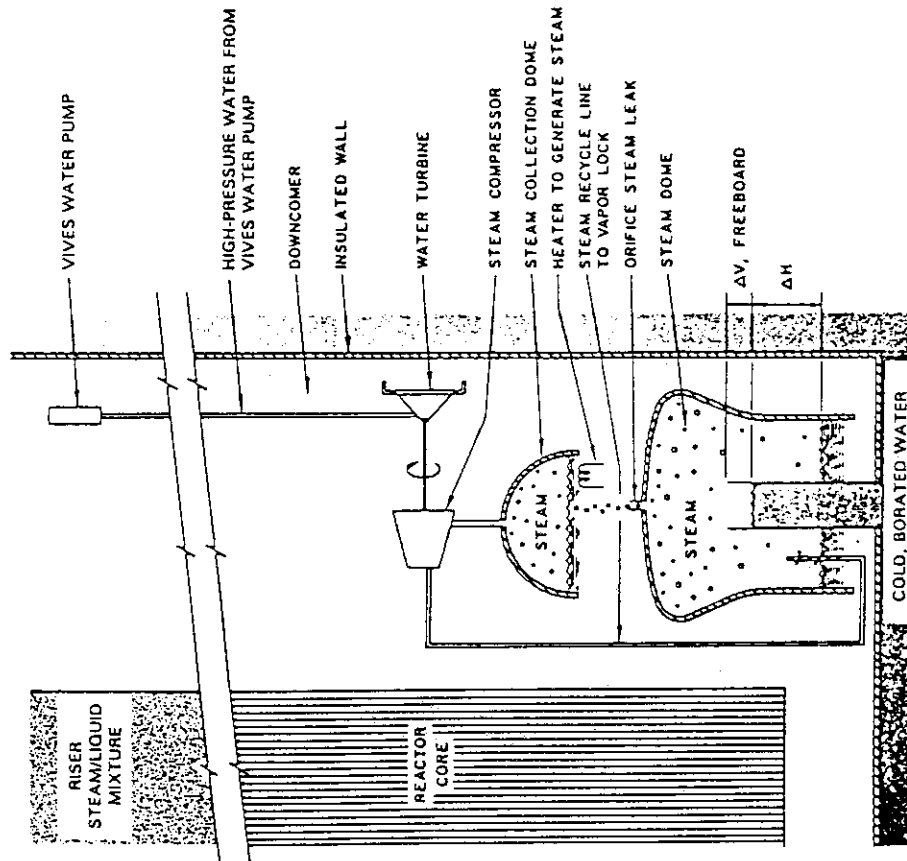


図50 PIUS-BWR: VIVES (蒸気ロックス内装ECCS)の説明図

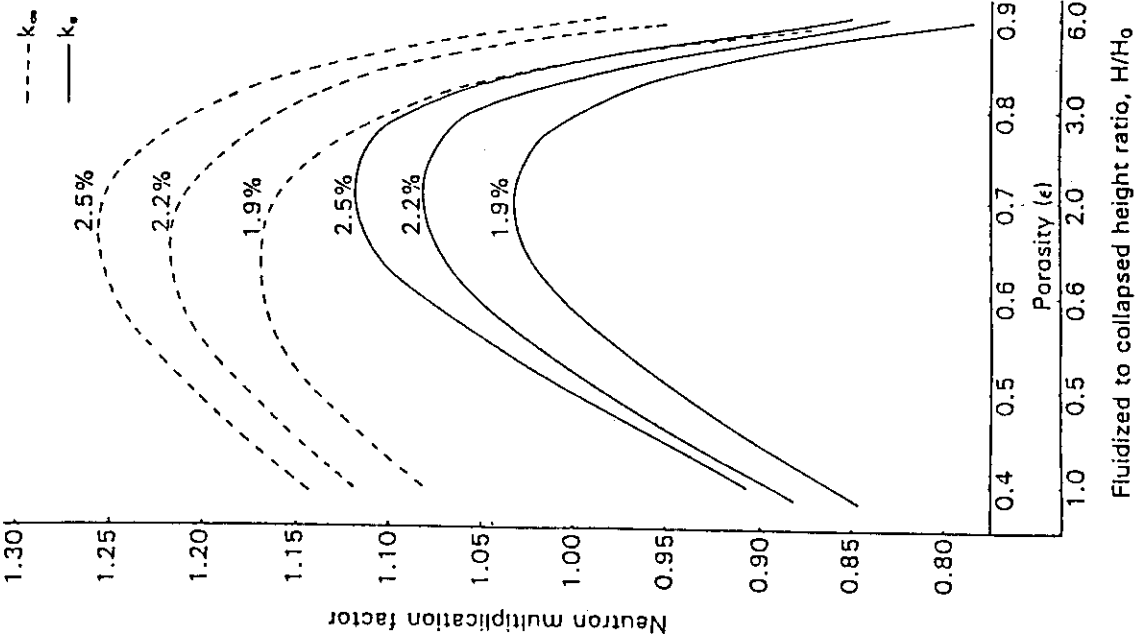


図51 流動床原子炉：反応度と燃料球分布との関係

流動床型PWR

固有安全性

球燃料：一次水流動中

チャンネル直径25cm, 5MW, 全熱出力95MW

燃料直径7mm (0.2mm t; ZrY)

非常時の安全性

ポンプ停止, 燃料沈下, 炉停止

反応度制御

流量制御 制御棒及びケミカルシム不要

燃焼の均一性と冷却性の向上

容易な燃料交換

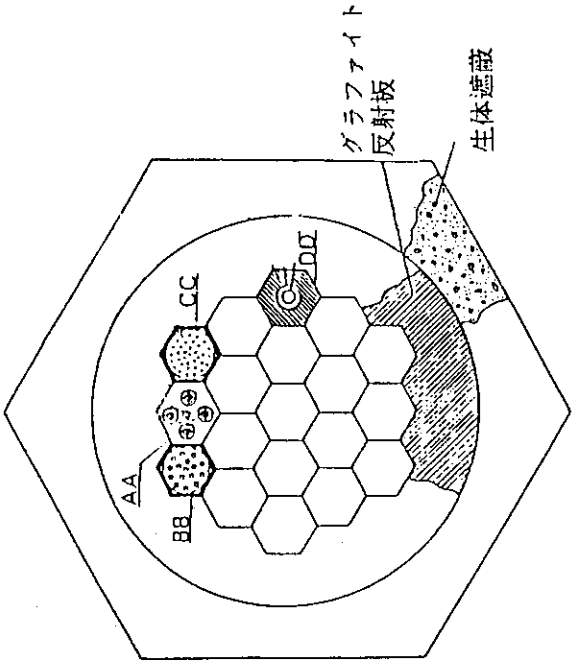


図52 流動床原子炉：19モデルの構成 (A A ~ D D は図53の横断面位置)

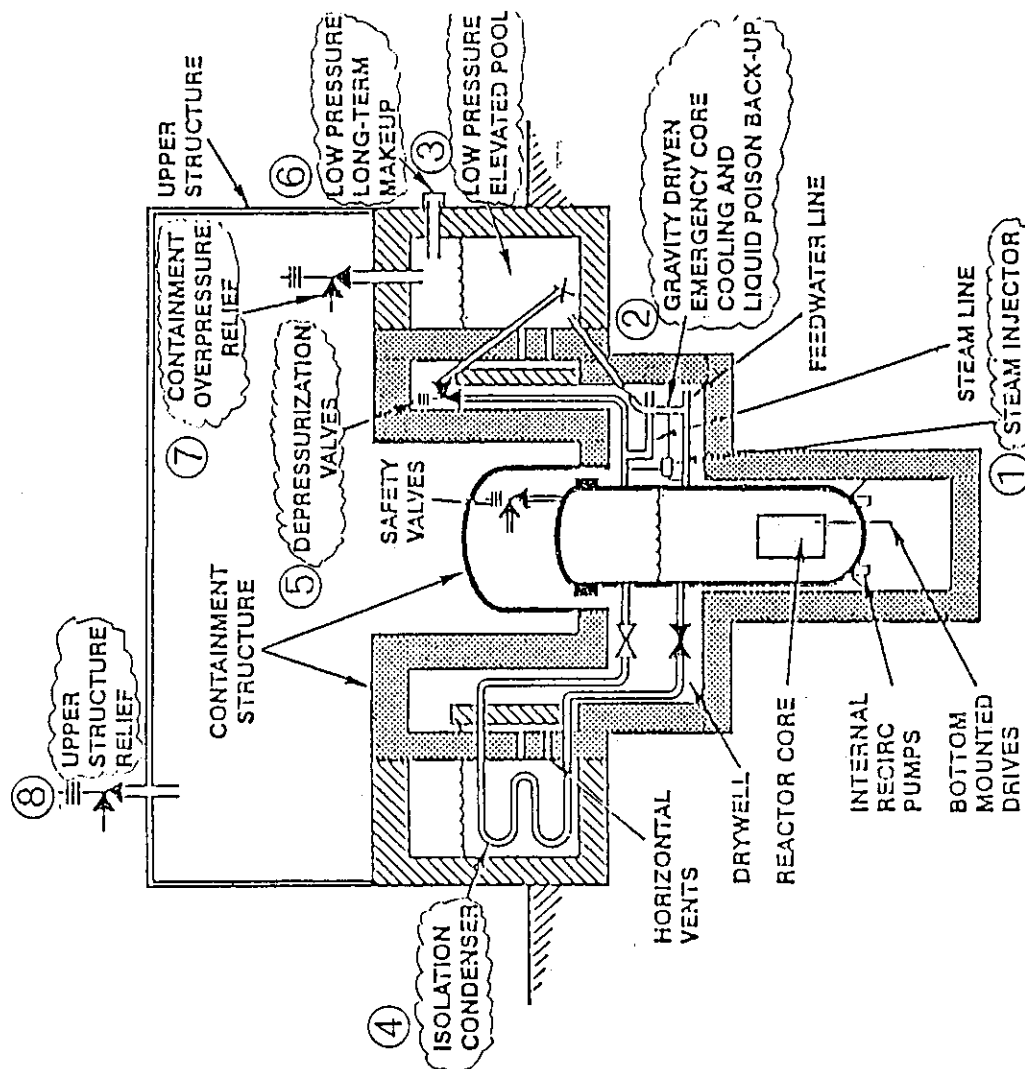


図54 S B W R : プラントの概念図

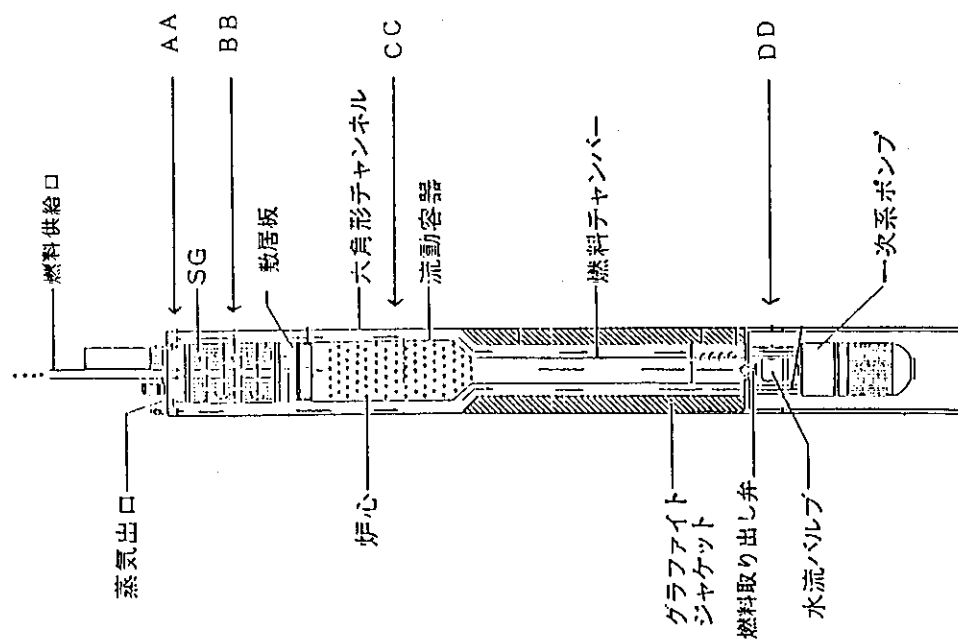


図53 流動床原子炉：モデル概念

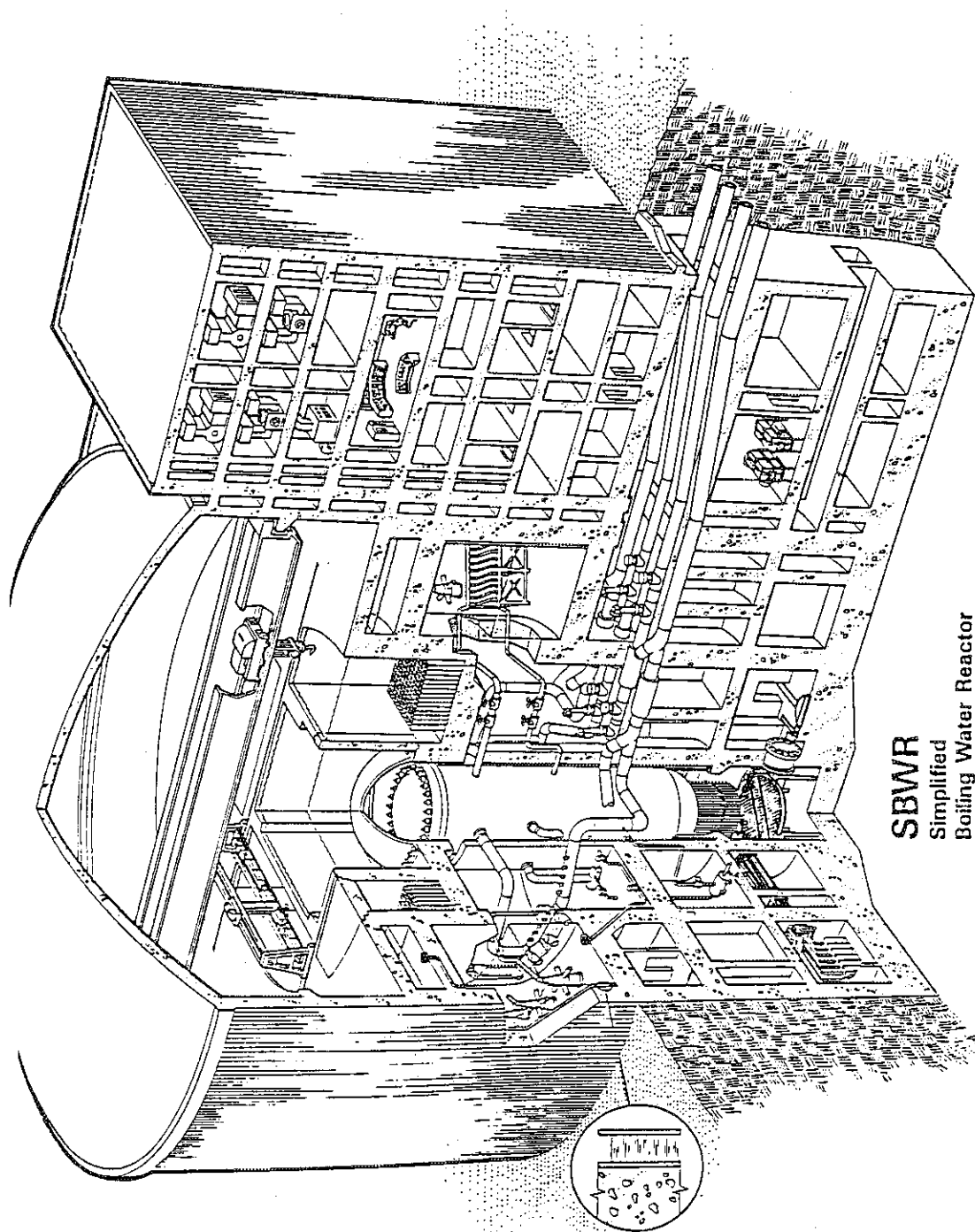
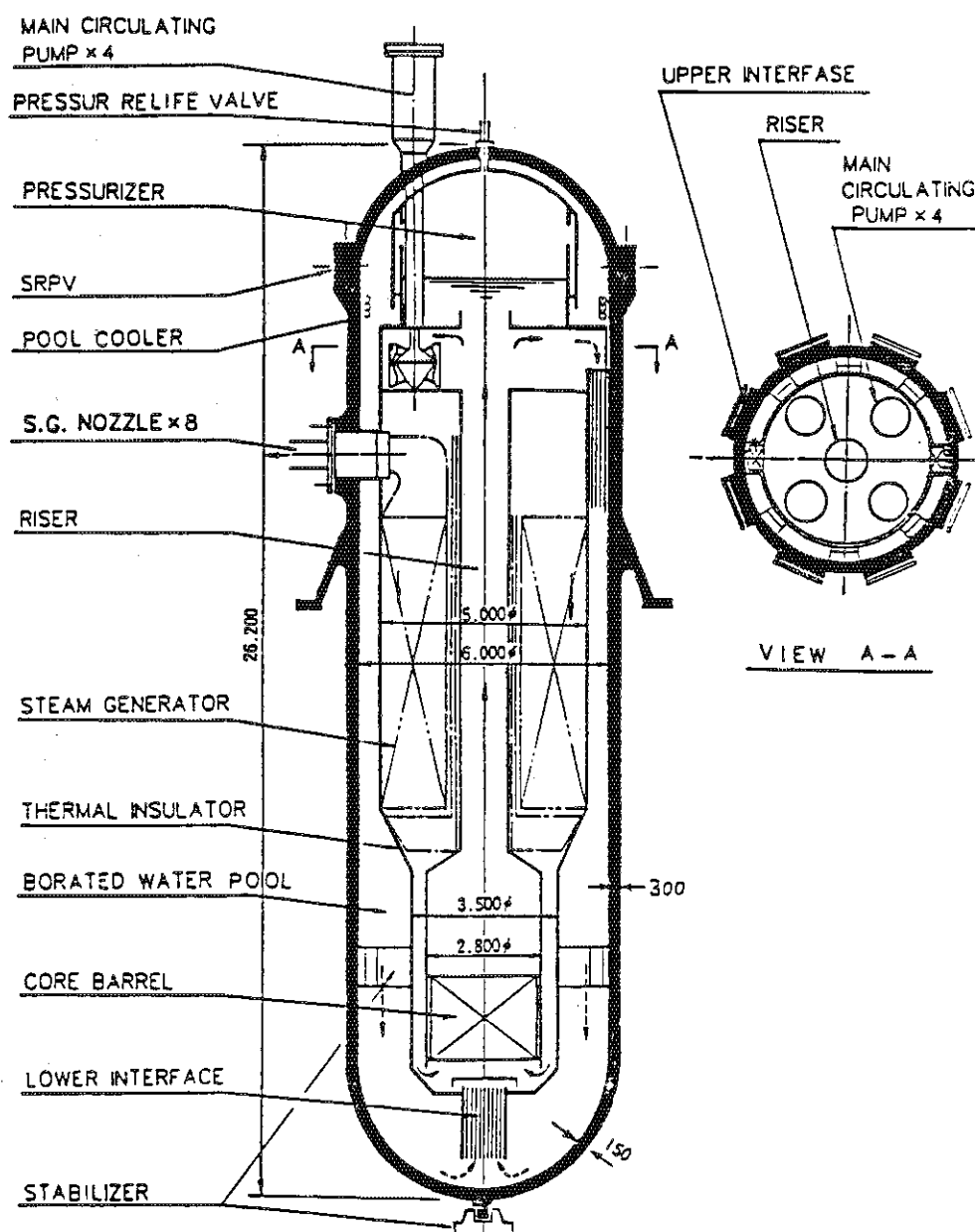
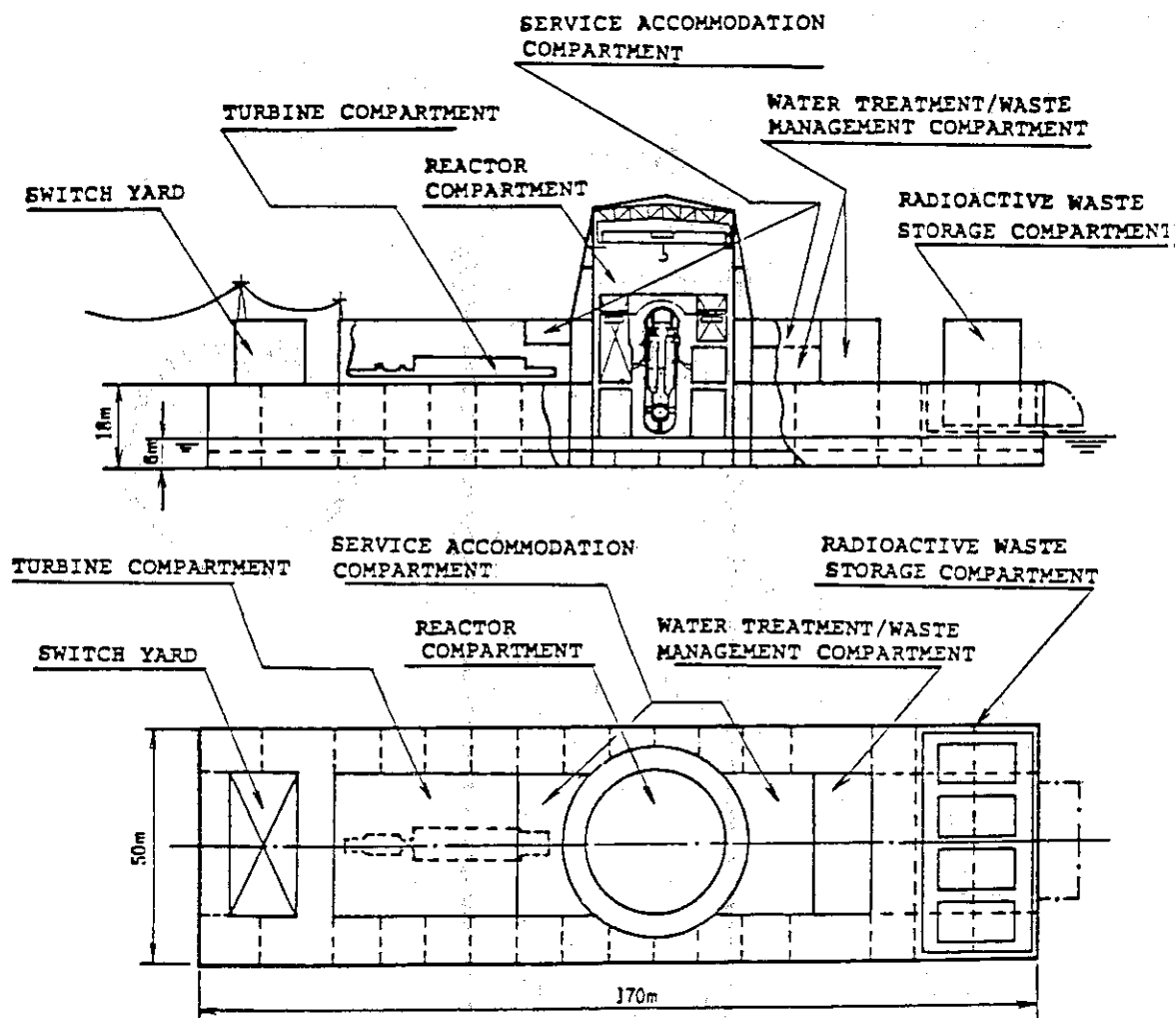


図55 SBWR：プラントの鳥観図



CONCEPT OF THE I SER 645 MWt

図56 I S E R : 炉 概 念 図



BARGE-MOUNTED ISER PLANT (FLOATING TYPE)

図57 バージ搭載 I S E R プラント

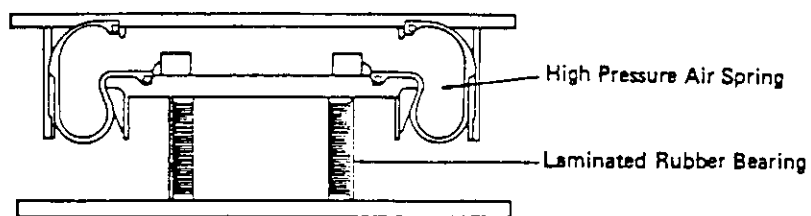
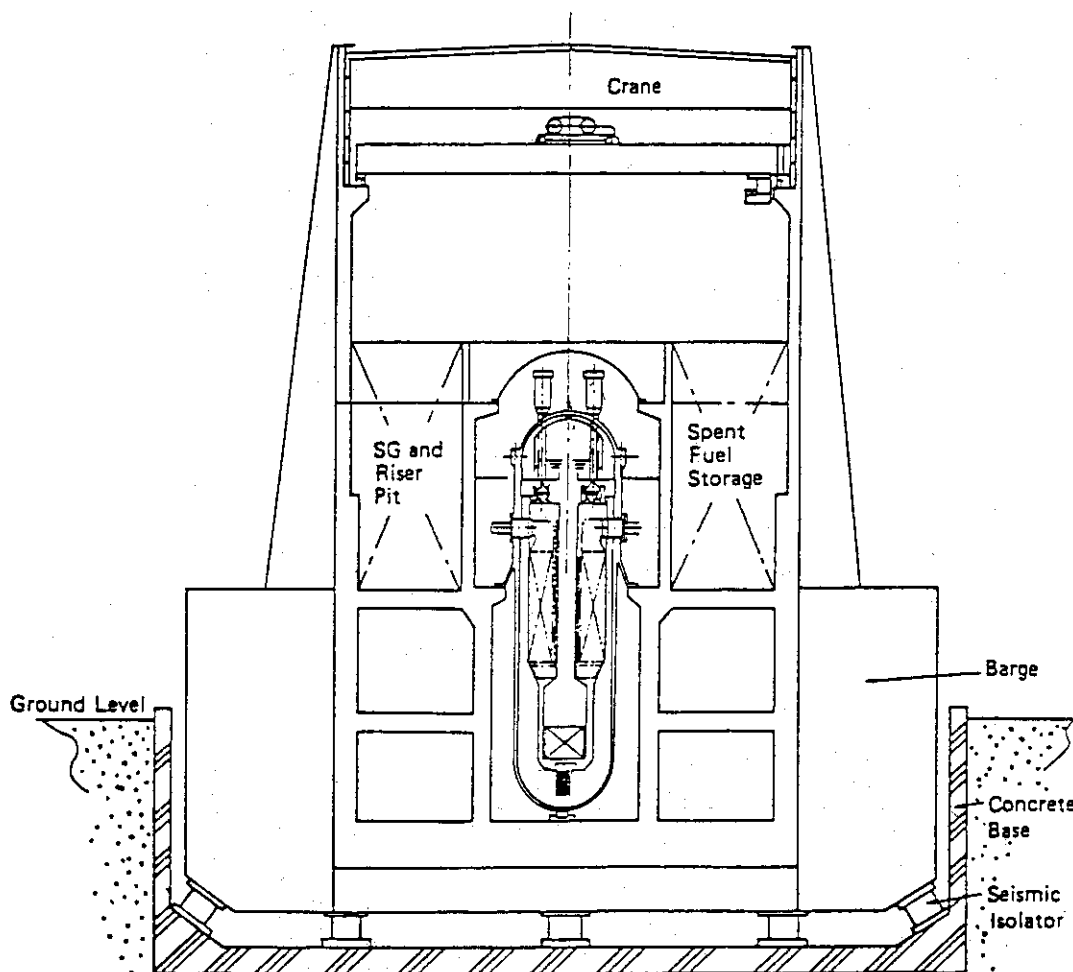


FIG. 3-2 3-DIMENTIONNAL SEISMIC ISOLATOR



BARGE MOUNTED ISER ON THE SEICMIC BEAR INSULATC
(TRANSEVERSE SECTION)

図58 バージ搭載 I S E R の免震構造

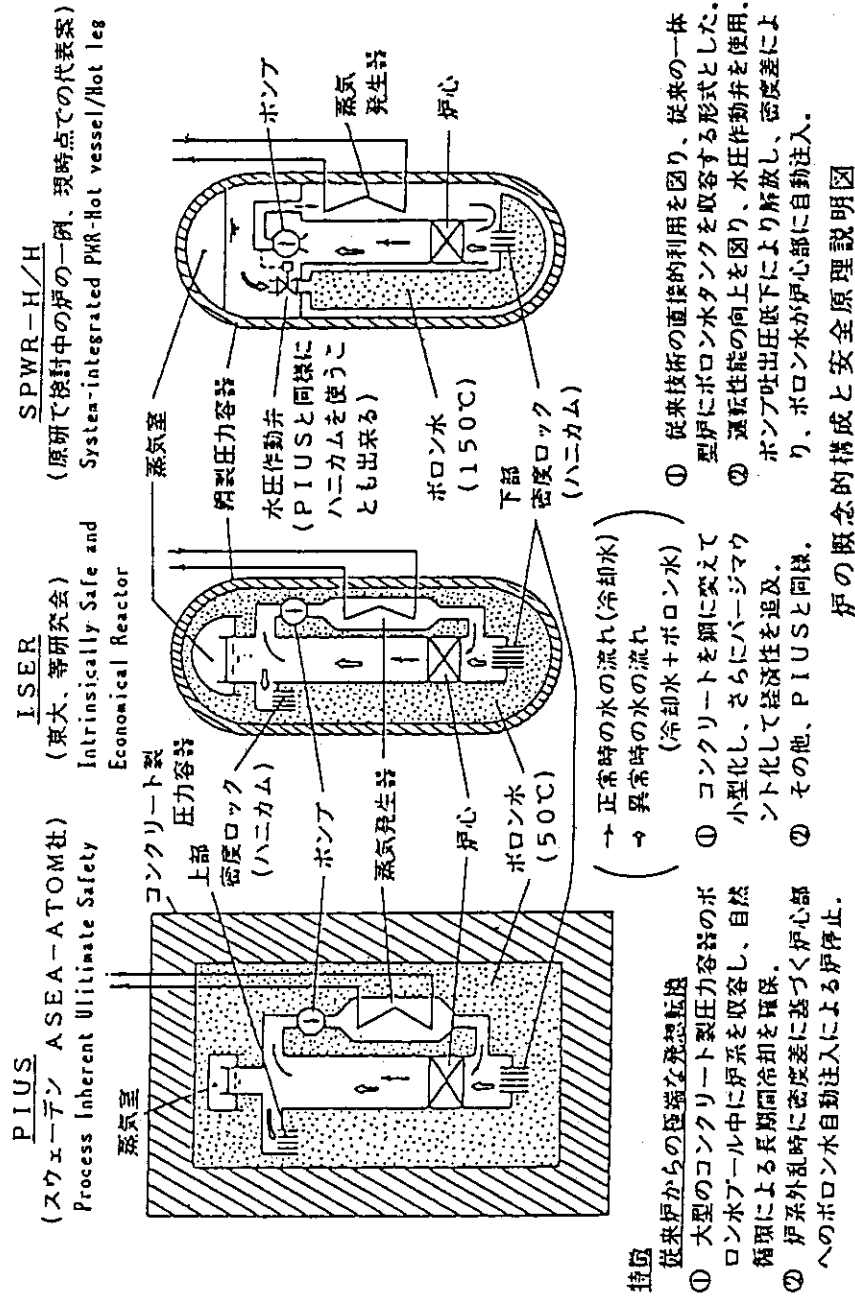


図59 SPWR-H/Hの安全原理：PIUS, ISERとの比較

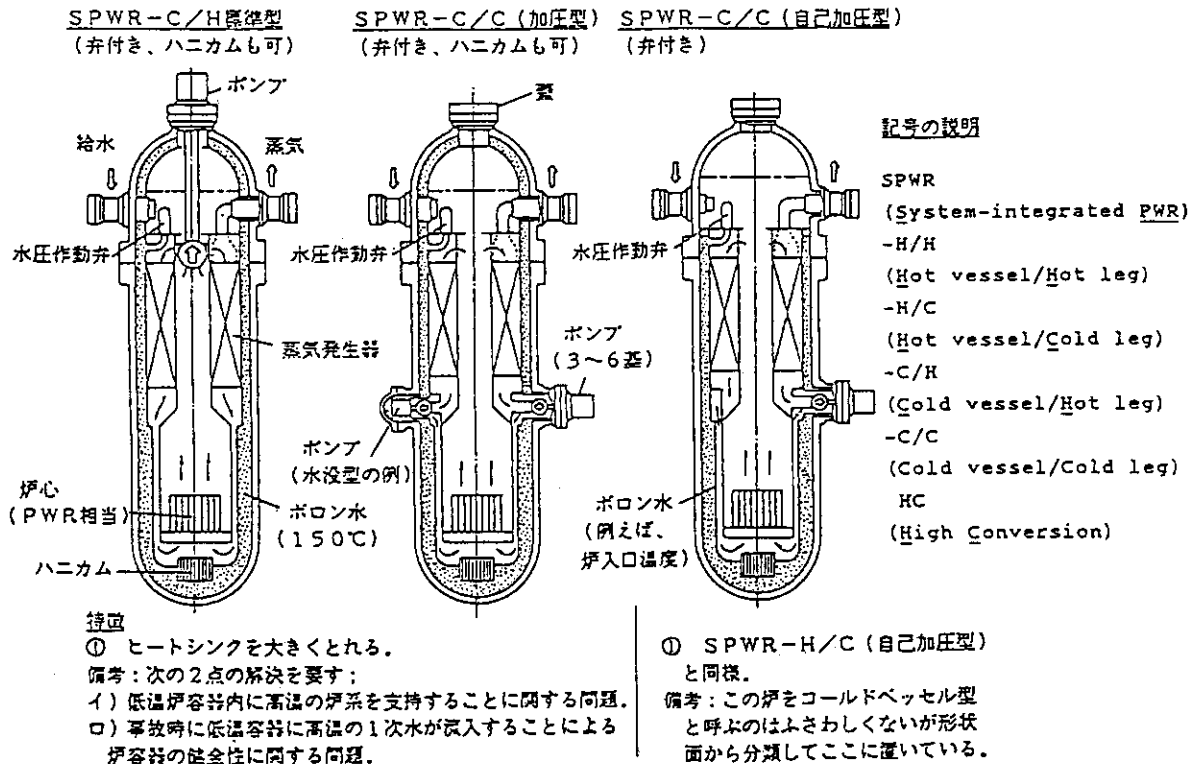
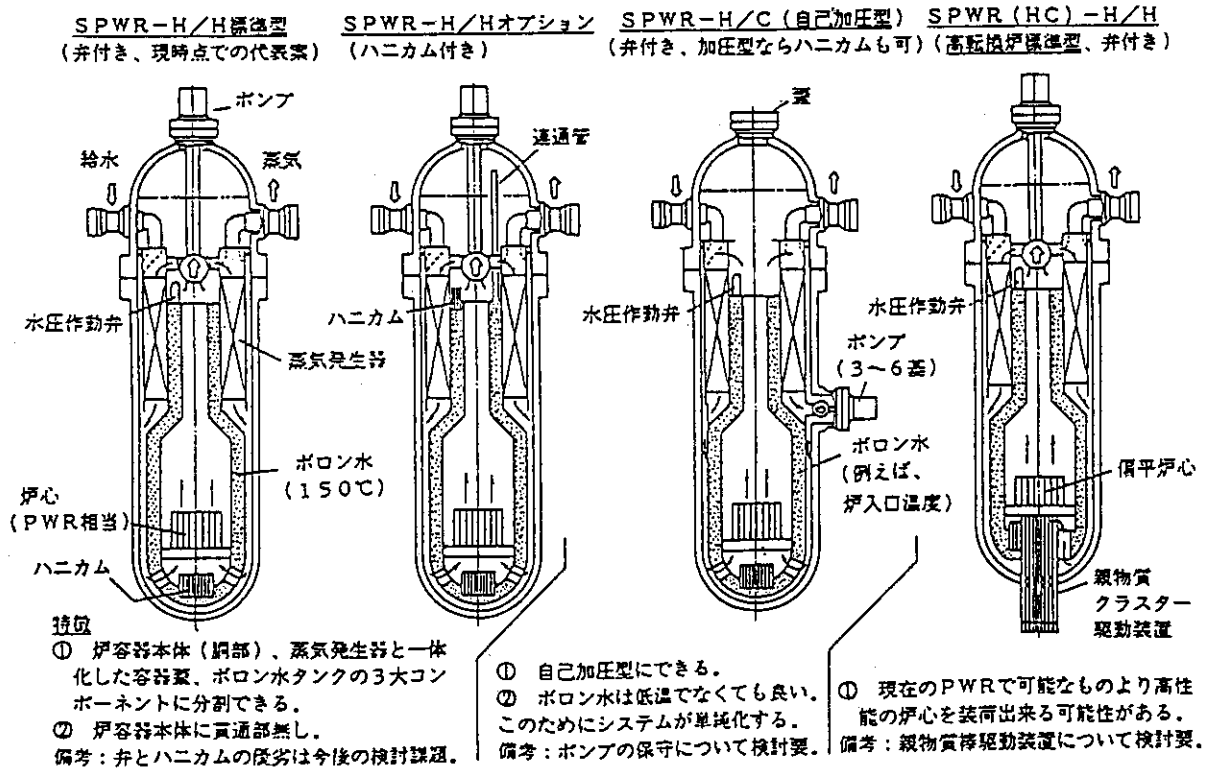
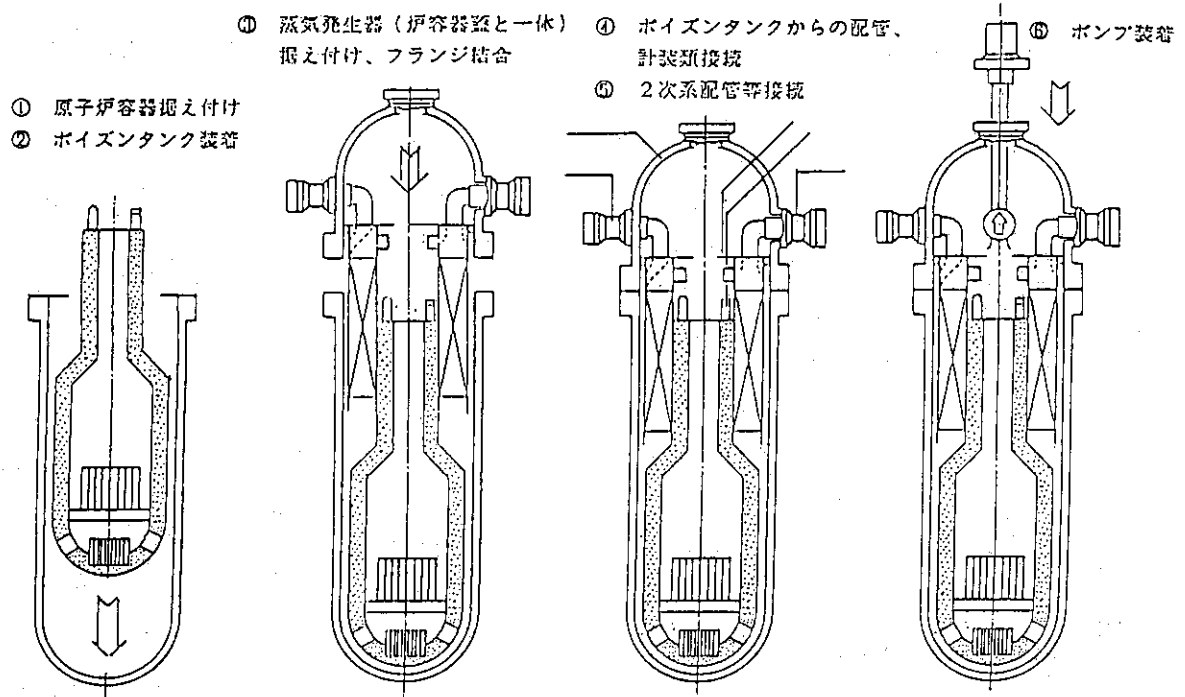
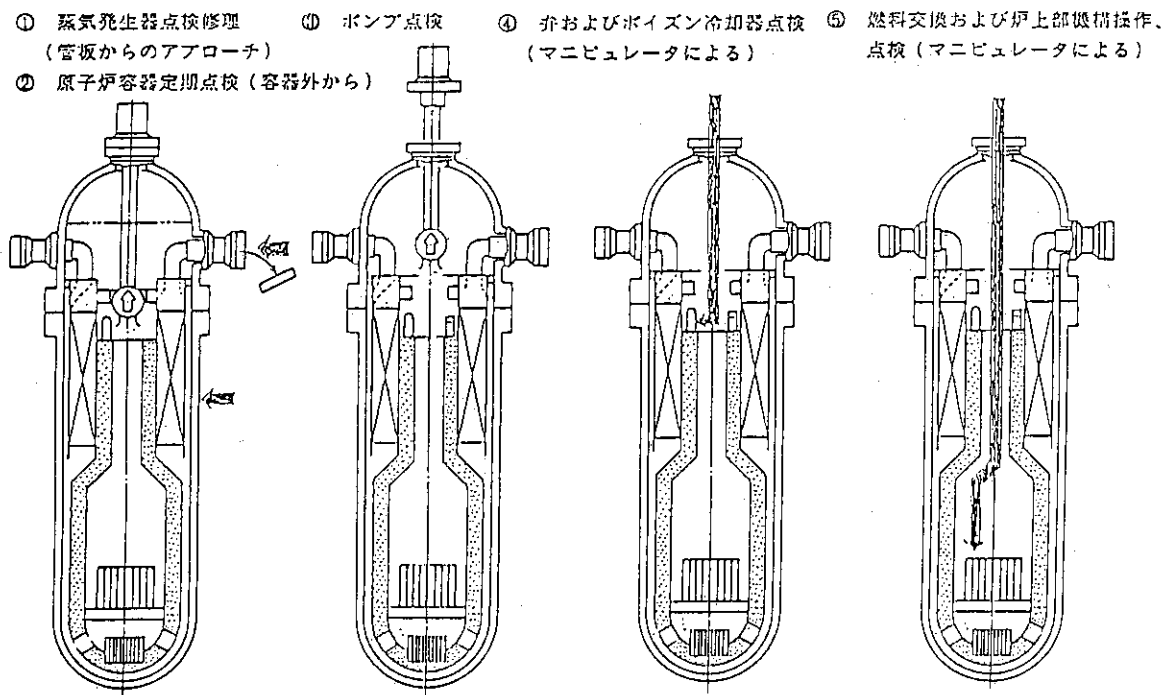


図60 SPWRの設計オプション



SPWR-H/H炉本体組み立て方法



SPWR-H/H炉本体保守点検方法

図61 SPWR-H/Hの炉本体組立手順及び保守点検手順

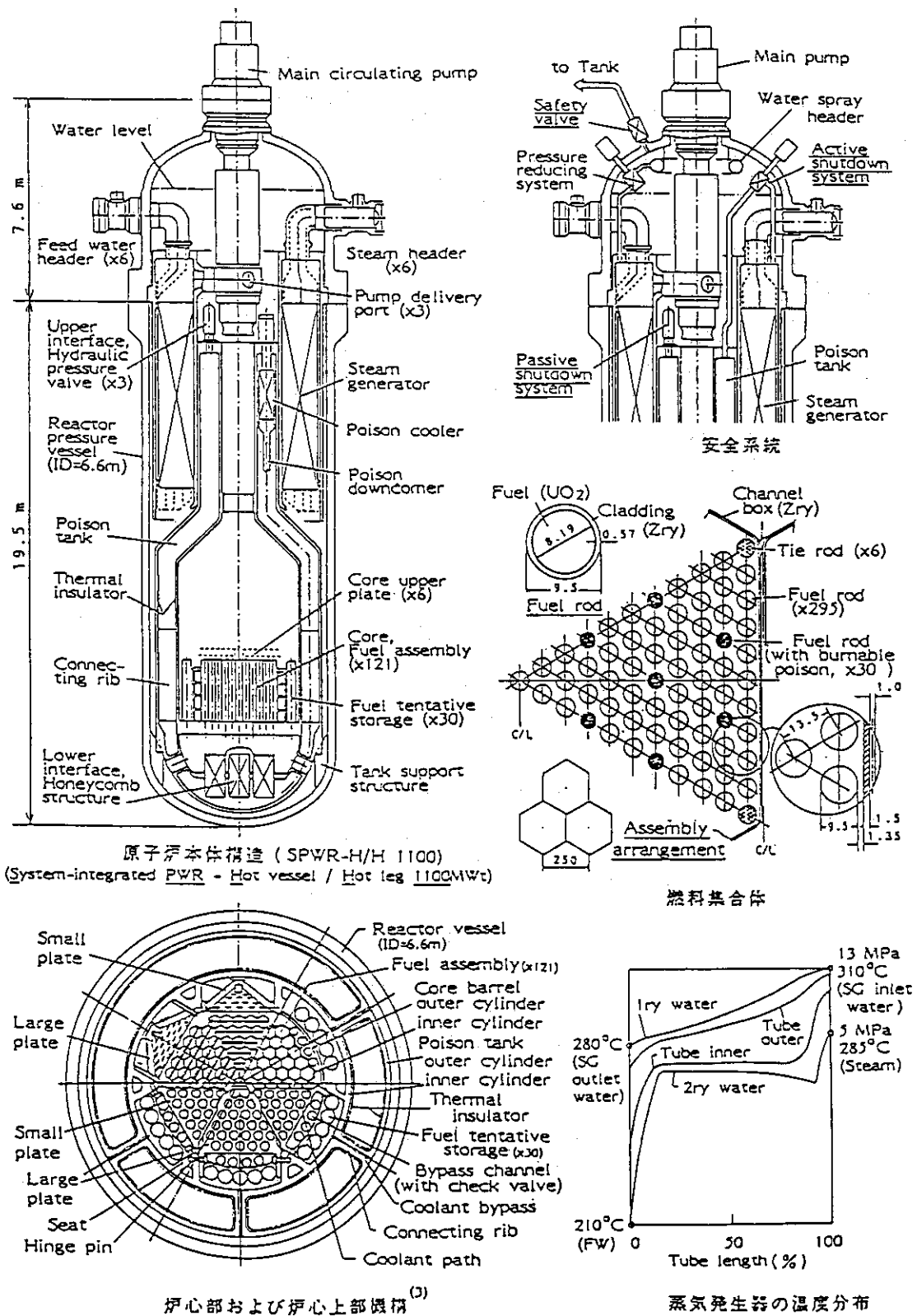


図62 SPWR-H/Hの構造説明図：炉本体，燃料集合体，安全系統等

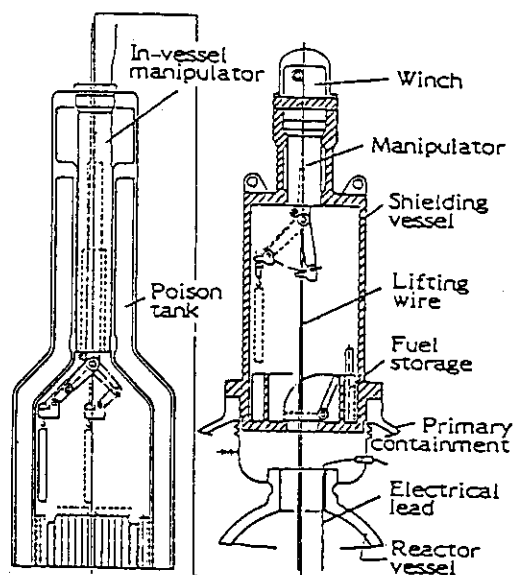
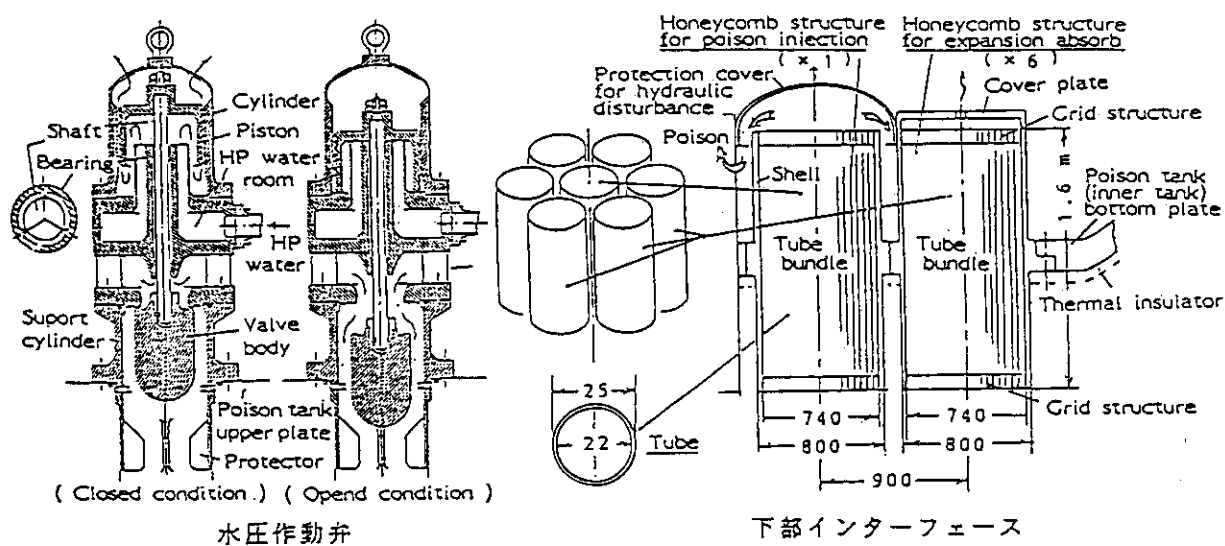
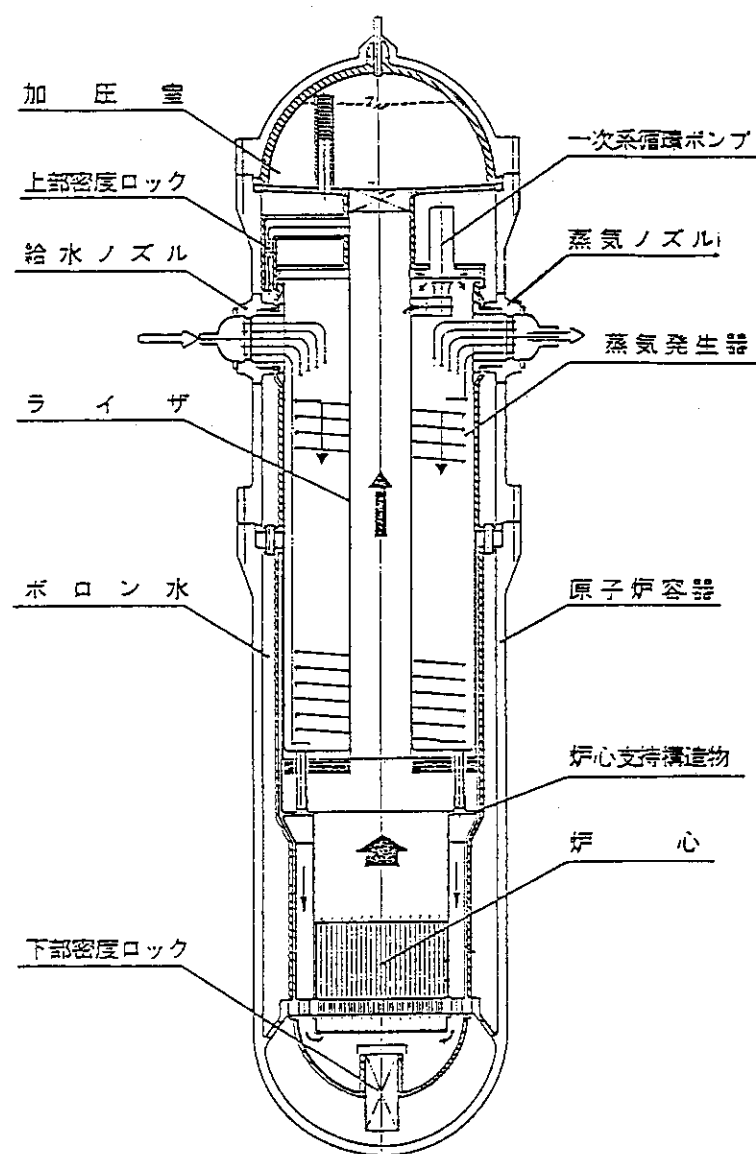
燃料交換システム⁽³⁾

図63 SPWR-H/Hの構造説明図：水圧作動弁，
下部インターフェース，燃料交換システム



電 気 出 力	300 MWe
1 次 系 圧 力	120 ata
1 次 系 流 量	約 2.3×10^4 ton/h
炉 心 入 口 温 度	280℃
2 次 系 圧 力	50 ata

図64 固有の安全性を備える三菱一体小型PWR原子炉構造概念図

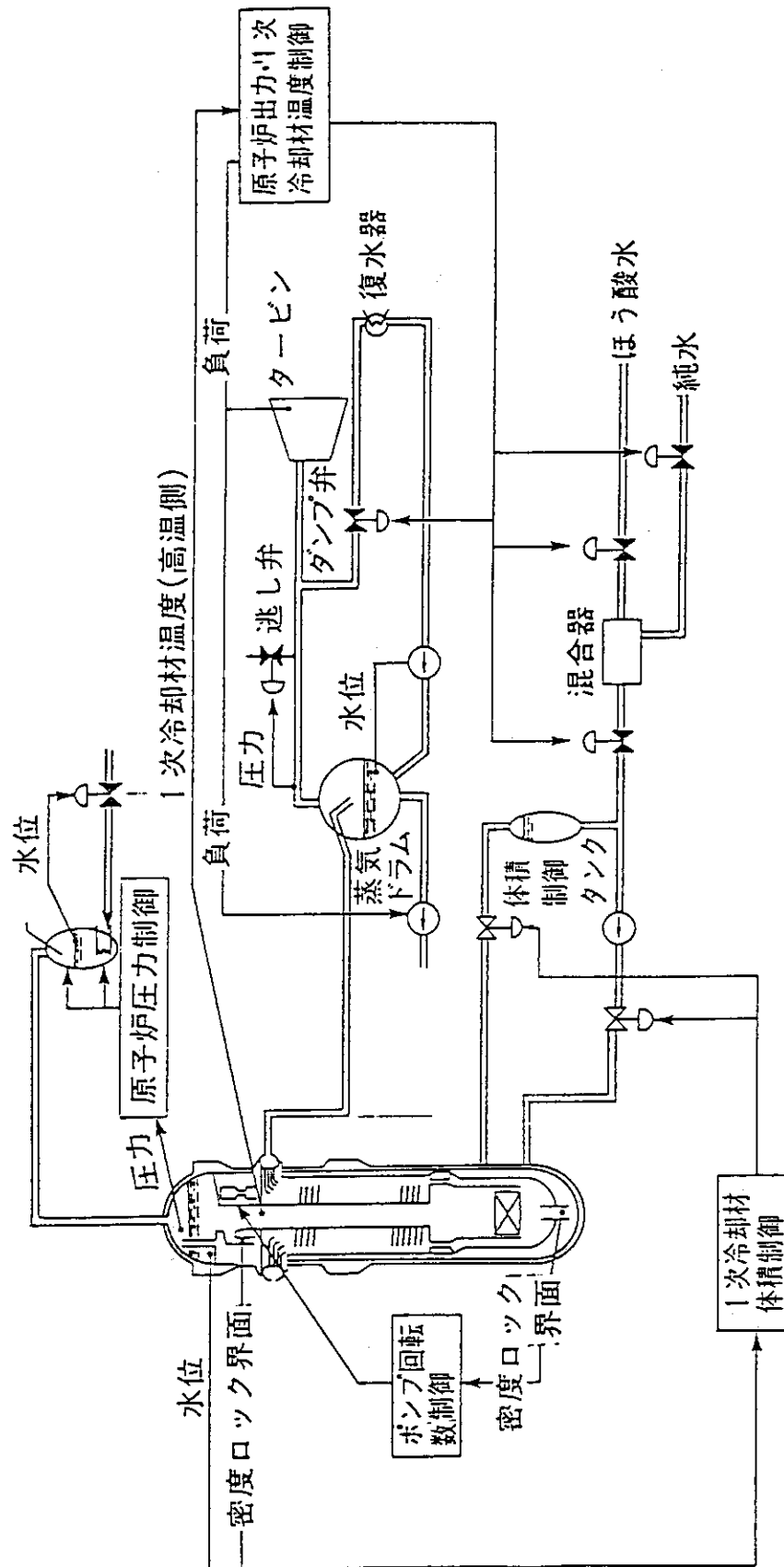


図65 一体小型PWR：プラント制御系統概念図

評価条件

- ボロン濃度
 - プール：3,000ppm
 - ループ：500ppm（サイクル初期定格出力時）
 - 充てん：5,000ppm
- 充てんポンプ容量：20m³/hr(最大)
- 主蒸気ダンプ弁容量：定格蒸気流量の10%(最大)
- 1次冷却材温度（高温側）
 - 定格出力時：308℃
 - 高温零出力時：280℃
- 原子炉制御系
 - 原子炉出力制御系
 - 原子炉圧力制御系
 - 1次冷却材体積制御系
 - ポンプ流量制御系

解析モデル図

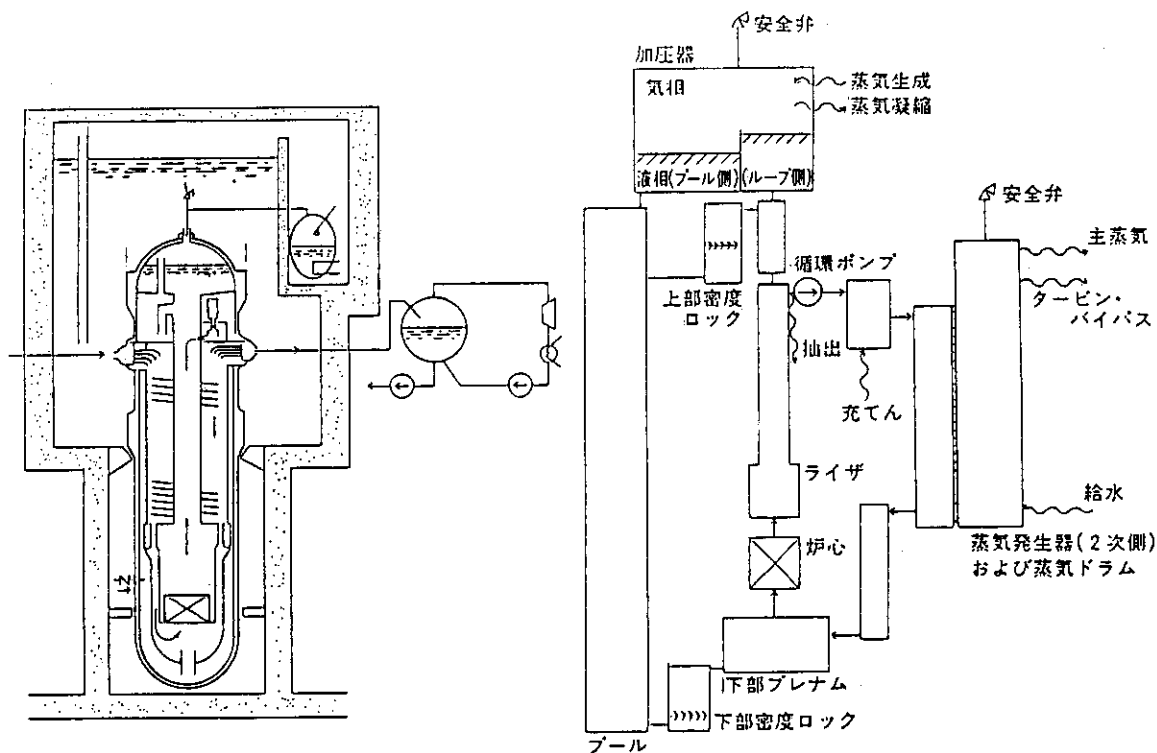


図66 一体小型PWR：解析モデル

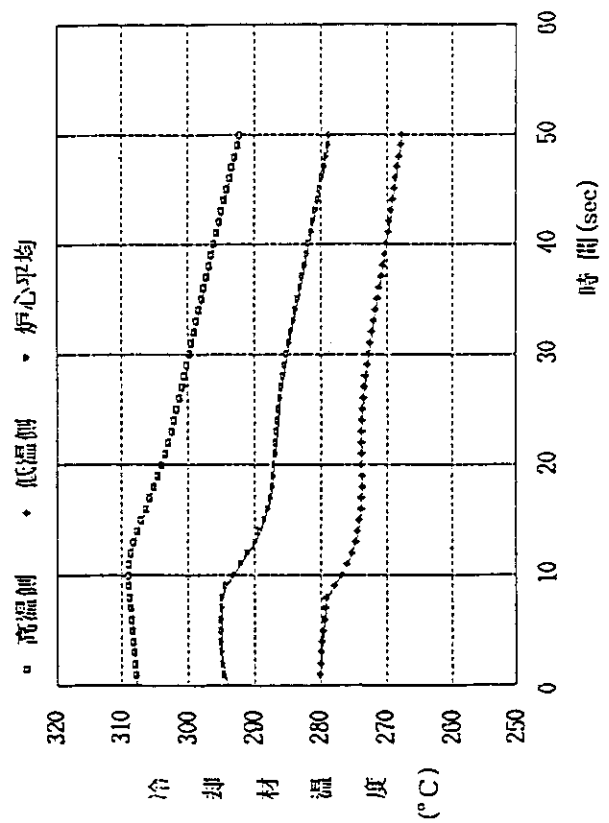
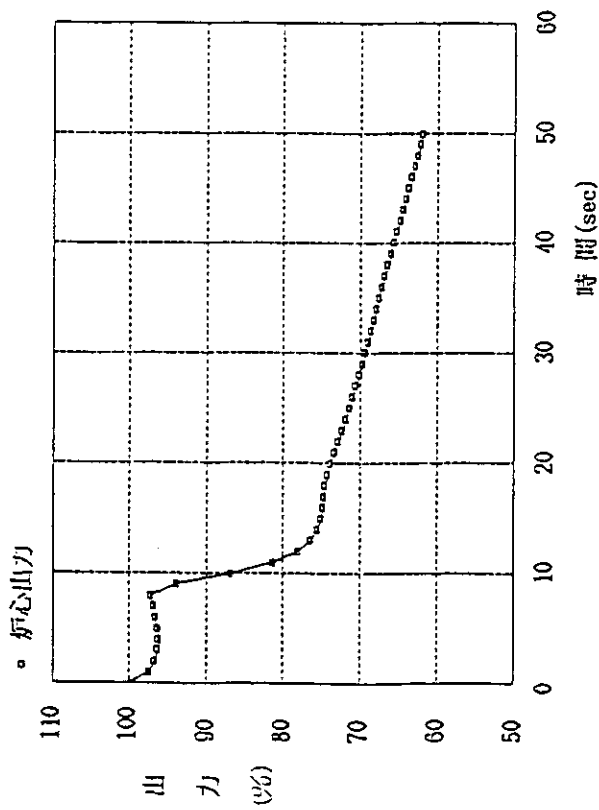
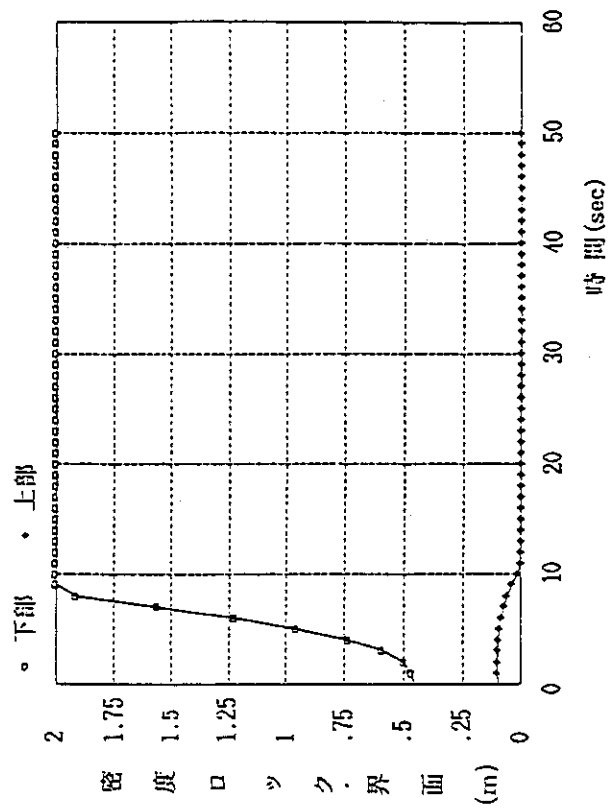


図67 一体小型PWR：一次冷却材流量の部分喪失
(ポンプ1台のトリップ)

100H3/1IR CHARGING

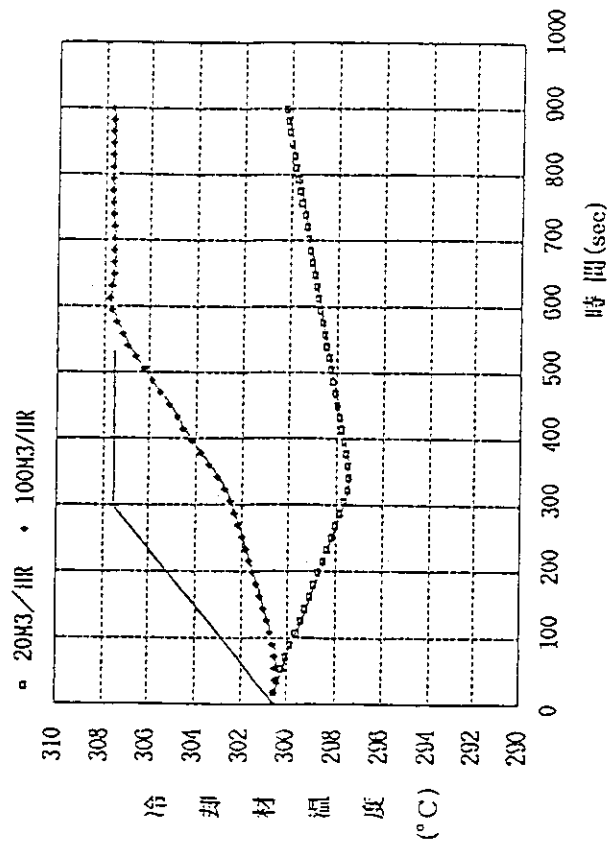
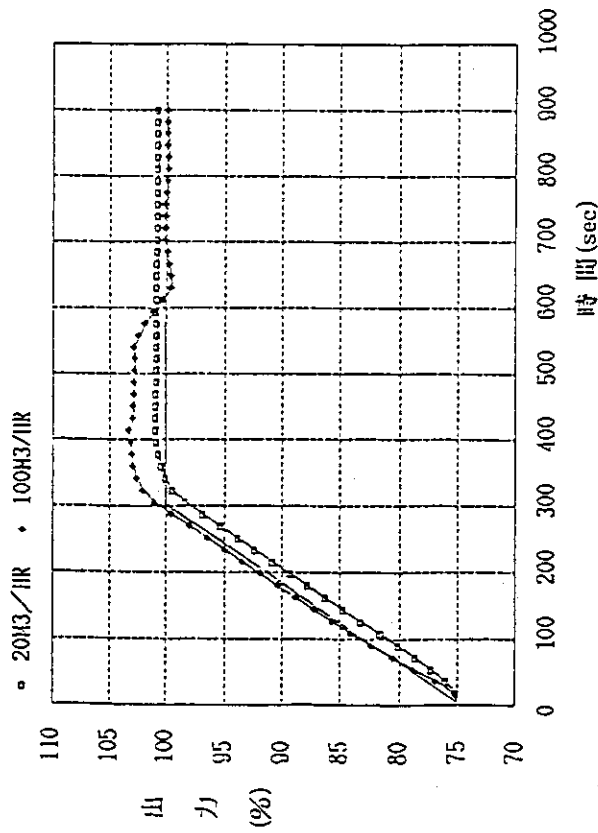
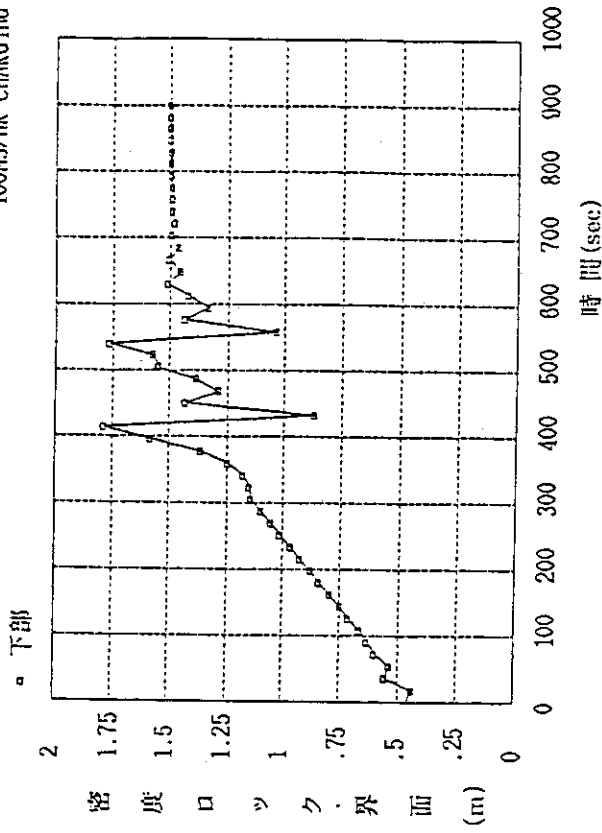


図68 一体小型PWR：5%/minのランプ状の負荷上昇
(75%出力→100%出力)

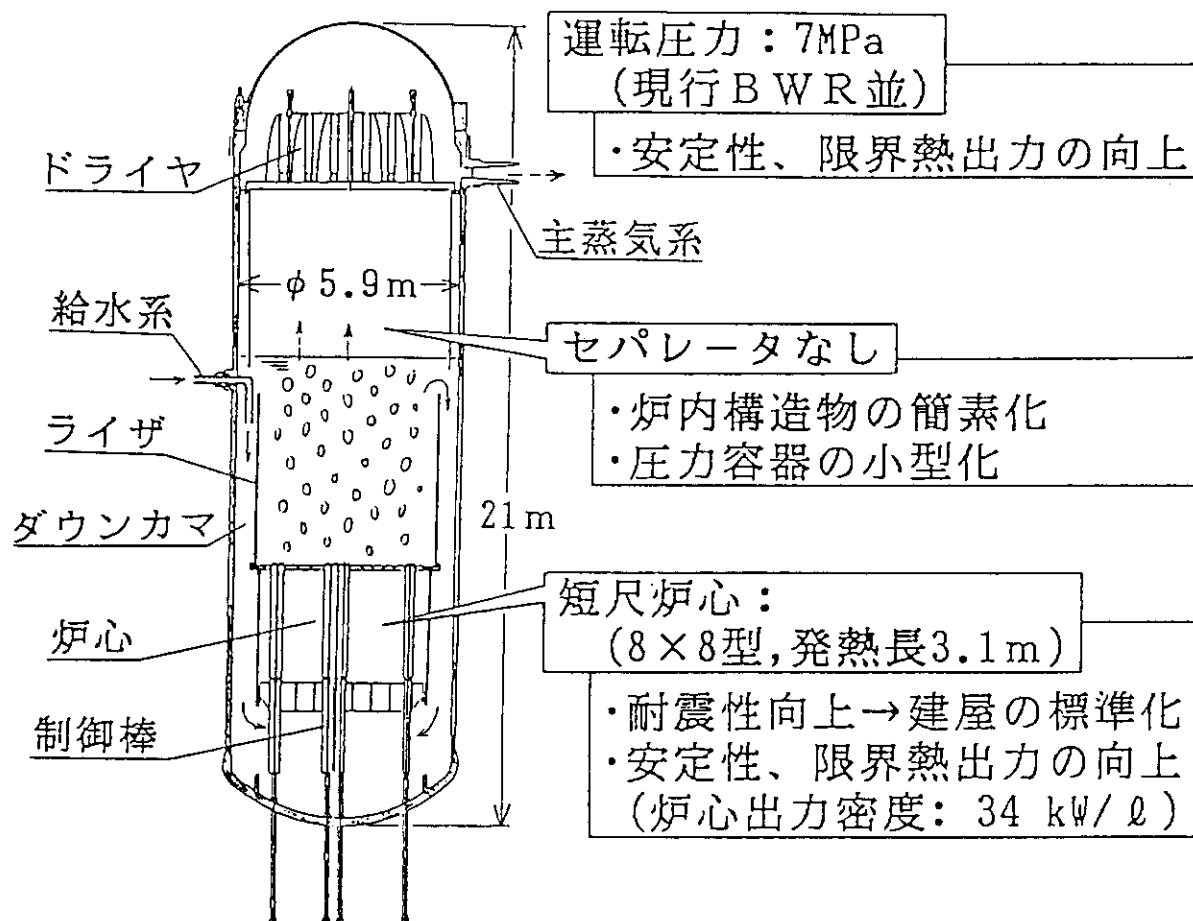


図69 HSBWR：原子炉容器内の構成

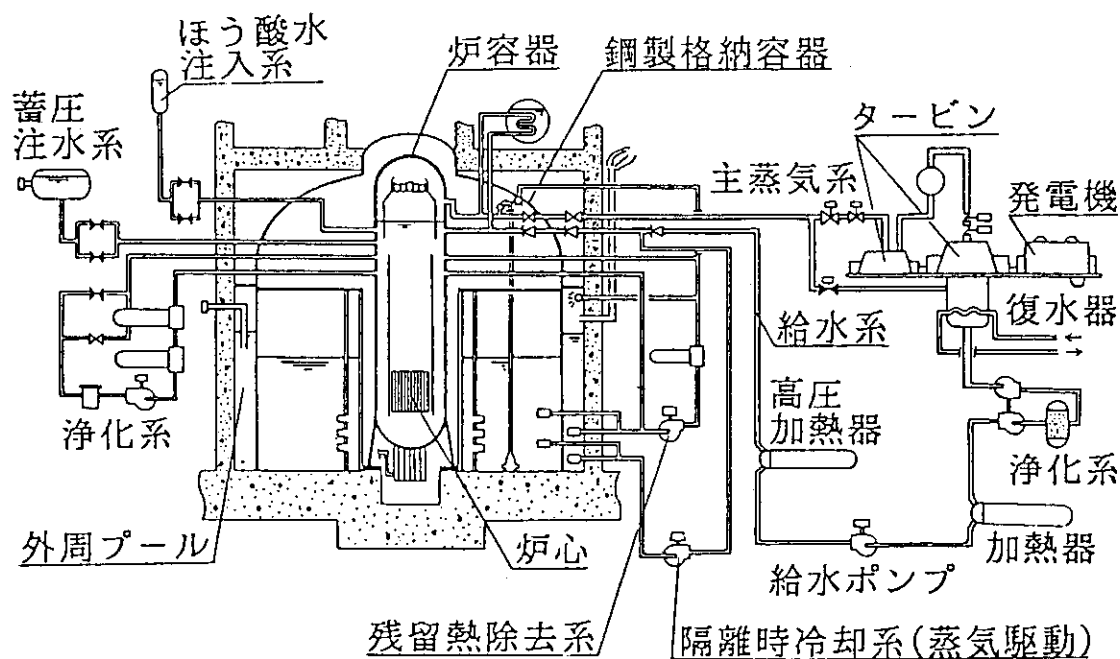


図70 HSBWR：原子炉システムの構成

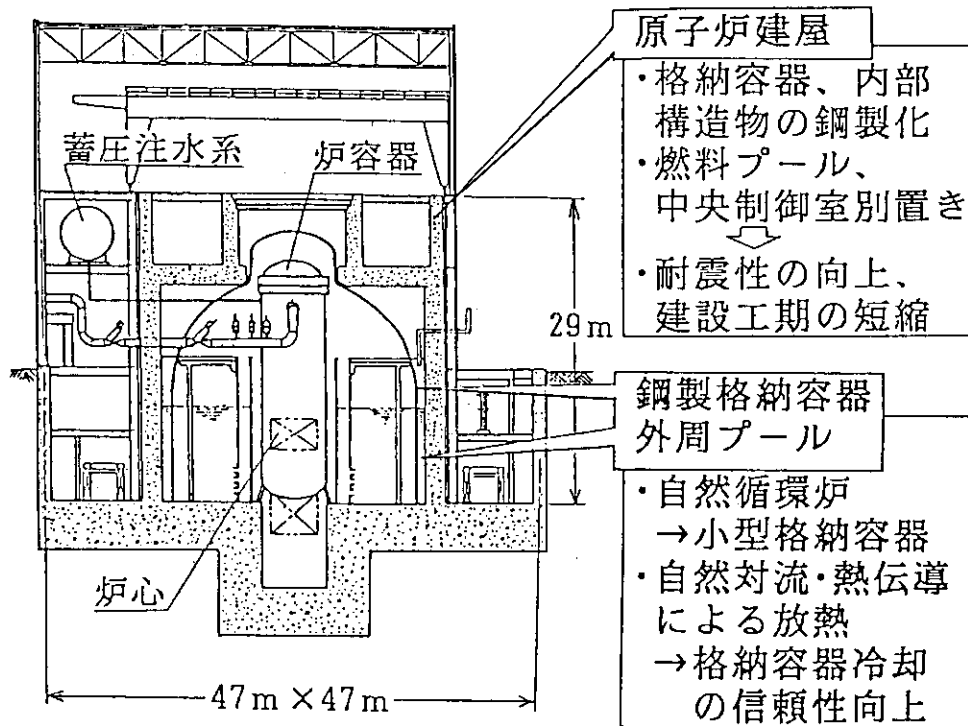


図71 HSBWR：原子炉建屋の構成

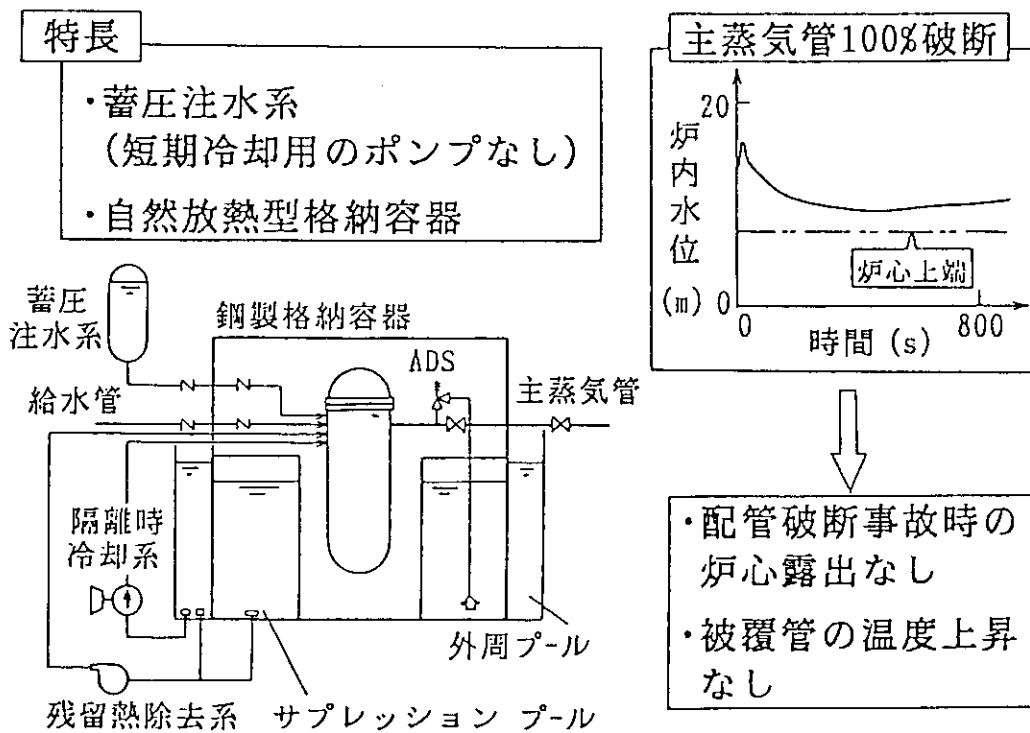


図72 HSBWR：安全設備及び主蒸気管破断事故解析

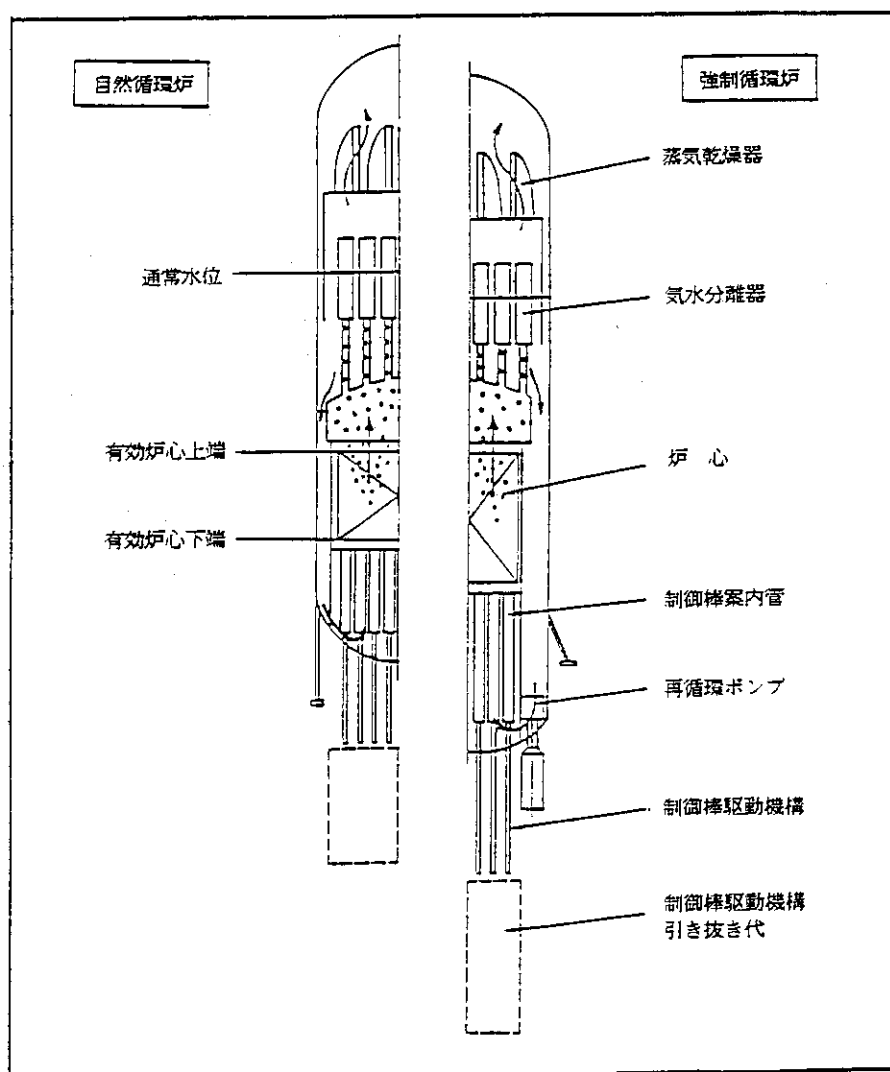


図73 自然循環BWRと強制循環BWRとの比較：圧力容器内構成

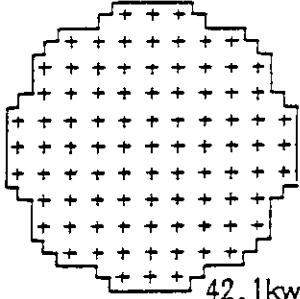
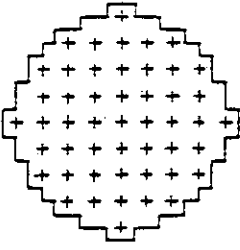
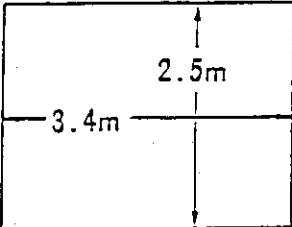
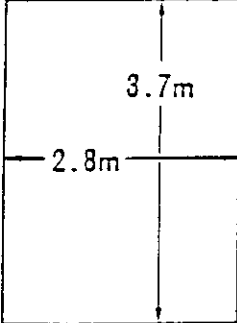
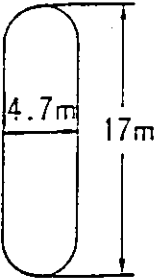
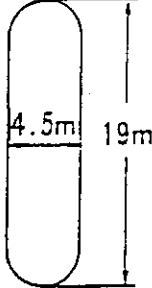
	自然循環炉	強制循環炉
炉心上面形状	 42.1kw/l	 48.5kw/l
炉心侧面形状	 3.4m, 2.5m	 2.8m, 3.7m
压力容器形状	 4.7m, 17m	 4.5m, 19m

図74 H S B W R : 炉心寸法等

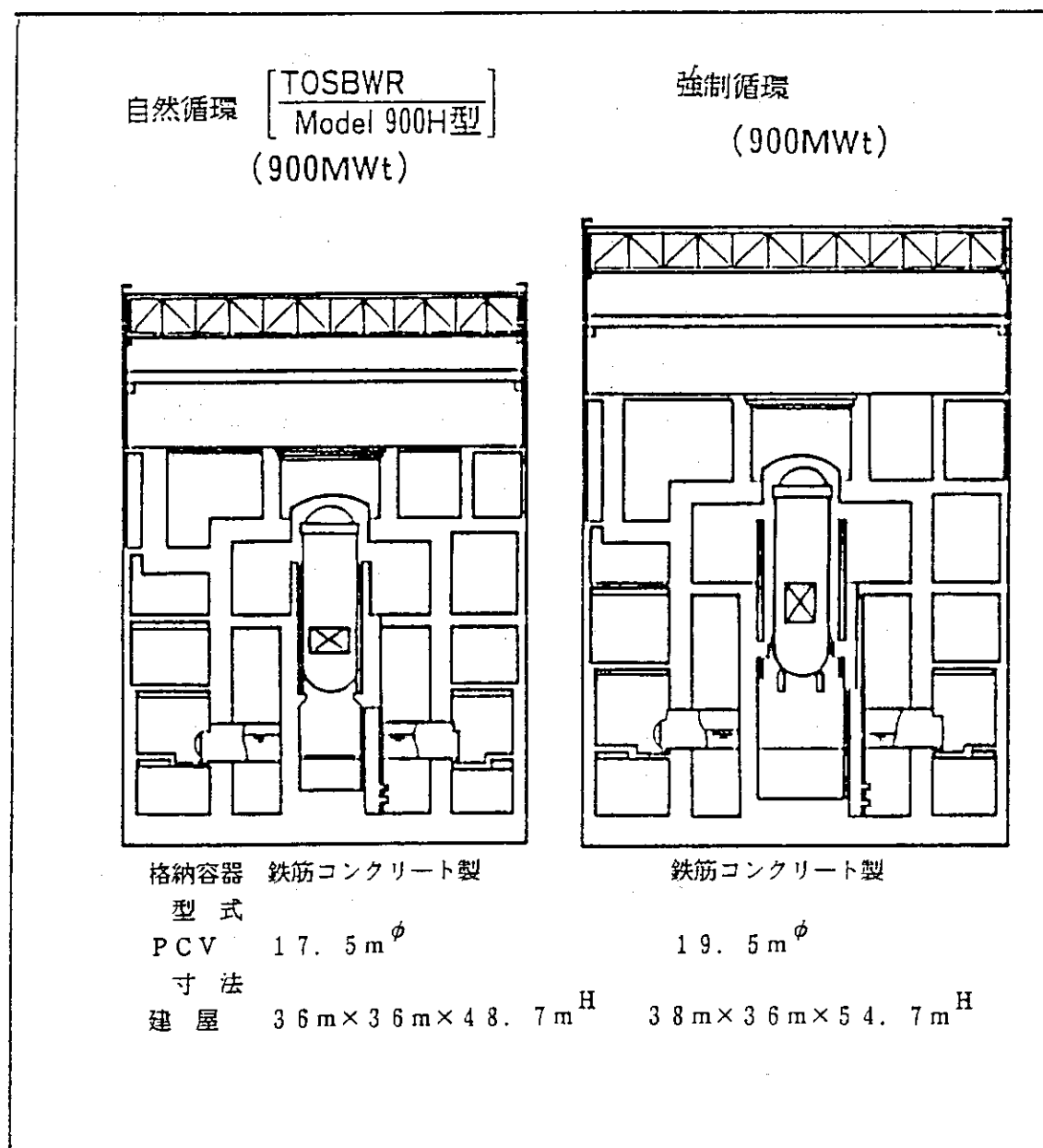


図75 HSBWR：原子炉建屋

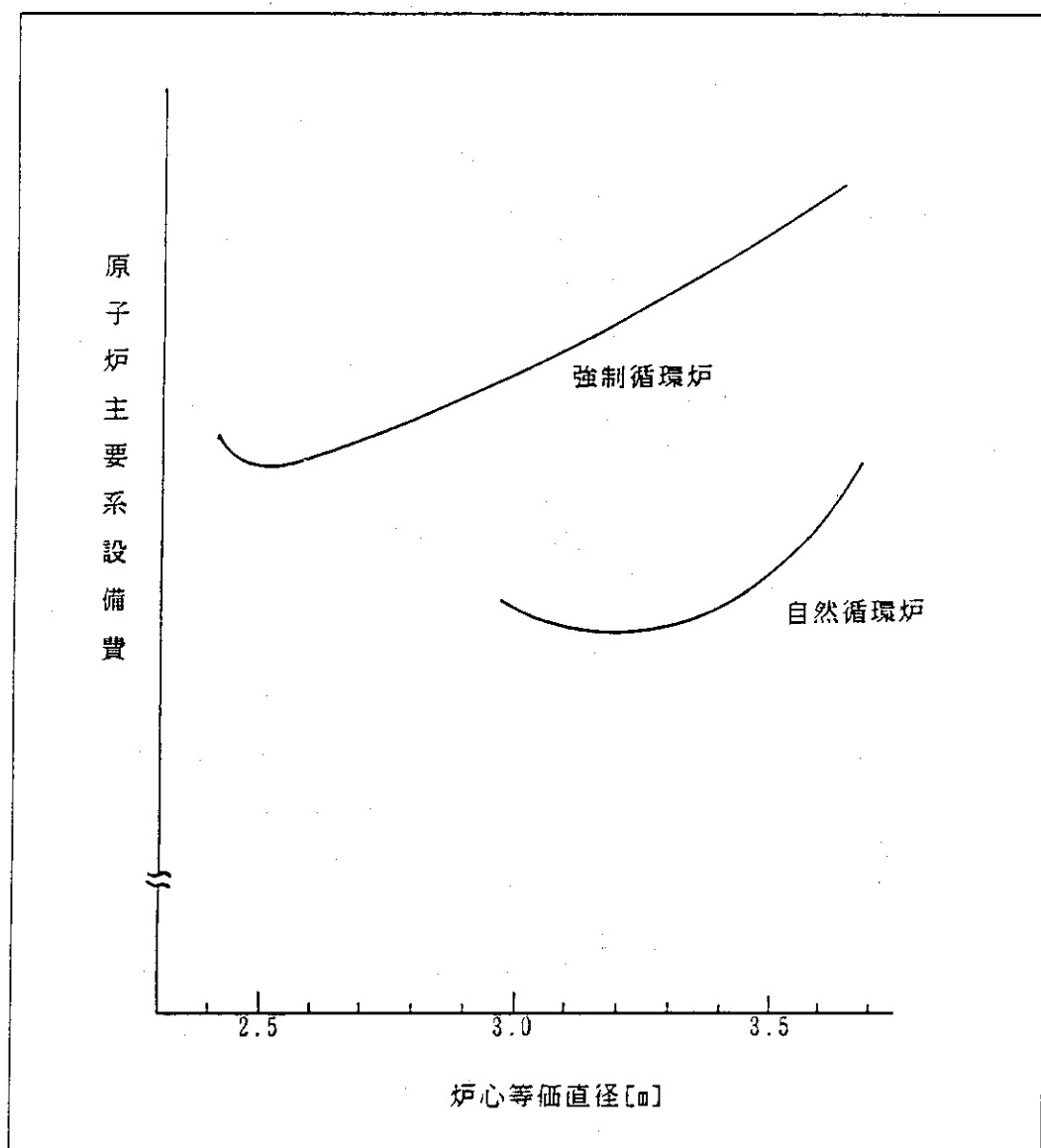


図76 H S B W R : 主要設備系設備費

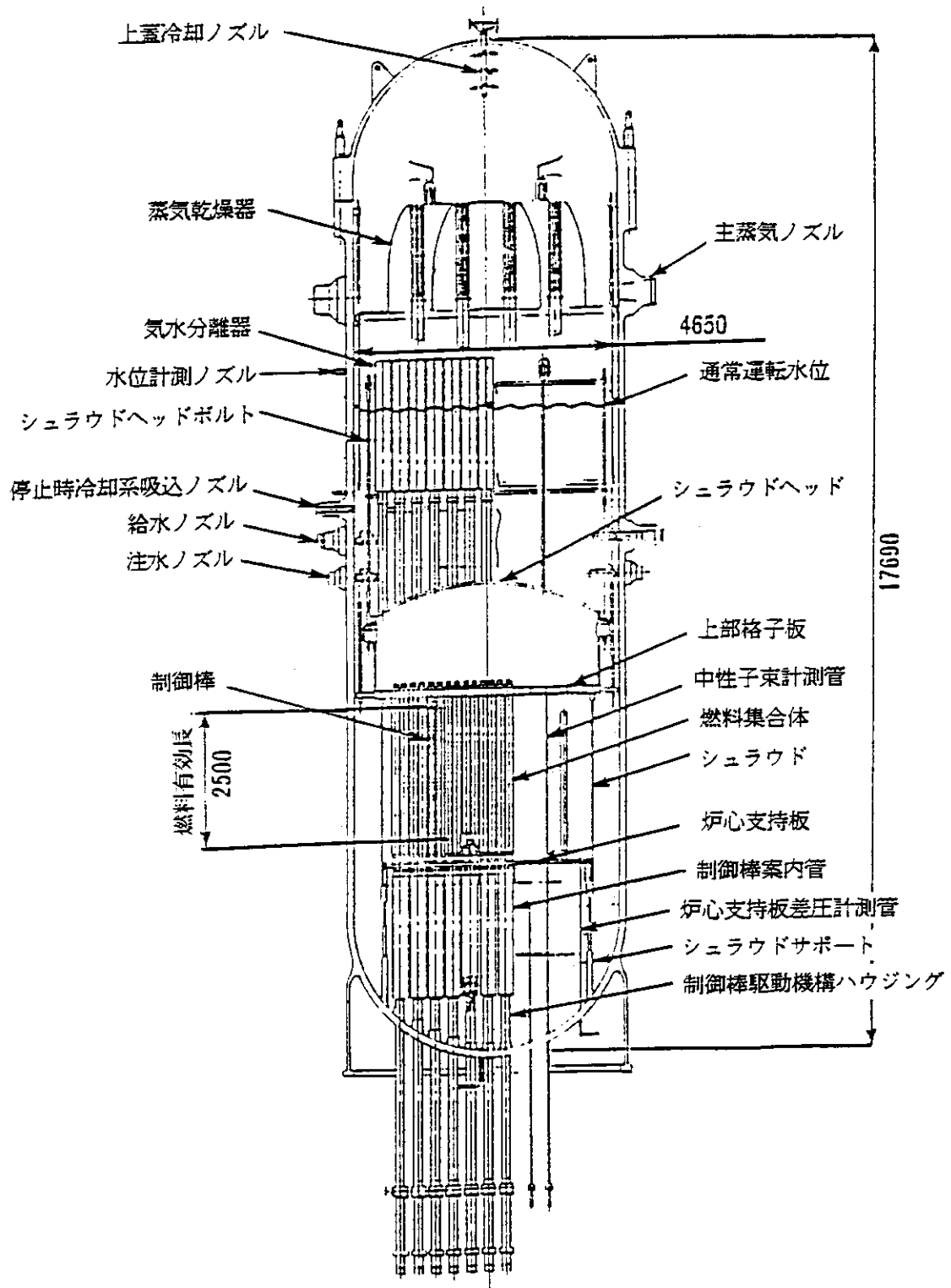
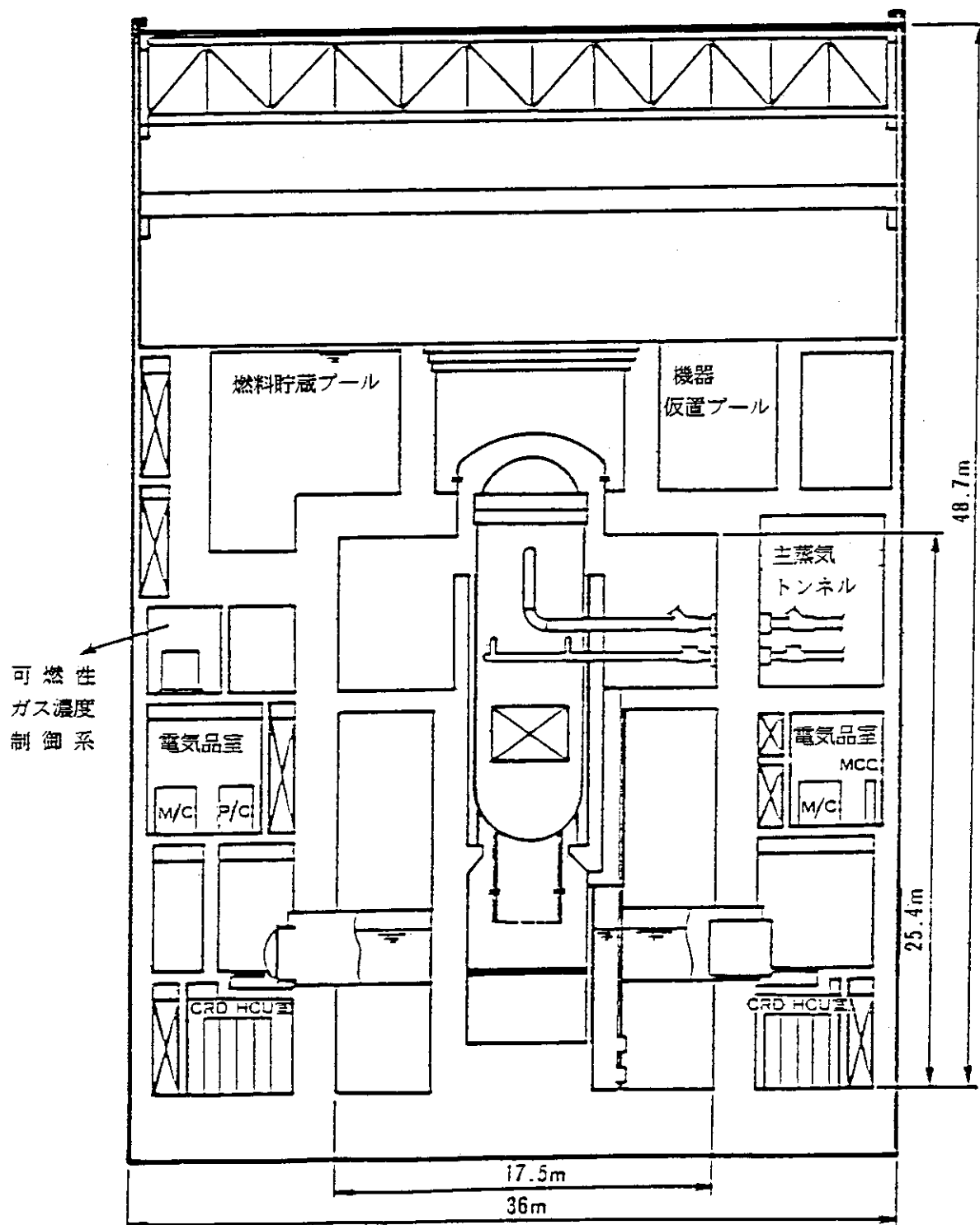


図77 TOSBWR：原子炉構造図



M/C : 高圧閉鎖配電盤

P/C : 低圧閉鎖配電盤

MCC : モーターコントロールセンター

CRD HCU : 制御棒駆動機構水圧制御ユニット

図78 TOSBWR : 原子炉建屋構成

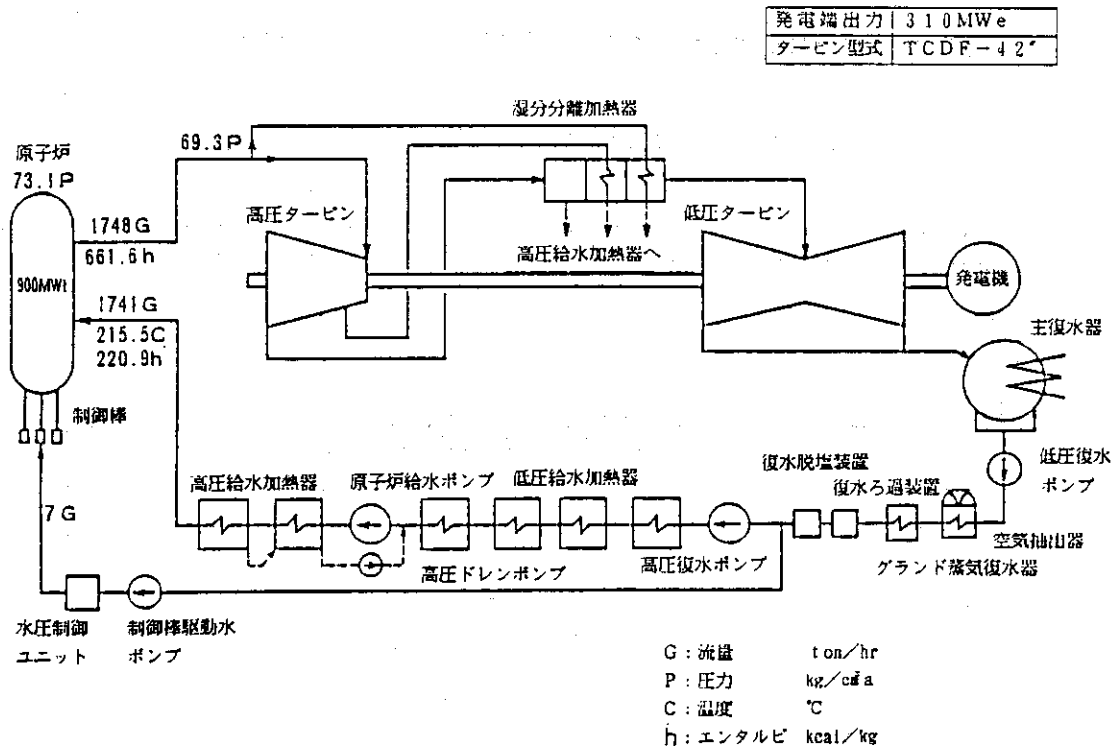


図79 TOSBWR: 電気供給用タービン系統図

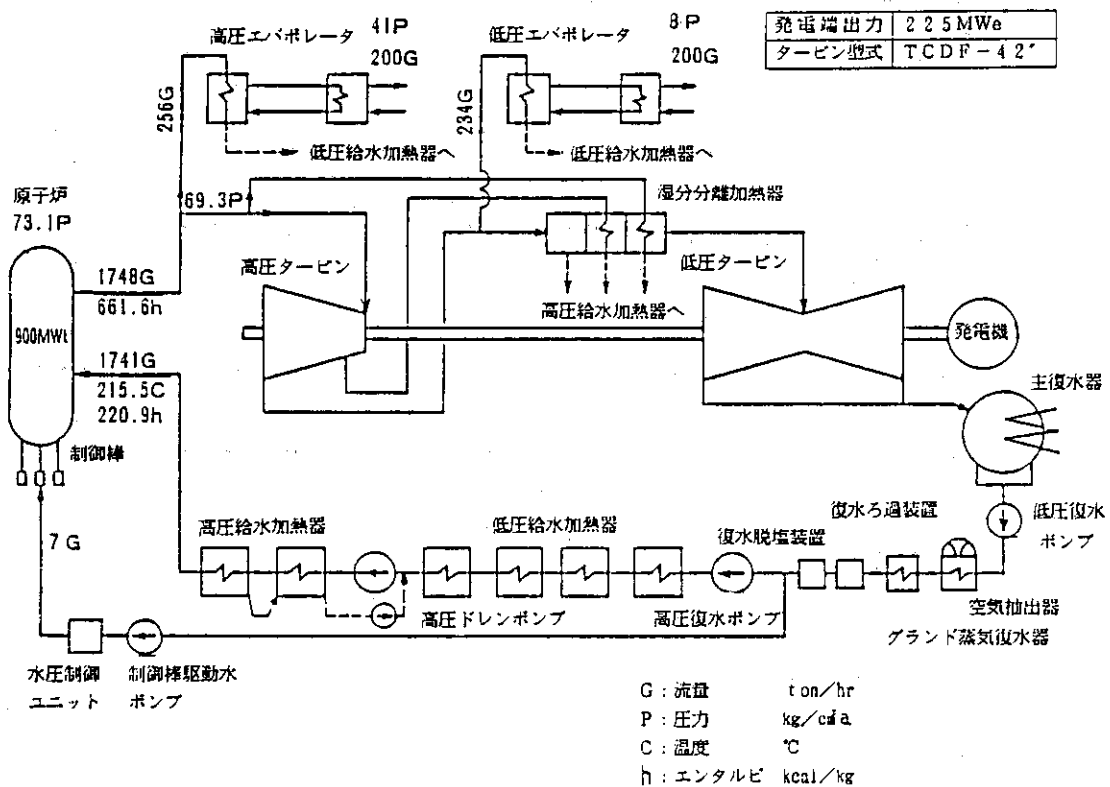


図80 TOSBWR: 熱供給用タービン系統図

3.2 固有安全高温ガス炉

山田正夫, 早川 均 (富士電機^株)

高温ガス炉は、一般に固有の安全性が高い原子炉といわれており、現在稼働中の原型炉（30万 kWe級）でも、事故対策に関し、時間余裕に対するクレジットが認められている。最近では固有の安全性をさらに高めた中小型炉が諸外国で開発されており、人口密集地近傍に設置可能な固有安全炉として注目を浴びている。

これら各種高温ガス炉の固有の安全性は、設計思想（出力密度等諸元の選定）、炉構成要素の特性により相違するものである。

ここでは、西独、米国で開発中の固有安全高温ガス炉について、その基本要素毎に特徴を整理し、設計思想と組み合わせた各炉型の安全設計上の特徴を紹介する。また、具体例として、西独KWU/I A社のModular HTRにつき、基本設計思想、安全特性とともに、人口密集地近傍への設置可能性に関する評価結果について紹介する。

3.2 Inherently Safe High Temperature Gas-cooled Reactor

Masao YAMADA, Hitoshi HAYAKAWA (Fuji Electric)

It is recognized in general that High Temperature Gas-cooled Reactors have remarkable characteristics in inherent safety and it is well known that credits of the time margin have been admitted for accident evaluation in the licensing of the currently operating prototype HTGRs (300MWe class). Recently, more inherently safe HTGRs are being developed in various countries and drawing attention on their possibility for urban siting.

The inherent safety characteristics of these HTRs differ each other depending on their design philosophy and on the features of the components/structures which constitute the plant.

At first, the specific features/characteristics of the elemental components/structures of the HTRs are explained one by one and then the overall safety features/characteristics of these HTR plants are explained in connection with their design philosophy and combination of the elemental features. Taking the KWU/Interatom Modular Reactor System as an example, the particular design philosophy and safety characteristics of the inherently safe HTR are explained with a result of preliminary evaluation on the possibility of siting close to densely populated area.

1. まえがき

図1に西独および米国を中心とした高温ガス炉開発の経緯を示す。開発の歴史、現状については、他の文献^{1), 2)}に詳しく紹介されているのでそれを参照していただくとして、ここでは、このような高温ガス炉プラントに共通した特徴を以下に整理しておくこととする。

- (i) 高温エネルギー源である。(出口ガス温度 700 °C ~ 750 °C, 将来は 950 °C ~ 1000 °C)
- (ii) プラント形式としては, Monolythic (単体) と Module 形式がある。
- (iii) 負荷追従性が良い。
- (iv) 放射性廃棄物が少なく, また補修時線量も低い。
- (v) 各種の固有の安全性を有する。
- (vi) 高い燃焼度が達成できる。(8 万 ~ 10 万 MWd/ton)
- (vii) 使用済燃料の長期貯蔵も簡単である。

上記の特徴の中, 高温ガス炉の固有の安全性は, 設計思想, 原子炉・プラントの構成要素の組み合わせにより形式ごとに相違するものである。ここでは, 西独, 米国で計画中の固有安全高温ガス炉について, その基本構成要素毎にその特性を整理し, 設計思想と組み合わせた場合の安全設計上の特徴を紹介する。また具体例として西独 KWU/Interatom 社の Modular Reactor System (MRS と略称) について, 基本設計思想, 安全特性および予備安全評価の結果の概要を紹介する。

2. 基本構成要素とその特徴

高温ガス炉を構成する基本要素としては, 被覆燃料粒子, 燃料要素, 黒鉛炉心, ヘリウム冷却材, 原子炉圧力容器及び1次冷却系, 格納容器がある。ここではこれらの基本構成要素の概要と特徴を紹介する。

(1) 被覆燃料粒子

図2に示すように被覆燃料粒子は, 直径 1 mm 程度の粒子状で, UO_2 または UC_2 または UCO の燃料核を低密度バッファ層, 高密度の炭素, 炭化ケイ素及び高密度炭素層で囲んだものであり, これらのセラミック・コーティングが放射能放出の第1障壁を形成しているわけであるがそのFP (核分裂生成物) 保持特性はセラミックなので, 金属被覆燃料とは, 大分様相を異にしている。

被覆燃料粒子のFP保持特性は, 燃料核の種類, 被覆層の厚さ, 使用条件 (温度, 温度勾配, 照射量, 炉内滞在時間等) により相違するが, 西独の粒子では, 一般に下記のよう

- (i) 約 1100 °C までの温度領域では, 長期間に亘り健全粒子内のFPはほぼ完全に保持されている。
- (ii) 約 1150 °C を超えると健全粒子からの金属FPの拡散放出が始まるが, 非常にわずかである。
- (iii) 1600 °C を超えると金属FPの拡散放出が顕著となるとともにFPによるSiC層の腐

食も顕著となる。

- (IV) 2000 °C を超えると SiC 層の熱分解により, F P 保持機能が失われる。
- (V) 約 2500 °C ではほぼ 100 % 破損するが, 熔融は起こり得ない。

図 3 に事故時を想定した場合の高温領域における, 被覆燃料粒子の F P 保持特性を示す。このような特性により, 事故時にも, 燃料最高温度を 1600 °C 以下に抑える設計にしておけば, 被覆燃料粒子からの F P 放出を防止することができる。

(2) 燃料要素

被覆燃料粒子を黒鉛粉末と共にペレット状に焼結し, 六角柱状の黒鉛ブロックに挿入したのが米国で実績のあるブロック燃料であり, 直径 6 cm の球に焼き固めたものが西独で実績のある球状燃料 (ペブルベッド) である (図 2 参照)。ペブルベッド炉心はブロック炉心に比べ以下のような特徴を有する。

- 負荷時燃料交換が可能である。
- 濃縮度の異なる燃料の領域装荷は不要である。
- 炉心を大型にすると炉心部に制御素子を強制挿入することが必要になる。
- 同じ出口ガス温度に対し燃料温度が低い。

すなわち総合的には, 比較的小型の炉心, 出口ガス温度の高温化に対しては, ペブルベッド炉心の方が有利であるとされている。

(3) 黒鉛炉心

燃料要素の集合体である黒鉛炉心は, 熱容量が大きく熱的挙動が緩慢である。このことは, 高温ガス炉の出力密度が低いこととあいまって, 事故時の時間余裕が大きいと云う安全特性を生み出している。

(4) ヘリウム冷却材

冷却材ヘリウムは相変化がないので, 減圧時 (冷却材喪失時) の影響は小さく, 冷却材の緊急注入は不必要である。また, ヘリウムは安定な元素であるため, 冷却材が放射化されることはない。

(5) 原子炉圧力容器と 1 次系形式

原子炉圧力容器には, マグノックス炉と AGR で実績のあるプレストレスト・コンクリート圧力容器 (PCRV) と軽水炉と同じ鋼製圧力容器が用いられている。PCRV はその特徴から大型炉, 中型炉に適しており, 鋼製圧力容器は小型炉にのみ採用されている。

1 次系形式としては, 圧力容器内に 1 次系機器を全て収容した一体型 (Integrated) と原子炉圧力容器と蒸気発生器およびそれを連結する容器からなるループ型がある (図 1 参照)。

一体型では大口径配管がないため, またループ型では連結ダクトを原子炉用圧力容器として設計, 製作, 維持を行うことにより大規模な破断を想定しないこととしている。

(6) 格納容器形式

軽水炉と同様な気密・耐圧格納容器は米国の大型炉で採用を検討されたが, 実験炉以外では採用されたことはない。

ガス炉では、マグノックス炉、AGRでコンファインメント格納方式を採用しているが、大部分の高温ガス炉でもコンファインメント格納施設を採用している。

これは、減圧事故（1次系破断時）が起った場合でも、まずcleanな冷却材が放出され、系が大気圧になった後、黒鉛炉心の熱挙動が緩慢なことにより、徐々に燃料からの追加放出が起ると云うガス炉の特性から採用可能な格納形式である。

3. 固有安全高温ガス炉の概要

表1に中小型、固有安全高温ガス炉の開発状況と主要諸元をまとめて掲げる。^{3) 4) 5) 6)}

前節で述べたように、高温ガス炉は一般に固有の安全性が高い炉と云われているが、そのレベルは炉の構成要素、設計思想により相違している。

「固有の安全性」とは、何を意味するかについては議論の尽きない処であるが、ここでは(1)静的機器の設計による固有の安全性、(2)原子炉停止に関する固有の安全性、(3)崩壊熱除去に関する固有の安全性、そしてさらにこれらの1部が機能喪失した場合を想定した、苛酷事故(BDBA)の安全評価について述べる。

(1) 静的機器の設計による固有の安全性

ガス炉の冷却材バウンダリの主要な安全機能は、冷却材保持（冷却材圧力保持ではない）と異物（空気や水・蒸気）侵入防止である。

高温ガス炉は、一体型でもループ型でも冷却材バウンダリの大規模な破断を想定除外とする設計としていることは前節で述べた通りであり、ペブルベッド炉では一般的に33cm²の破断口（燃料移送管の破断に相当）を、MHTGRでは0.65cm²（0.1"）の破断口をdesign basisとしている。このことより、1次系破断時の減圧挙動は小規模となり、影響は機械的にも、放射能的にも無視し得る程度となる。また事故後の空気侵入の可能性も最小となり、影響は無視し得る程度に抑えることができる。

蒸気発生器の伝熱管や管板は通常時、水・蒸気に対する障壁であると共に、2次系配管破断事故時には、外部に対する冷却材放出の防護障壁を形成するので、その健全性により1次冷却材の放出挙動が相違してくる。HTR-100のようなVIL配置では、蒸気発生器は炉心上部に配置されているので、2次給水喪失等の2次系の除熱異常が起った場合、ガス循環機トリップ等の過渡状態では冷却材が自然対流により上昇し、伝熱管等の熱過渡は厳しいものとなる。また、伝熱管等にクラックや破損が発生した場合には、漏洩した水が直接炉心に注入されるおそれがある。KWU/IA社のMRSや米国GAT社のMHTGRでは、Side by Side配置を採用して蒸気発生器を熱的に隔離し過渡状態での自然対流や炉心部への水侵入を防止している（図4参照）。

(2) 原子炉停止に関する固有の安全性

制御棒が全く挿入されない場合にも、冷却材の循環を停止させれば、負の反応度係数により、原子炉を一定期間停止（高温停止）させることができる。

HTR-100およびMRSのようなペブルベッド炉の場合には、燃料損傷が全くなし

にこのような炉停止特性が得られることがA V Rにおける実験により実証されている（図12参照）。

また反応度事故の場合に、炉トリップに失敗しても、負の反応度係数により原子炉は暴走せず新しい出力レベルで安定する。ペブルベッド炉の場合には、通常運転時の燃料温度が低いこと及び投入反応度が小さいため、著しい燃料損傷はないとされている（図13参照）

(3) 崩壊熱除去に関する固有の安全性

F Pの第2障壁である1次冷却材バウンダリの想定破断事故（減圧事故）では、(1)項で述べた破断口を通して1次冷却材と共に通常運転時冷却材中に放出されているF P（循環F PとプレートアウトF Pの離脱分）が冷却材バウンダリ外へ放出される。出口ガス温度700℃～750℃の高温ガス炉では、燃料の通常運転中の温度は低く、1次冷却系内に放出されているF P量は少量なので、減圧時に放出されるF Pの影響は無視し得る。減圧後の炉心昇温は事故後の崩壊熱除去方法により大きく相違する。

高温ガス炉の崩壊熱除去方式としては、主冷却系又は炉心補助冷却系等による炉心直接冷却方式（強制循環或いは自然対流による）と炉心の外部から熱除去を行なう間接冷却方式（伝導、輻射による）が採用されている。後者は最近Passive Heat Removalとして注目されているので、ここでは、特に各炉の間接冷却方式について述べる（図5参照）。

M R SやM H T G Rでは、静的な熱除去により炉心昇温事故時の燃料温度を1600℃制限値以下に抑える設計としているので、F Pは炉心昇温事故時にも被覆燃料粒子に格納されており、炉心外への放射能放出は無視できる。

M R Sの場合の炉心形状は単純であり、また通常機器として実績のある表面冷却系を使用しているので信頼性の高いものと考えられる。M H T G Rの場合、環状炉については、未だ運転実績がないが、炉室冷却系としてはF B Rで開発された空気冷却方式を採用している。

H T R - 500の場合の静的熱除去手段は、P C R Vのライナ冷却系とされており、通常運転時稼働している機器と云う点では信頼性は高いが、ライナ断熱材の効果をどう考えるか等問題となる点も多いと考えられる。H T R - 500では炉心直径も大きく出力密度も高いので、炉心昇温事故時の燃料最高温度を1600℃制限値以下に保つことは不可能で、事故後数十時間で2500℃に達するが、時間余裕が大きく、F Pは大気圧下で圧力容器内へ放出されるのでコンファインメント格納により十分格納できる。

H T R - 100の場合には、上部に貯水槽を持つ2系統の炉容器冷却系（Reactor Enclosure Cooling System）を設ける設計としており、貯水槽により2日間の熱除去が可能としている。この場合事故後30時間で燃料最高温度は短時間1850℃に達するが、1600℃を超える燃料要素はわずか8%である。また、この時炉心から放出されるF P量は事故後100時間以内に数十Ci程度であり、地上放出を仮定しても制限値以内に抑まると云われている。

このように静的手段により、事故後の崩壊熱除去を行った場合の炉心昇温挙動は、炉心出力密度、炉心寸法、炉構造等により相違する。図6に各炉型のユニット出力と炉心昇温事故時の燃料最高温度の比較を示す。

(4) 苛酷事故 (BDBA) 時の安全評価

(3)項で述べた各炉の静的熱除去手段の中MRS, HTR-500に関しては、2次系の給水動力源を必要とし、厳密な意味で“Passive”と云うことには疑問があるかもしれない。ここでは、この両炉型に関して、静的な熱除去手段さえも完全に喪失した場合、即ち全く崩壊熱除去手段が無くなった場合を想定した苛酷事故についての検討の概要を紹介する。

MRSについては、後に述べるように圧力容器最高温度、コンクリート最高温度ともに約600℃に達するが、いずれも強度メンバー部の温度は許容値を超えず所定の安全機能を果たすことが示されている(図15参照)。

HTR-500⁷⁾の場合には、ライナ冷却系の完全喪失後2年間にわたる挙動が検討されている。燃料最高温度は事故後数十時間で2500℃に達し、1部の燃料は破損する。ライナー／コンクリート温度は、事故後2000時間で1100℃に達するがコンクリート／PCRVの高温実験によりPCRVの健全性は確保され、PCRVが自然のヒートシンクになることが示されている。(図7参照)

4. 固有安全高温ガス炉の設計例

本節では、固有安全高温ガス炉の例としてMRSをとりあげ、その概要、基本設計思想、事故時特性および予備リスク評価と都市近接立地に関する西独における評価について紹介する。⁸⁾⁹⁾¹⁰⁾¹¹⁾

(1) MRSの概要

MRSの炉心主要諸元を表2に、1次系の断面図を図8に示す。MRSは、熱出力200MWのモジュールを複数設置することにより所要出力を得るシステムである。炉心諸元、1次系機器配置は次項に示す基本設計思想に基づき選択されたものである。

(2) MRSの基本設計思想

MRSは、次の条件をみたす原子炉システムとして設計されたものである。

(i) 安全性確保の考え方が単純かつ明瞭であること。

このため、可能な限り静的な手段により安全性が確保できる設計であること。

(ii) 全ての系統・機器は実証済みの技術に基づくこと。

(iii) 1次系のすべての機器は補修可能であり、交換可能であること。

(iv) 運転が容易であること。

以下、(i)の安全性確保に関する設計の考え方を具体的に説明する。

(a) 炉停止

ペブルベッド炉心では、炉心に制御棒を挿入するには、駆動装置により強制的に押し込む必要があり、また、炉心内に挿入された制御棒は、事故時に非常に高温に

さらされる恐れがある。そこで、MRSでは制御棒およびボロン球吸収体を反射体内の挿入孔に重力によって自由落下させることで炉停止が可能となるように、炉心直径を選定している。選定根拠を図9に示す。図により、反射体領域の制御棒素子によって炉停止が可能となる炉心半径の上限1.5 mが選定された。

なお、MRS炉心は、3.(2)項に述べたような固有の炉停止特性を備えている。すなわち、主冷却系機能喪失の場合、制御棒によるスクラムが行われなくとも、固有の負の反応度温度係数により、燃料が損傷することなく炉は自動的に停止する。これは、通常運転時の燃料最高温度が850 °C程度であり、事故時の制限温度1600 °C（次項参照）に対し十分な余裕があるために得られる特性である。

(b) 崩壊熱除去

事故時の崩壊熱を静的な手段（伝導、輻射、自然対流）のみによって炉外に除去し、燃料最高温度を、事故時におけるFPの放出が事実上無視できる温度範囲（1600 °C以下）に制限できる設計を採用する。(a)項で選定した炉心直径に対し、出力密度をパラメータとして、表面冷却系のみによる冷却時における燃料最高温度をプロットしたものが図10である。図より、燃料最高温度が1600 °C以下となる上限の出力密度として3 W/ccがMRSの設計値として採用された。

(c) 水侵入事故時印加反応度制限

蒸気発生器伝熱管破損事故時には、2次系の水・蒸気が1次系に侵入し、炉心に侵入する。炉心への水侵入により、反応度が印加されるが、印加反応度の大きさは、燃料要素を構成するウラン量と炭素量の比によって変化する。燃料要素に含まれるウラン量及び侵入水量をパラメータとして印加反応度の変化をサーベイし、いかなる量の水が侵入した場合にも、その結果生ずる反応度印加量が制御棒引抜事故時の反応度印加量より小さくなるように、燃料要素中のウラン量を制限する。この考え方により、MRSでは1燃料要素中のウラン量を7 gとしている。

(3) MRSの事故時特性

(a) 設計基盤事故時特性

MRSでは設計基盤事故として反応度事故、主冷却系事故、1次系破損（水侵入を含む）、2次系破損および外的影響（地震など）について評価が行なわれている。その1例として、1次系強制循環喪失事故時の温度挙動を図11に示す。図には加圧状態と減圧状態の2ケースについての結果が示されている。加圧状態では、炉心内の自然循環により炉心内の温度の再分布がすみやかに進み、燃料最高温度は1100 °C程度まで上昇するにすぎない。これに較べ、減圧状態では燃料最高温度の上昇は大きく、約1530 °Cとなるが、制限温度1600 °Cは十分下回っている。

(b) ATWS特性

図12および図13に、異常時に制御棒が挿入されない事象を模擬したAVRにおける実験結果を示す。図12は1次系循環機を停止させた場合の出力挙動を示す。この場合、制御棒が挿入されなくても炉は一旦停止し、10数時間後に約1 %出力に落ち着くという

特性が示されている。図13は90%出力状態から制御棒を引抜いた場合の出力挙動を示す。出力は一旦上昇するが、初期出力を若干上回る新たな出力状態で落ち着くという特性が示されている。

(c) 仮想的な重ね合わせ事故時特性

仮想的に事故を重ね合わせた場合の特性の例として、1次系強制循環喪失と減圧と反応度事故を重ね合わせた場合の炉心温度挙動を図14に示す。この場合には燃料最高温度が1600℃をわずかに超える(約1620℃)が、短時間にFP保持特性が劣化する温度より十分低いため、この場合でも有意なFP放出はない。

図15には、1次系強制循環喪失と減圧に表面冷却系機能喪失を重ね合わせた場合の温度挙動を示す。燃料最高温度には表面冷却系機能喪失の影響はほとんどなく、約1530℃まで上昇するにすぎず、1600℃制限以下に保たれている。コンクリート最高温度、炉容器最高温度は約400時間後に600℃度まで上昇するが、炉容器支持部のコンクリート最高温度は300℃程度であり、支持機能は十分維持される。

(4) MRSの予備リスク評価と都市近接立地

(a) 予備リスク評価

MRSの安全性の確認、リスクに対して支配的な事象の明確化およびその影響の概略評価を目的に、1983年8月時点のプラント概念、安全概念をもとに、KFA(原子力研究所)において予備的なリスク評価が行なわれた。起因事象として、従来の研究から重要と判断された4事象(主冷却系機能喪失、電源喪失、減圧、水侵入)をとりあげ、各々に対するイベントツリー解析により、環境へのFP放出に到る事象の洗い出しを行なった。結果は表3のようにまとめられる。ここで、発生頻度 10^{-8} /年以下の事象は除外している。

表3の放出カテゴリ毎にリスクを評価した結果は表4に示すとおりである。この結果から、次のような評価がなされている。

- ① FPの放出量が極めて小さいので、住民が緊急に、あるいは長期的にも避難しなければならない地域はない。
- ② 燃料最高温度が1600℃以下に抑えられているため、主冷却系機能喪失事故、減圧事故によるリスクは非常に小さい。
- ③ リスクを支配する現象は、1次系内にプレートアウトしているFPの離脱であり、減圧を伴った水侵入事故が支配的な事象である。

(b) 都市近接立地に関する評価

HTR-500、MRSの立地に関しては、いずれも西独BMI(内務省)特別検討会により予備的に評価されているが、BMI特別検討会の報告書は公表されていない。しかし、AHRによるHTR-500評価報告書、MRS評価報告書では、いずれもBMI特別検討会による見解を引用して、安全性、許認可性についての評価をまとめており、立地については、下記のように微妙な記述の相違が認められる。

HTR-500：一運転時及び事故時における放射線防護規則45条および28条3項の要求を満足し得るような発電所が設計されるので、立地に関しては何ら

特別な要求が生ずると考えられない。

M R S : - 設置場所に対する特別な要求はない。運転時及び事故時における放射線防護条例45条および28条3項からの要求は考慮されている。また複数のモジュールを連結した場合にも、工業地域に近い地点における建設に対する前提条件は満たされている。

すなわち、A H R の評価報告書中に記載されたB M I 専門グループのM R S , H T R - 500 に対する見解を比較すると、B M I はM R S に対してのみ工業地域に近い地域に建設可能な条件を有した炉であること判断していることがわかる。

参 考 文 献

- 1) 都甲泰正, 他: 高温ガス炉をめぐる最近の海外動向, 原子力工業, 30〔9〕, 23~54(1984).
- 2) 佐野川好母, 斎藤伸三: 高温ガス炉開発の現状, 原子力学会誌, 29〔7〕, 29~39(1987).
- 3) E. Baust: HTR-500, a Power Station of the Future for Electricity and Process Steam Generation, HTR-100, a Power Station for Industry, GCRA Meeting September 1986.
- 4) W. Kohl, 他: HTR-100 is a Versatile Cogeneration Plant, Modern Power System, June 1986.
- 5) I. Weisbrodt: Progress in the Development of the HTR-Module of KWU/Interatom/GHT, GCRA Meeting, August 1984.
- 6) A. J. Neylan: MHTGR Design Development Overview, GCRA Meeting, September 1986.
- 7) R. Schulten: Safety Characteristic of the HTR-500, GCRA Meeting, September 1986.
- 8) A. Brandstetter: Das Hochtemperaturreaktor Modul Konzept, September/October 1983.
- 9) Zum Störfallverhalten des HTR-Modul Eine Trendanalyse, Jul-Spez - 260, KFA, Juli, 1984.
- 10) HTR-Modul - Vorprojektuntersuchung, Zusammenfassung, Juli 1984, Arbeitsgemeinschaft Hochtemperatur Reaktor.
- 11) HTR-500 - Vorprojektuntersuchung, Zusammenfassung, Juli 1984. Arbeitsgemeinschaft Hochtemperatur Reaktor.

表1 国有安全高温ガス炉開発状況と主要目一覽

項 目	名 称 形 式	HTR—500		HTR—100		MRS		MHTGR	
		PCR/V／ペブル		VIL／ペブル		SBS／ペブル		SBS／ブロック	
開 発 国		西独 BBC／HRB		西独 BBC／HRB		西独 KWU／IA		米 国 GAT	
開 発 状 況	設計段階	詳細設計		概念設計		詳細設計		概念設計	
	許認可性	不 明		不 明		標準プラント申請中		プリヒヤ中	
	建設期間	6 年		4 年(2モジュールプラント)		4 年(4モジュールプラント)		3 年	
	経済性	大型PWRに競合		石炭火力に競合		石炭火力に競合		石炭火力に競合	
炉出力	熱 出 力 (MW)	1264		250		200		350	
	電気出力 (MW)	500		100		80		137.5	
炉 心	平均出力密度(KW/l)	6.0		4.2		3.0		5.9	
	炉 心 形 式	ペブルベッド		ペブルベッド		ペブルベッド		ブロック・アニユラー	
	燃 焼 度 (MWD/t)	96,800		95,000		80,000		82,500	
熱 特 性	冷却系ループ数	8		2		1		1	
	冷却材入口温度(°C)	260		250		250		260	
	冷却材出口温度(°C)	700		740		700		687	
	冷却材圧力(kg/cm ²)	51		68.6		61.2		63.8	
炉 容 器	形 式	PCR/V		鋼 製		鋼 製		鋼 製	
	直 径 (m)	25.0 ⁽¹⁾		6.11		5.9 ⁽¹⁾		6.9	
	高 さ (m)	21		30		25		22	

表2 MRS炉心主要諸元（モジュールあたり）

熱出力	200MW
炉心寸法	直径 3m
	平均高さ 9.43m
出力密度	3W/CC
冷却材温度	250°C/700°C
冷却材圧力	60bar
制御棒	6本
KLAK（ボロン小球）	18系統
燃料要素あたりのウラン量	7g

表3 MRSにおけるFP放出に到る事象

起 因 事 象	重 ね 合 わ せ 事 象	放出カテゴリー	頻度1/年
主冷却系の機能喪失	「圧力調整器の故障」＋ 「負圧維持システムフィルタ切換失敗」	S-1	10^{-4}
大規模 漏洩		S-2	1×10^{-5}
小規模 漏洩	「負圧維持システムフィルタ切換失敗」	S-2	2.5×10^{-5}
	「炉心昇温」＋「負圧維持システムの故障」	ST	9×10^{-8}
水 浸 入	「圧力調整器の故障」＋「負圧維持システムフィルタ切換失敗」	W	4×10^{-6}
水 侵 入	「SGダンプ弁の再閉失敗」	WT	6×10^{-6}

表4 MRSのリスクに関する予測値

放出カテゴリー	発生頻度 (回/年)	初期障害	晩 発 障 害 KS _{min} KS KS _{max} (人)	晩発障害に対するリスク (人/年)
WT	$6 \cdot 10^{-6}$	0	— 5 55	$3 \cdot 10^{-5}$
W	$3.5 \cdot 10^{-6}$	0	— 1 18	$5 \cdot 10^{-6}$
ST	$9 \cdot 10^{-8}$	0	— — 1	$< 10^{-8}$
S1	10^{-4}	0	— — —	$6 \cdot 10^{-7}$
S2	$4 \cdot 10^{-5}$	0	— — —	$9 \cdot 10^{-7}$
仮想的PWR (200MWt) のリスクに関する参考値		—	— 2600 8150	$3 \cdot 10^{-2}$

被覆燃料粒子の発明 (1956～)

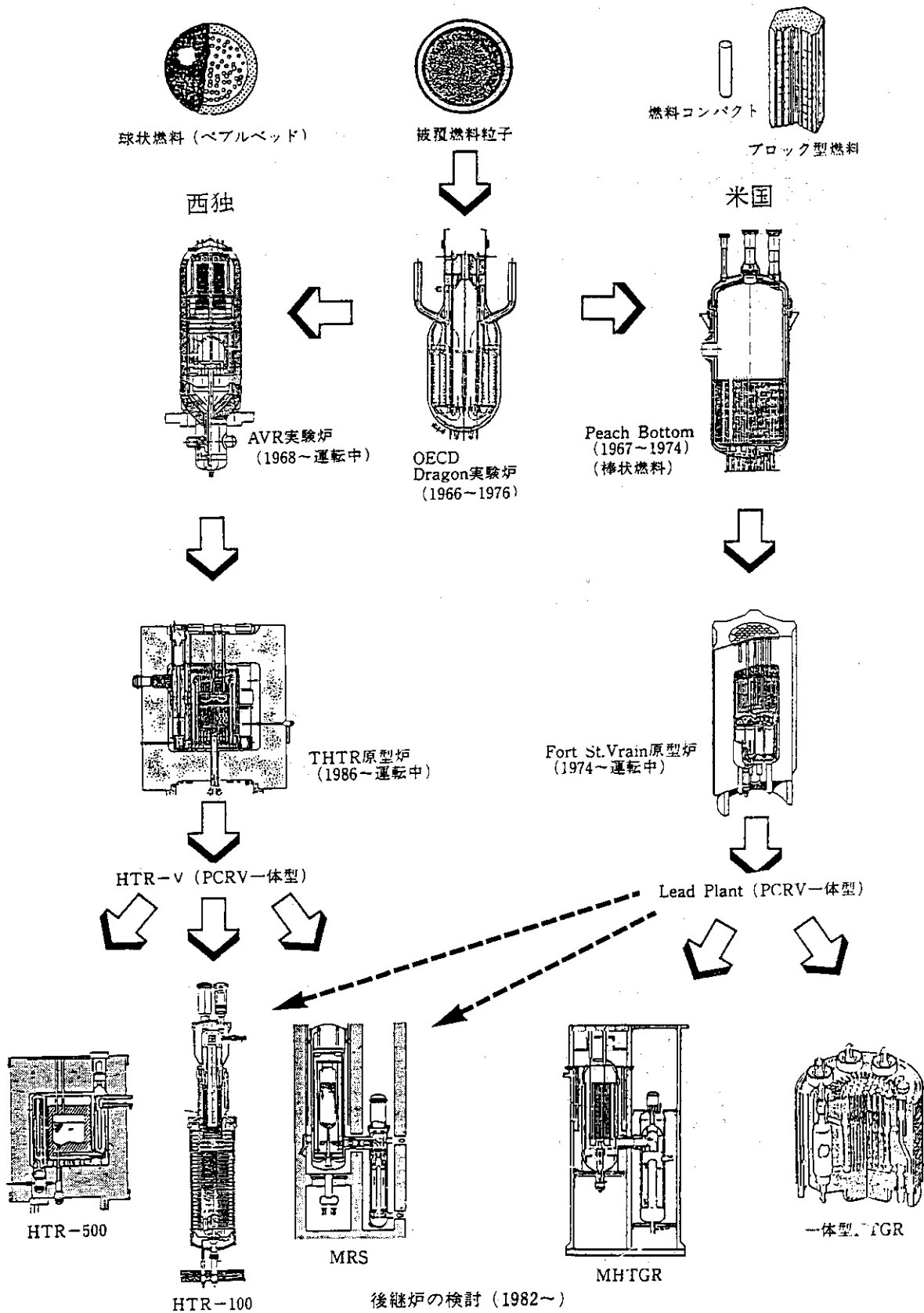


図1 高温ガス炉開発の経緯

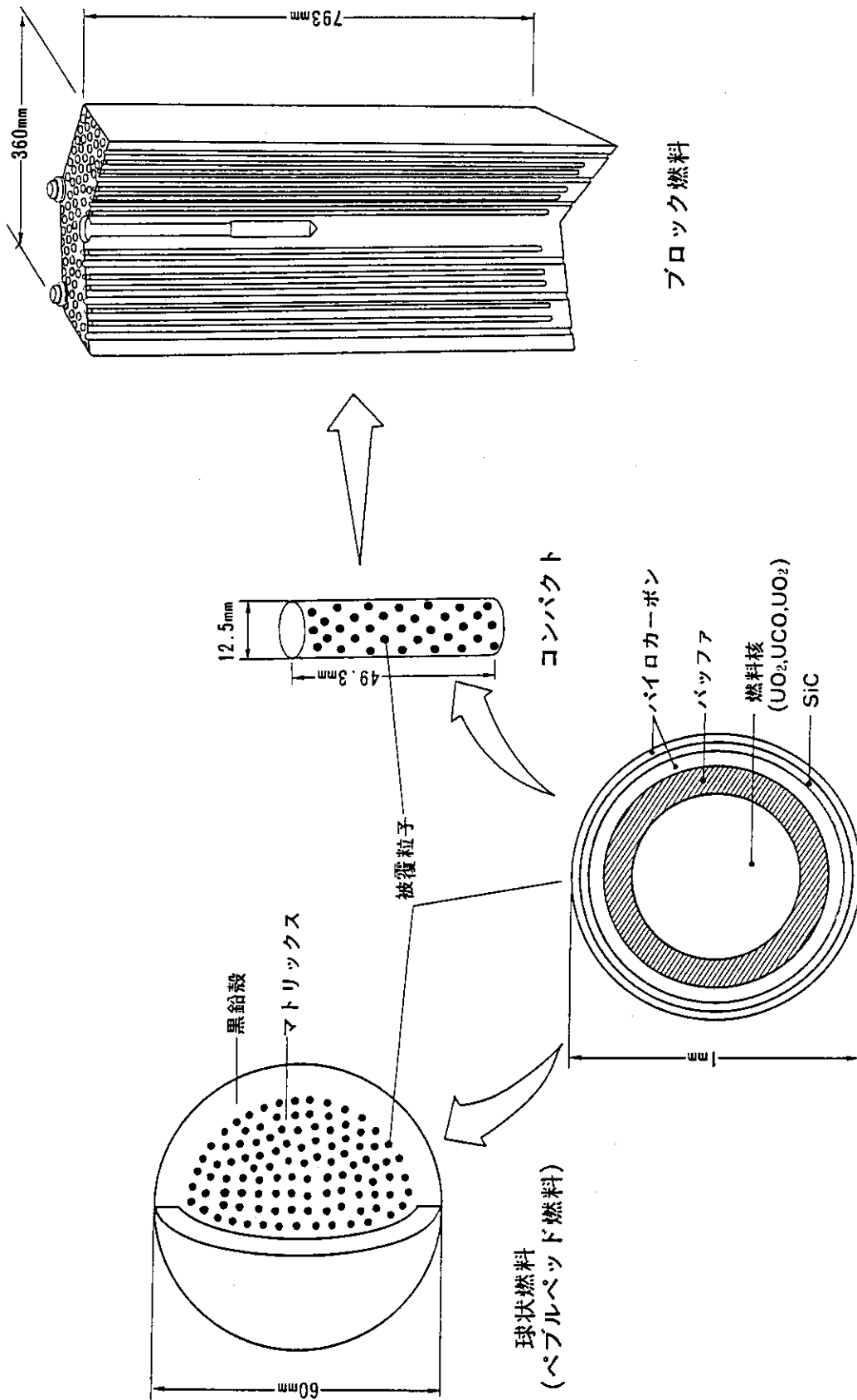


図2 高温ガス炉の燃料要素

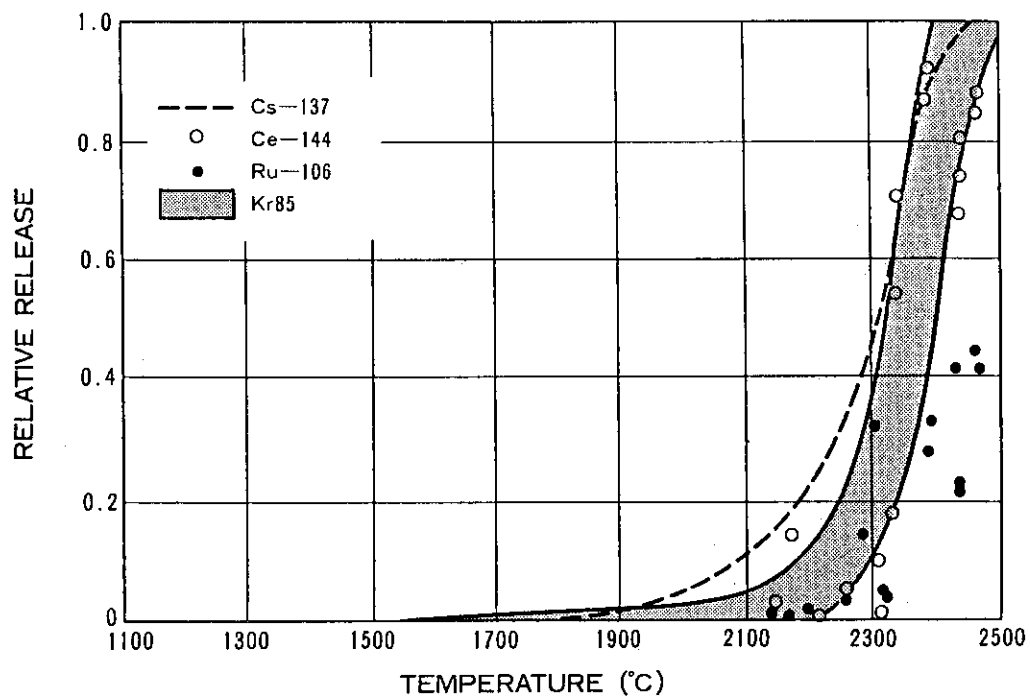


図3 炉心昇温事故時のF P放出特性

— 西 独 —

		蒸気発生器配置		評 価					
		蒸気発生器	炉 心	環境防護	S/G 熱的隔離	機器設計 及び 配 置	保守, 補修 (容易性 被 曝)	開発費	圧力容器 及び 支持構造
		炉 心	蒸気発生器						
圧 力 容 器 配 置	Vertical In-Line	1 SG 	炉心 	1 +	—	—	—	—	+
			2 SG	2 +	+	—	—	—	+
	Side By Side	3 SG 	炉心 	3 +	—	+	+	+	—
			4 SG	4 +	+	++	+	+	—

図4 Vertical In-Line型とSide by Side型の比較

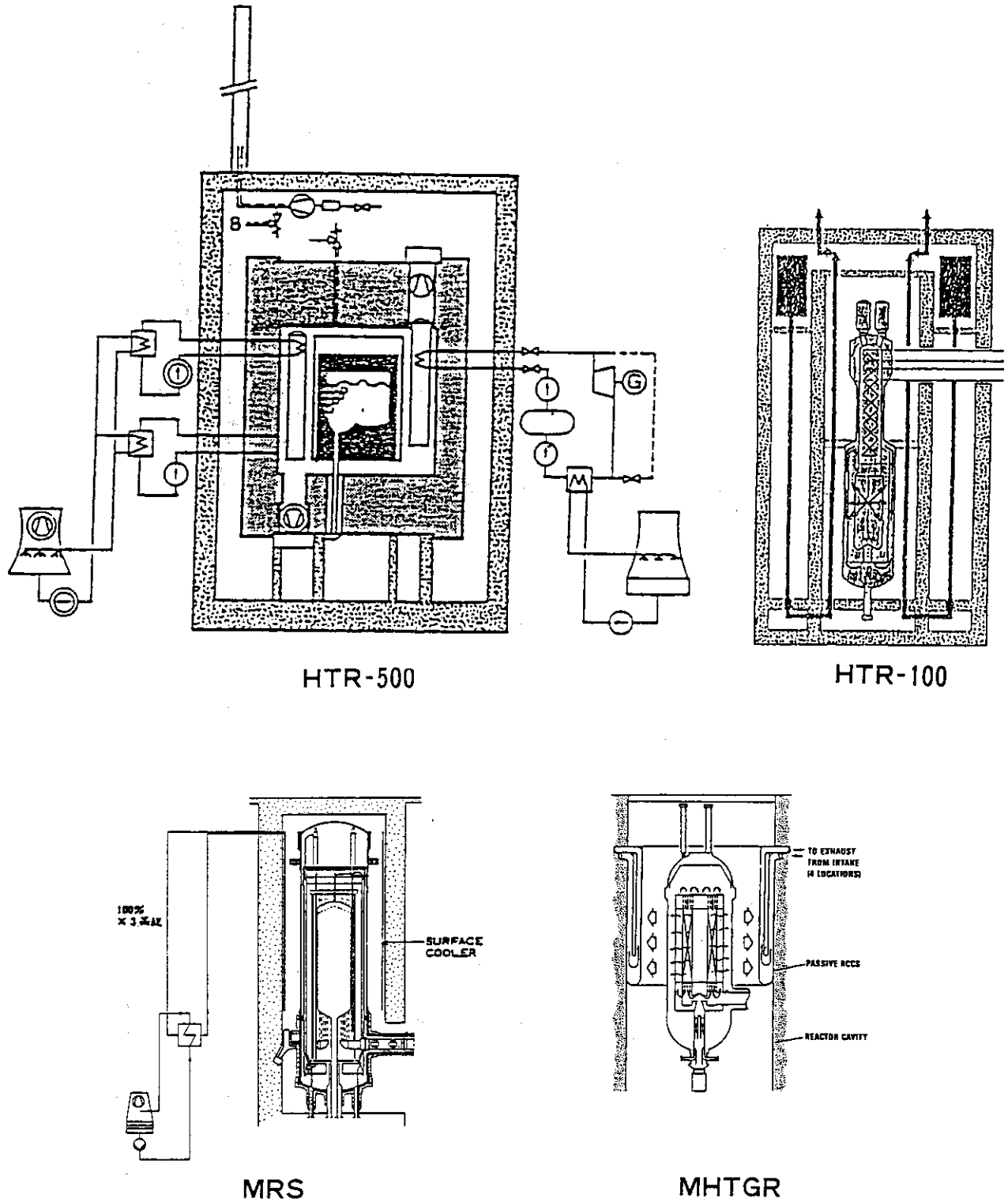


図5 高温ガス炉の静的崩壊熱除去系

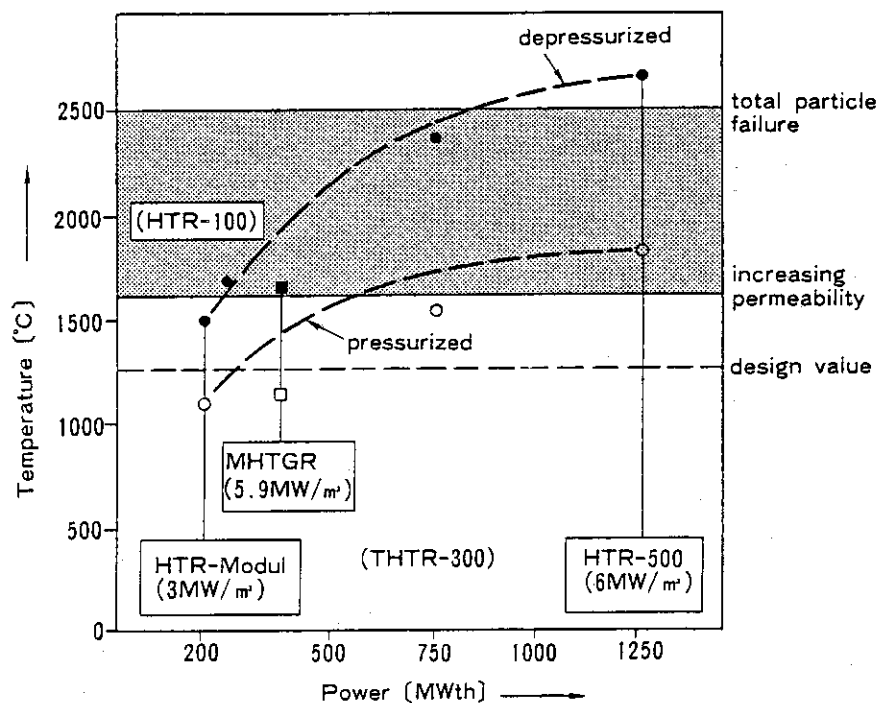


図6 炉心昇温事故時の燃料最高温度の比較

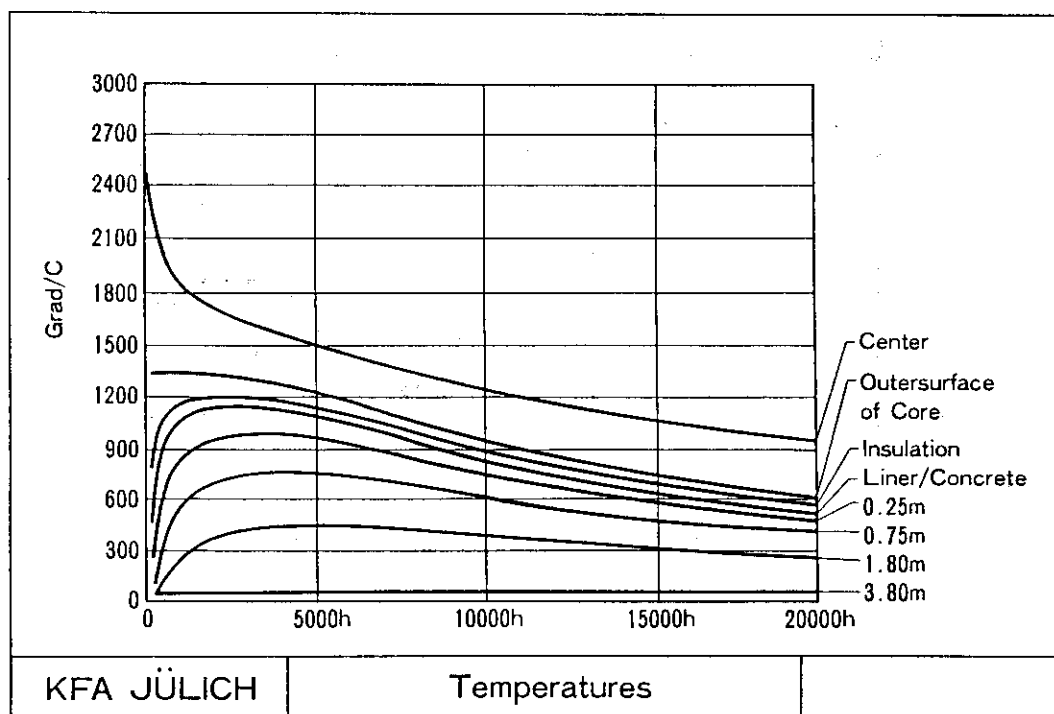


図7 仮想的な事故時の温度挙動
(強制冷却喪失+減圧+ライナー冷却系機能喪失)
— H T R — 500 —

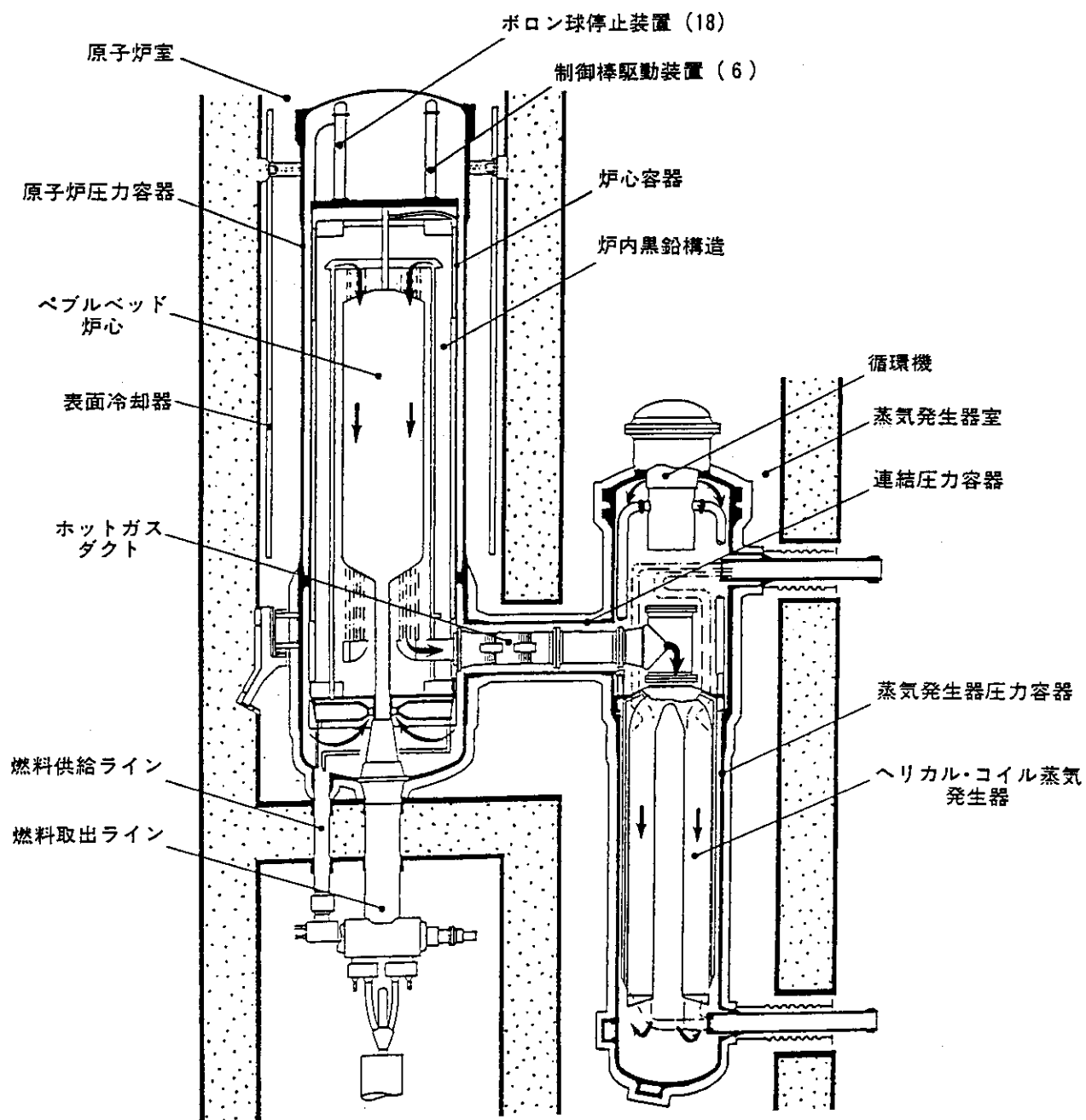


図8 MRS の 1 次 系 断 面

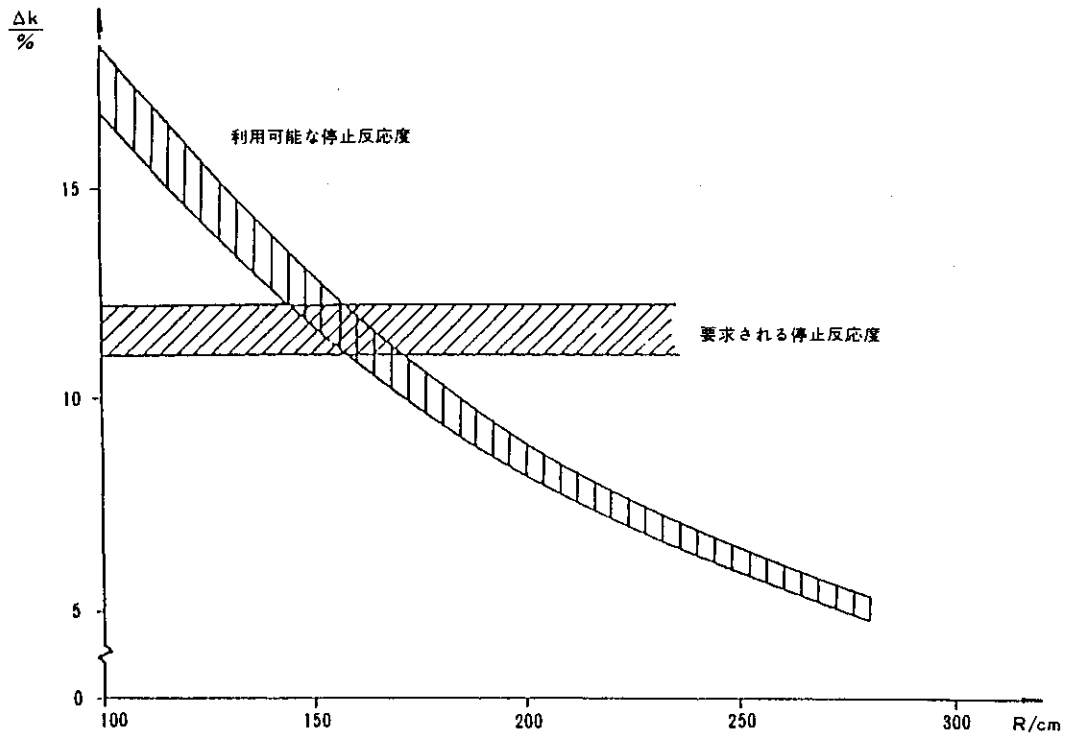


図9 反射体領域に制御素子を挿入した場合の炉心半径と停止反応度
— M R S —

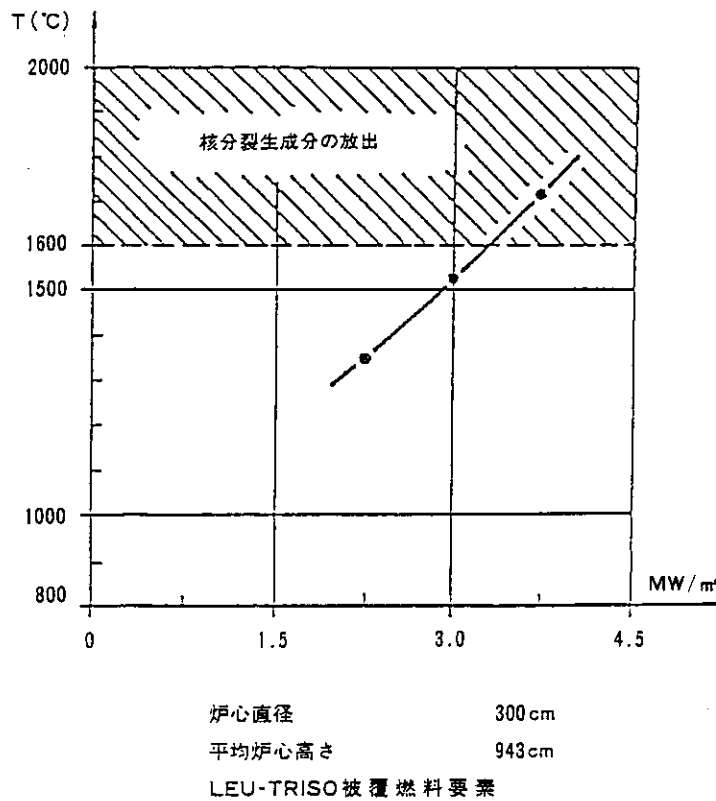


図10 出力密度と事故時燃料最高温度

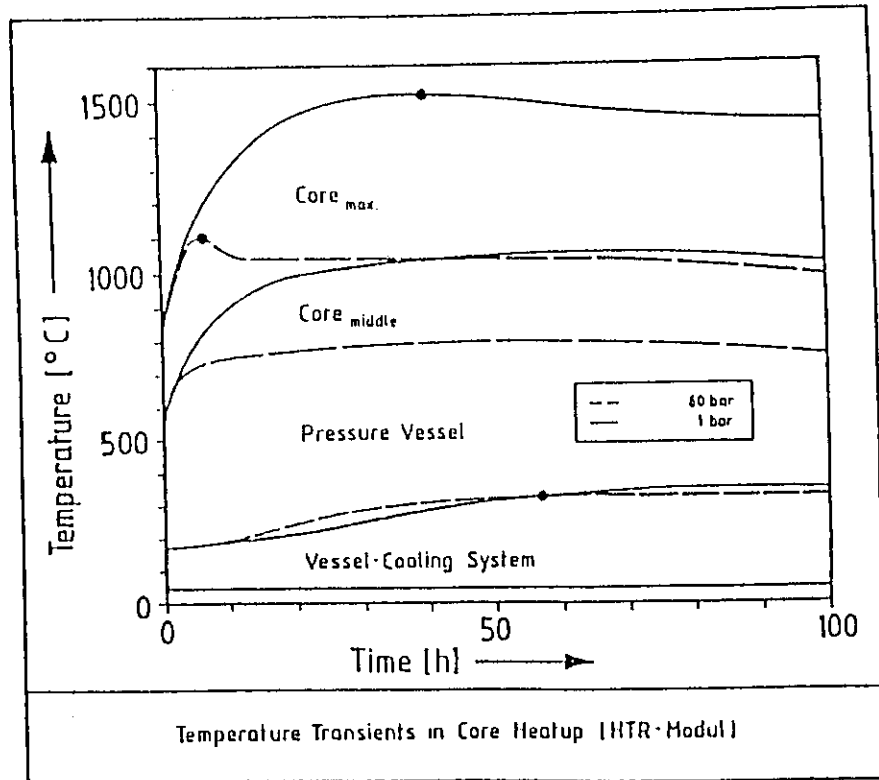


図11 1次系強制循環喪失時の温度変化
— M R S —

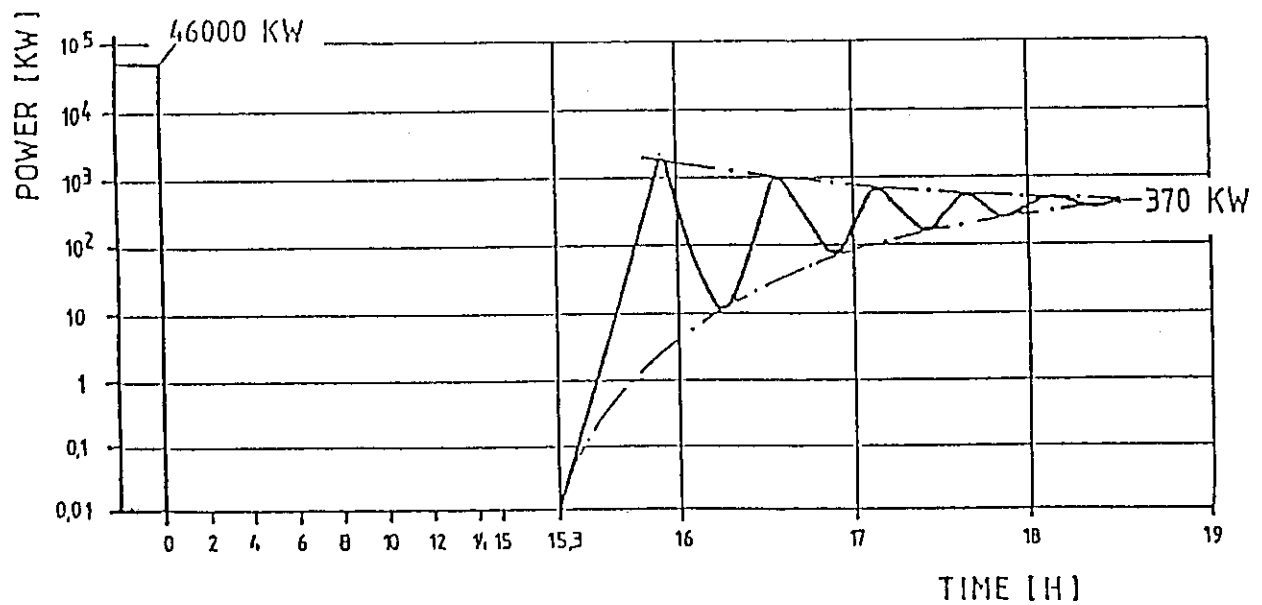


図12 1次系循環機停止後の出力変化 (制御棒不挿入)
— A V R における実験結果 —

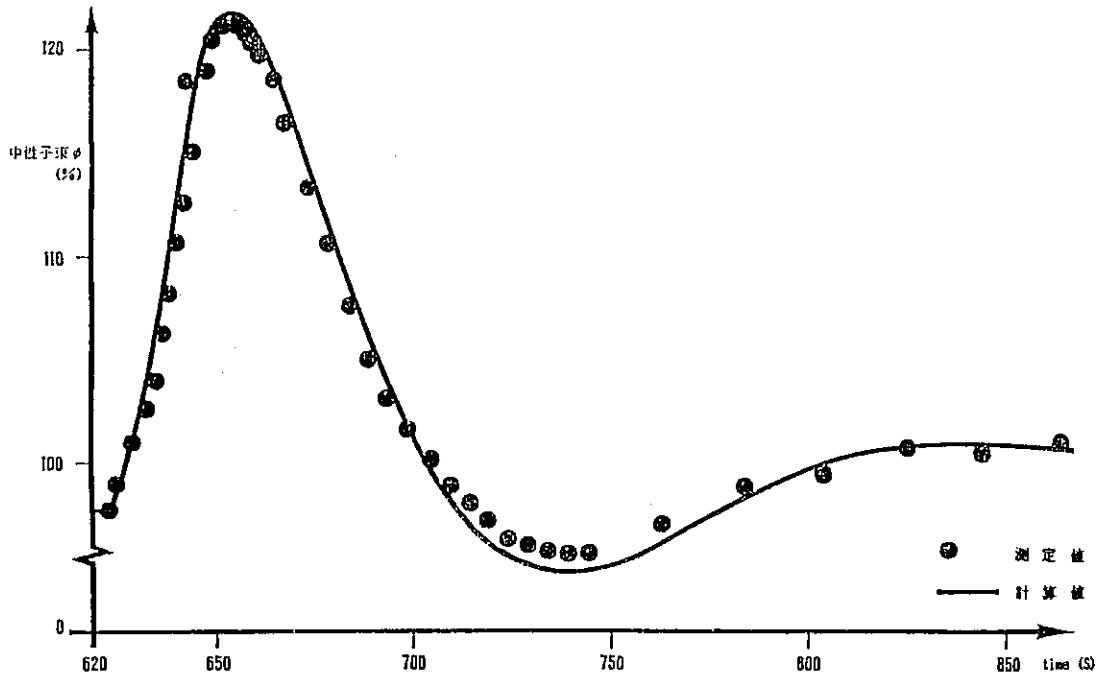


図13 制御棒引抜異常時の出力応答（制御棒不挿入）
— A V R における実験結果 —

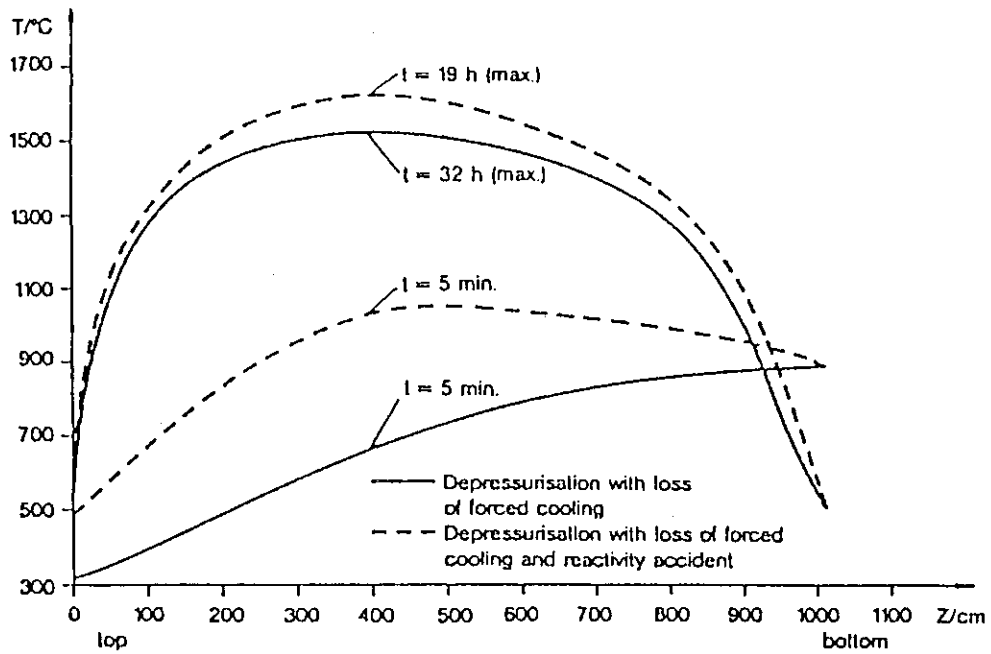


図14 仮想的な事故時の炉心温度挙動 (1)
(強制冷却喪失+反応度挿入+減圧)
— M R S —

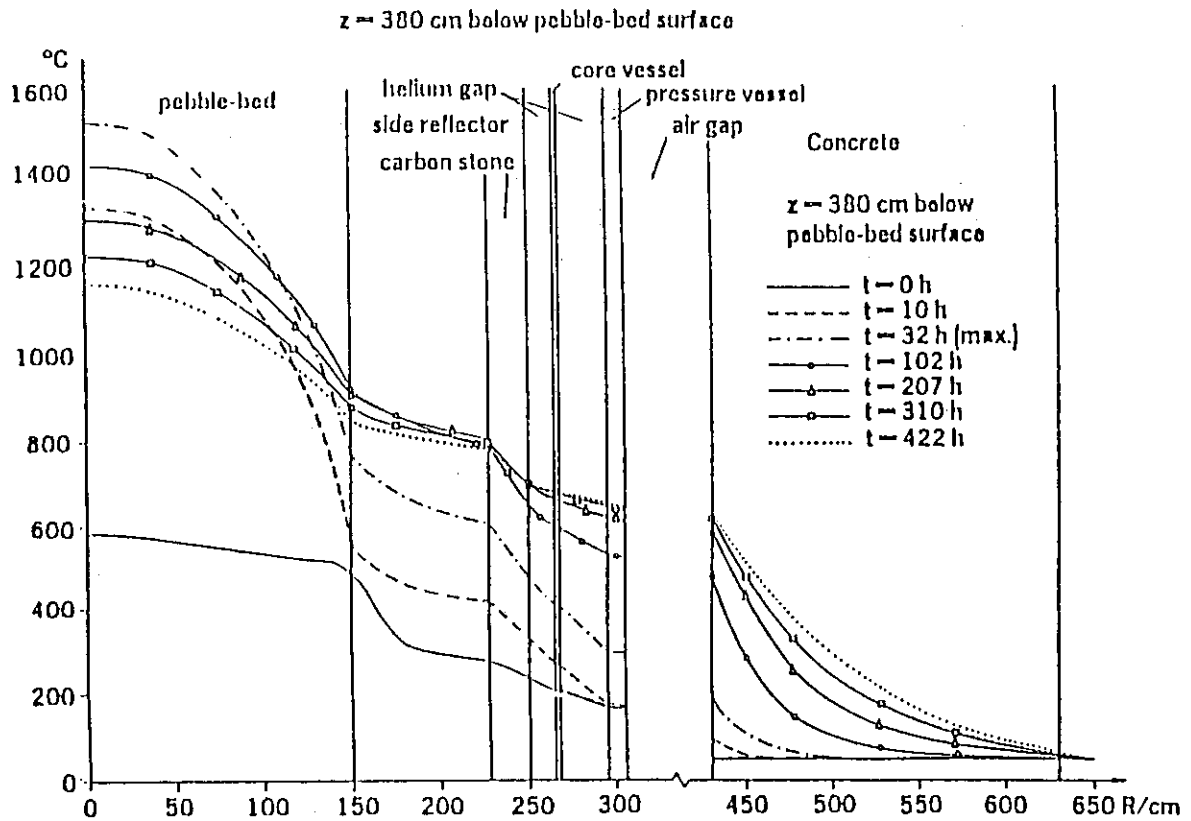


図15 仮想的な事故時の温度挙動 (2)
 (強制冷却喪失 + 減圧 + 表面冷却系機能喪失)
 — M R S —

3.3 固有安全高速炉の技術

服部 禎男（勸電力中央研究所）

近年固有の安全性が注目されている。ここでは、固有の安全性とは本来その系が有している物理的な性質に基づいて発揮される安全特性であり、固有安全高速炉とは、FBRが持つべき主要な安全機能に対して固有の安全性を有するFBRと定義する。

FBRが持つべき主要な安全機能とは、すなわち

- | | |
|----------------|-----------|
| (1) 炉停止 | } と考えられる。 |
| (2) 崩壊熱除去 | |
| (3) 放射性物質の放散防止 | |

これらの機能に対する技術としては、次のものが挙げられる。

- (1) 各種の想定される条件下で炉停止を確実にを行うためには炉心の核熱特性にすぐれる小型金属燃料炉心が挙げられる。
- (2) 崩壊熱除去に関しては、自然循環・自然大気放熱を利用した完全にパッシブな崩壊熱除去系が挙げられる。この場合には小型のシステムが有利である。
- (3) 放射性物質の放散防止に関しては、FBRがNa冷却であることに基づく特性、すなわちLBBの成立、NaのFP保持性が挙げられる。

本報告は、これらの技術に関して米国EBR-IIにおける実証試験及び当所での検討結果等に基づく紹介を行うものである。

3.3 Technology of Inherently Safe Fast Reactors

Sadao Hattori (CRIEPI)

Recently, 'Inherent Safety' is getting more and more attention. Inherent safety is the safety feature that relies only on the passive responses that come from physical characteristics provided inherently to the system. Inherently safe fast reactors have this inherent safety to satisfy the functions that required in terms of safety.

Safety functions that fast reactors should have can be summarized as;

- (1) reactor shutdown
- (2) decay heat removal
- (3) retention of radioactivities.

Technologies to satisfy these functions with inherent safety may be as follows:

- (1) For the passive shutdown of the reactor from various possible conditions, adoption of small metallic fueled reactors may be effective. Those reactors may have nuclear and thermal characteristics which realize negative feedbacks required to shutdown the reactor.
- (2) For the passive decay heat removal, those systems that utilize natural convection and natural radiation heat removal may be effective. Application of such a system design to small reactors may be more feasible.
- (3) Coolant of most fast reactors, sodium, have retainability of fission products. And the technology of leak before break will be effective for radioactivity containment.

In this presentation I would like to introduce these technologies based on the results of the demonstration test of inherent safety at EBR-II, activities at CRIEPI, and others.

1. はじめに

近年安全性の議論の中で固有の安全性の意義とその有効性が論じられている。ここでは固有の安全性とは該当するシステムが有している物理的な性質に基づく安全性と定義することにする。従って固有安全高速炉とは高速炉が持つべき安全機能に対して上記固有の安全性を積極的かつ有効に活用した原子炉と見ることが出来る。ここで高速炉に必要とされる安全機能とは

- (i) 原子炉の停止
- (ii) 崩壊熱の除去
- (iii) 放射性物質の放散防止

と考えられる。本報告ではこれらの各機能に適用可能な、高速炉の持つ固有の特徴によりもたらされる固有の安全性技術について報告する。

初めに、世界で開発されている高速炉は冷却材として金属ナトリウムを使用しているため、ナトリウムの高沸点、低圧の特徴から導かれる固有の安全性が挙げられる(表1)。次に炉心に関しては炉心の出入口温度差が大きいために、燃料や構造物の熱膨張による負の反応度フィードバック効果が期待出来る。

これらの固有の安全性は、先に示した3つの安全機能を確保する手段として活用可能であるが、その効果すなわち固有の安全性による安全機能の充足度は使用する燃料の種類、原子炉の大きさ等に依存すると考える。

近年我国でも関心が高まってきている金属燃料炉心は原子炉停止に対して固有の安全性を有効に活用可能な概念の一つと考えられる。

金属燃料は当初米国において高速炉開発初期に用いられていた(FERMI炉)が、そのスウェリング特性の悪さ等により開発が遅れていた。しかし近年ANLによりスウェリング特性の良好なU-Pu-Zr3元合金燃料が開発されたため、改めてそのすぐれた物理的特性が注目されている。金属燃料の固有の安全性に結びつく物理的性質は熱伝導度がMOX燃料の約10倍であること等であり、このため熱料要素の保有熱量が小さく過渡時の安全裕度が広がる。米国EBR-II(出力2万KWe)において固有の安全性を確認するULOF, ULCHS試験が行われている。

また、崩壊熱除去に関する固有の安全性として自然循環及び自然放熱による除熱が挙げられるが、自然放熱による場合には除熱量は原子炉の大きさに強く依存する。つまり系の持つ熱容量に対して熱表面積の大きい小型の原子炉ではこの特徴を有効に活用出来る。米国ではPRISM(13.8万KWe), SAFR(35万KWe)等のモジュール炉の開発が進められているが、ここでは自然放熱による崩壊熱除去が用いられている。

また、これ以外の高速炉固有の安全性として構造材にSUSを用いた低圧系のためLBBの成立が容易と考えられること及びナトリウムの放射性物質捕獲能力が高いこと等が挙げられる。これらの特徴は前記のパッシブな炉停止及び崩壊熱除去を可能とすると同時に格納施設への要求条件緩和の上で重要である。

2. 固有の安全性にもとづく炉停止について

高速炉の炉停止は通常、制御棒の挿入によって行われるが、固有の安全性にもとづく炉停止の具体的な方法としては次の2つが考えられる。

- (1) SASS（自己作動型原子炉停止系）の適用：SASSでは制御棒を吊る電磁石として、異常時の冷却材温度上昇に対応して電磁力が低下するものを用いる。これによって制御棒は異常時に自然に切り離され、重力によって炉心内へ挿入されることになる。
- (2) 制御棒を挿入しなくとも異常時の炉心部の温度上昇に伴って挿入される、燃料・構造材の熱膨張などにもとづく負の反応度によって炉停止が可能な炉心とする。

本節では(2)の方法について、すなわち安全機能としての炉停止機能の作動が必要とされる事象時に能動的な原子炉停止系が作動しない場合、具体的には一次系流量喪失時スクラム失敗事象（ULOF），除熱源喪失時スクラム失敗事象（ULOHS），反応度挿入時スクラム失敗事象（UTOP）の3つのATWS事象を考え、これらの事象に対して固有の安全性にもとづく炉停止を実現するための技術について述べる。

ATWS時の固有の安全性にもとづく炉停止としては、少なくとも次の2つの機能、すなわち、

- (1) 短時間のうちに生じる出力と流量の大きな不整合による温度の上昇を抑え、冷却材の沸騰・燃料の熔融を防ぐこと
- (2) 系の温度を構造にダメージを与えない範囲に落ち着かせ、その状態を十分な長時間にわたって維持すること

を満足することが必要である。この機能の実現には、

- ① 制御棒価値の低減など事象自身の厳しさを低減する設計
- ② 事象に対するプラントの熱的応答が穏やかとなるような反応度フィードバック特性を持たせる設計

が有効であると考えられる。

この固有安全性を満たすものとして、ANLから金属燃料を使用したタンク型炉（IFR）の概念が提唱されており¹⁾，IFR概念による実用炉として小型モジュール炉のPRISM²⁾，SAFR³⁾が設計されている。ANLではタンク型金属燃料実験炉EBR-II（出力60MWt）において数多くの過渡試験を行ってきており⁴⁾，1986年にはULOF，ULOHSの試験も行われている^{5, 6)}。IFR概念の固有安全性を構成する技術はこれらの試験結果にもとづいて実証されつつある。以下では、主としてEBR-IIにおける試験の結果などをもとに、ULOF，ULOHS，UTOP時の固有安全性にもとづく炉停止について述べる。

2.1 ULOF時の炉停止

図1(a)，(b)にEBR-IIにおけるULOF試験の結果を示す⁵⁾。

2.1.1 短時間の温度ピークについて

ULOFの際には当初流量低下によって冷却材の温度が上昇し、そのために燃料温度も上昇

するが、これらに対応するフィードバックの和が負であれば出力が低下し始める。上昇した燃料温度は出力の低下に伴って低下するためにフィードバックのバランスは変化するが、総和として負の値が保たれれば出力は引き続き低下していく。しかし、出力低下の時間遅れのために出力 P と流量 F （いずれも定格値に対する相対値とする。）の比： P/F は一時的に増加し、 P/F のピークに対応して冷却材温度もピーク値となる。この P/F のピークを抑えるためには、(1) 流量の低下を遅らせること、および、(2) より早く出力を低下させることが必要である。

流量の低下を遅らせるためにはポンプの慣性を増加してコーストダウン時間をより長くすることが有効である。図 1 (a) はポンプの流量半減時間を約 10 秒に、(b) はこれを約 45 秒にした場合の結果であるが、後者においては P/F のピークはより遅い時点でより小さく出ており、対応する冷却材温度ピークも低い。このようなポンプのコーストダウン時間延長は冷却材温度ピークの抑制には有効であるが、通常のスクラム時にはこの時間が短い方が望ましいこと、また、これをあまり長くするとスクラムを伴う LOF の際に過冷却の状態を生じて自然循環への円滑な移行が妨げられ、局所的には冷却材温度についてより厳しい状況となり得ることから一定の限度があると考えられる。

出力をより早く低下させるためには、温度変化に対応する負のフィードバック反応度がより速やかに挿入され、また、その値がより大きくなる特性を持たせることが考えられるが、このためには金属燃料の使用が有効である。表 2 に金属燃料の特性例を酸化物燃料の例と比較して示す^{7, 8)}。金属燃料は熱伝導が良いこと、被覆管との熱的なボンダ材としてナトリウムを使用でき、また燃焼が進んだ時点では燃料が被覆管と治全的に密着していることから冷却材の熱伝達が良いと考えられる。このために、表 2 に示すように冷却材の温度変化に対する応答の時定数は酸化物燃料の $1/10$ 程度となり、当初の燃料温度上昇による負の反応度はより早く挿入される。

出力低下中に挿入される反応度の大きさについては、これを、出力 P の定格時からの相対的な変化量 δP ($\propto$ 燃料温度)、出力と流量の定格に対する相対値の比 P/F の定格時からの相対的な変化量 $\delta (P/F)$ ($\propto$ 冷却材温度)、および冷却材入口温度の定格時からの変化量 δT_{in} のそれぞれに対応する 3 つの成分に分けて、

$$\delta \rho = A \times \delta P + B \times \delta (P/F) + C \times \delta T_{in} \dots\dots\dots (1)$$

と表して考える。A, B, C は対応する反応度係数であり、A はドップラー、燃料の軸方向膨張の効果を含み、B はドップラー、燃料の軸方向膨張、冷却材の密度変化、構造材・制御棒延長棒の熱膨張、および炉心の湾曲などの効果を含む。温態停止から定格時まで冷却材入口温度が一定であるとする A + B はこの間の出力補償反応度 (PRD) である。C は冷却材の密度変化、構造材の熱膨張、および炉心支持板の膨張などの効果を含む。出力低下時には (1) 式の第 1 項は正であり、第 2 項および第 3 項によってトータルとして反応度が負に保たれていることになる。従って、係数 A が B, C に比較して小さい程挿入される負の反応度は大きくなり、速やかに出力が低下することになる。表 3 には EBR-II における出力補償反応度の各成分とそれに対応する反応度係数を示す^{9, 10)} が、EBR-II は小型であることからすべての係数が負となっている。さらに、前述の金属燃料の良好な熱的特性のために定格時の燃料温度が低いこ

と、および、金属燃料は酸素などの軽い核種を含まないために炉心のスペクトルが硬く、ドップラー係数が小さいことから出力変化に対応する補償反応度は冷却材温度変化 ($\propto \delta(P/F)$) に対応する補償反応度よりかなり小さく、 $A/B = 0.18$ となっている。このために、ULOF時には大きな負の反応度が挿入されることになる。これに対して酸化燃料炉心では同程度の小型炉心でも A/B は大きくなると考えられる。

より大型の炉心ではスペクトルが軟化し、また冷却材密度係数が正となるために金属燃料炉心でもこの A/B の値は大きくなるが、 B が正となることはなくこの基本的な傾向は維持されると考えられる。各部の熱膨張に対応する係数も炉心によって異なり得るが、表4には種々の出力規模に対する A/B の算出例を示す。図2には1000MWe級の金属燃料炉心でのULOF事象の解析例における反応度バランスを示す¹¹⁾。ここでは冷却材の膨張による反応度は正であるが、やはり $\delta P/F$ に依存する部分が大きいために、冷却材温度の上昇に対応してドップラーによる反応度は負となっている。

2.1.2 応答の整定時における温度について

図1に示すように持続的に十分な負のフィードバックがあれば出力は低下し続け、崩壊熱レベルに達する。一方、ポンプの停止によって強制循環流量は喪失するが、十分な除熱源があり、出力と整合する自然循環が確立されれば反応度もバランスした準定常状態となる。自然循環の確立、除熱源の確保については3.で述べる。図1の試験では給水ポンプは動作しており、IHXの2次系入口温度はほぼ一定に保たれ、冷却材原子炉入口温度 T_{in} もほぼ一定に保たれている。この時点では、(1)式から、初期状態の下つき指標を ρ_0 として、

$$\delta \rho = A \times \delta P + B \times \delta (P/F) = A \times (P-1) + B \times (P/F-1) = 0 \dots\dots\dots (2)$$

であるが、炉心部の温度上昇 ΔT は P/F に比例することから、

$$\frac{\Delta T}{\Delta T_0} = P/F = \frac{1 + A/B}{1 + (A/B) \times F} \dots\dots\dots (3)$$

となり ($F \ll F_0 = 1$)、やはり A/B が小さい場合には温度が低く抑えられるので金属燃料が有利であると考えられる。

この検討では、タンク内ナトリウムのミキシングによる温度上昇によって原子炉入口温度が上昇する時点まで考えられていない。また、蒸気系まで喪失する全電源喪失の場合には除熱が十分でなくなり、原子炉入口温度が上昇する。これらの場合にはより長時間にわたって系の温度は定常状態とならず、かなりの高温まで達するであろう。さらに、炉心支持の方式によっては炉容器が膨張した時点で、制御棒が相対的に引き抜かれる状態となり得ることに留意する必要がある。しかし、原子炉入口温度が上昇する場合には炉心支持板の膨張による負の反応度が挿入されるため、反応度バランスは保たれ、復旧活動に十分な時間は確保されるものと考えられる。

2.2 ULOHS時の炉停止

図3にEBR-IIにおけるULOHS試験の結果を示す⁶⁾。この試験は2次系の流量を20秒間に約0.5%まで低下させることでULOHSを模擬したものである。

2.2.1 短時間の温度ピークについて

ULOHSの際には1次系からの除熱が喪失することから原子炉入口温度が上昇し、これに対応する各部の膨張から負のフィードバックが生じて出力が低下する。しかし、この場合にも出力低下の時間遅れのために、原子炉入口温度の上昇に比較して炉心部の温度上昇の低下が遅れ、原子炉出口温度が上昇してピークとなり得る。この温度ピークは負のフィードバックを与える炉心支持板、炉心下部の温度応答が十分に早いことによって抑制される。EBR-IIでは炉心支持板の反応度係数は $1.0 \times 10^{-5} \Delta k/k \cdot ^\circ C$ であり（大型炉でも同程度と考えられる。）、また、ULOF時について述べたように、金属燃料を使用しているために冷却材の温度上昇に対応して挿入される負の反応度も大きく、原子炉出口温度はほとんど上昇しない。

2.2.2 応答の整定時における温度について

図3では1500～2000秒以降で出力が崩壊熱レベルまで低下し、原子炉出口温度も低下して、上昇した原子炉入口温度とはほぼ一致して十分低い温度で系からの除熱量とバランスした状態とされているように見える。しかし、この時点まではタンク内のナトリウムが熱シンクとなっておりと考えられ、反応度はまだバランスしていない。図3の試験ではこの後6000～10000秒の間に実際の除熱源とのバランスが達成されたが、EBR-IIは小型であるためにタンクからの放熱が十分な除熱源となって、2500秒の時点よりわずかに $10^\circ C$ 程度高い温度で整定し、以降長時間（約4時間）にわたってこれが維持された。

除熱源の確保については3.で述べるが、十分な除熱がある場合には、(1)式から整定時には、初期状態を ϕ_0 として

$$A \times (P-1) + B \times (P/F-1) + C \times (T_{in} - T_{in0}) = 0 \quad (4)$$

であるが、 $P \approx 0$ であることから、

$$A + B = C \times (T_{in} - T_{in0}), \quad (5)$$

すなわち、原子炉入口温度（＝原子炉出口温度）はその変化による反応度が出力補償反応度とバランスする値に落ち着くことになる。すでに述べたように、金属燃料はドップラー係数が小さく、運転時の燃料温度も低いことから $A+B$ は比較的小さく、このULOHS時の整定温度についても有利であると考えられる。

ULOHS事象の原因としては、給水ポンプ喪失・SGのドライアウトなど蒸気系での異常に起因するものも考えられるが、これらの事象に対しても最終的な除熱源さえ確保されればプラントの応答は上記と同様になる。ただし、初期に2次系のオーバークールなどにより原子炉入口温度が一旦低下するような事象に対しては検討が必要である。

2.3 UTOP時の炉停止

UTOPの場合には制御棒の誤引抜などによって正の反応度が挿入され、まず、出力（燃料温度）の上昇に対応するフィードバックが挿入されてトータルとして反応度が負となる場合には出力が低下する。すでに述べたように金属燃料では前者のフィードバックが相対的に小さいが、UTOPの場合にはこのことから出力が酸化物燃料の場合より低下しにくくなり、同程度の正の反応度が挿入された場合には高温の状態が続き得るために不利となり得る。しかし、金属燃料の場合には炉心のスペクトルが硬いこと、また表2に示したように燃料密度が高いことから増殖性能が良く炉心部での転換比を高くできるので、燃焼補償のための制御棒必要反応度をより小さくすることが可能であり、このためにUTOP時に挿入される正の反応度を低減することができると考えられる。当所の1000MWe級炉心についての予備的な検討では挿入される反応度を20¢程度に制限できれば、燃料、冷却材、構造ともに健全な範囲で事象が推移するとの結果が得られている。

ANLではさらに、反応度の出力補償を制御棒以外によるアイデアを提案している¹²⁾。
すなわち；

- ・ 冷却材入口温度を一定に制御することにより、(1)式は $\delta\rho = A\delta P + B\delta(P/F)$ となるが、流量を、

$$\delta F = \frac{(1+A/B) \times \delta P}{1 - (A/B) \times \delta P} \dots\dots\dots (6)$$

に従って制御し、 $\delta\rho$ をほぼ0に保って出力を制御する。 A/B が小さい場合には $\delta F \propto \delta P$ となるのでこれが可能と考えられる。

- ・ 流量を一定に制御する場合には $\delta(P/F) = \delta P$ となり、(1)式から冷却材入口温度を

$$\delta T_{in} = \frac{A+B}{C} \times \delta P \dots\dots\dots (7)$$

に従って制御し、 $\delta\rho$ をほぼ0に保って出力を制御することを考える。 $A+B$ が小さい場合には余り大きくない温度範囲でこれが可能となると考えられる。

これらについては、系の安定性、構造の対応性などの考慮すべき問題点が多くあることは言うまでもないが、 $A+B$ 、 A/B が小さいという金属燃料の特徴をいかしたアイデアであるといえる。

3. 固有の安全性にもとづく除熱機能について

崩壊熱などの炉心で発生する熱を、原子炉冷却系統あるいは原子炉容器内の自然循環により、かつ静的機器のみを使用した最終除熱源により除去することが可能であれば、運転員操作や外部駆動源なしで除熱ができることになり、極めて高い安全性（固有の安全性）を確保することができる。

この観点から、高速増殖炉の開発において、各国で実プラントを用いた自然循環による崩壊

熱除去能力の確認試験が積極的に進められる^{13, 16, 17)}とともに、高速炉設計においても固有の安全性にもとづいた崩壊熱除去系の設計、検討が行われている。

ここでは、小型炉のE B R - IIおよび「常陽」で行われた自然循環試験の結果を例にF B Rの自然循環能力について述べる。また、固有の安全性にもとづいた最終除熱源の概念およびこれらを用いた崩壊熱除去系の設計例について述べる。

3.1 自然循環能力

E B R - IIでは、①初期出力、②初期流量、そして③二次系ポンプの運転状態をパラメータにして18の自然循環試験が行われた^{4, 14)}。このうち最も厳しい試験は、定格運転状態から一次系主循環ポンプ、一次系補助ポンプおよび二次系ポンプを停止し、それと同時に炉停止するというものである。図4にこの試験時の炉心上端の温度と自然循環水頭の時間変化を示すように、安全を確保しつつ強制循環から自然循環に移行でき、かつ十分な自然循環流量が流れることが示された^{12, 14)}。また、このことについて、「常陽」でも自然循環試験が行われて確認されている^{16, 17)}。

また、これらの自然循環試験より、強制循環から自然循環への移行時のピークナトリウム温度を決める因子として、①発熱量（崩壊熱）、②冷却材流量コストダウン特性（ポンプのコストダウン特性）、③炉内の熱移行と流量再配分、④低流量時の自然循環水頭と機器の圧損特性、などが摘出されている^{12, 14, 16)}。

冷却材流量コストダウン特性に関しては、ポンプコストダウン時間を伸ばすことにより安全裕度が増大することが示された¹²⁾。また、炉内の熱移行と流量再配分により、低流量時の炉心内および集合体内の集合体出口ナトリウム温度分布が平坦化し、ピークナトリウム温度が緩和されることが明らかにされている^{14, 15, 18)}。

さらに、炉停止状態での強制循環から自然循環への移行は、高出力状態での強制循環から自然循環への移行よりも一般的に厳しくないことも明らかにされている¹⁴⁾。

大型炉においても、S N R 2（西独、1500 MWe、タンク型F B R）の概念設計¹⁹⁾に見られるように、自然循環が十分に期待できるものと考えられる。

3.2 最終除熱源について

固有の安全性にもとづく崩壊熱除去系を確立するためのもう1つの検討項目として、最終除熱源の除熱容量がある。図5にタンク型F B Rの一次系から直接熱を取る各種の非常用崩壊熱除去系の概念を示す。以下にこれらの崩壊熱除去系の概念について述べる。

- (1) 中間熱交換器組込型炉心冷却系（P R A C S）：中間熱交換器伝熱管の上部に設置されたナトリウム／ナトリウム熱交換器により一次系から除熱し、ナトリウム／空気熱交換器により最終除熱源である空気に放熱するものである。これと次に述べるD R A C Sでは、2つの熱交換器のエレベーションの差を大きくとれるため、除熱量も比較的大きなものにできる。しかし、一般に、通常運転時の熱損失を低減するために空気流路にダンパーが設置されており、起動時にはこのダンパーを開ける必要がある。

P R A C Sでは、一次系の冷却材流路は通常運転の時と同一の経路であり、強制循環か

ら自然循環への移行が容易に行えるものと考えられる。しかしながら、中間熱交換器内に組み込むため、伝熱面積や配置上の制約を受ける。

- (2) 直接炉心冷却系 (D R A C S) : P R A C S と異なるのは、ナトリウム／ナトリウム熱交換器を一次系の高温プレナム部に設置する点である。これにより、伝熱面積や配置上の制約は無くなるが、一方、D R A C S 起動時の一次系のナトリウム流路を適切に考慮しておくことが必要となる。

- (3) 原子炉容器キャビティ冷却系 (R A C S)^{2, 3, 20)} : これは米国の革新型 F B R 設計において登場した新型の崩壊熱除去系の概念である。このシステムは、原子炉容器壁から安全容器に主に輻射により熱を伝え、そして、安全容器外表面から自然通風対流および輻射により、原子炉キャビティ内の自然通風で流れている空気に熱を伝えるものである。また、R A C S では常に自然通風により空気が流れるようにされている。

安全容器から空気への熱伝達は輻射と自然対流熱伝達の両者により行われており、R A C S の除熱量は容器壁温度の 3 乗に比例して増加する。このため、常に自然通風で空気が流れるようにしておいても、通常運転状態での熱損失は僅かな量に抑えることが可能である。

ところで、R A C S では伝熱面積を大きくとれないために R A C S の除熱量は比較的小さなものである。たとえば熱出力 1000MW のタンク型 F B R (主容器直径 18.3m, 主容器高さ 14.6m, 安全容器外側に銅製フィン付き) の R A C S では、高温プレナム温度約 650 °C における除熱量は約 6 MW (輻射率 ϵ が 0.5 の場合) から約 8 MW (ϵ が 0.7 の場合) と比較的小さい²¹⁾。したがって、R A C S は、出力規模に対して表面積が大きくなる小型炉に向けた概念と考えられる。また、この概念では、安全容器を格納境界とする必要がある。

3.3 固有の安全性を活用した崩壊熱除去系を用いたプラント設計例

ここでは、固有の安全性による崩壊熱除去系を用いたプラント設計例として、米国で実用炉として概念設計が行なわれている小型炉の P R I S M と S A F R について述べる。また、大型 F B R の崩壊熱除去系の設計例として、起動時に空気ダンパーを開ける操作が必要ではあるが、外部駆動源を必要としない完全自然循環 D R A C S を用いた S N R 2 の設計についても述べる。

(1) P R I S M の崩壊熱除去系²⁾

図 6 に熱輸送系を、図 7 に原子炉モジュール部の拡大図を示す。まず、タービンが利用できない時にはバイパス配管を通して復水器で除熱する。補修作業などでこれが利用できない場合は、蒸気発生器外胴を空気の自然通風で冷却することにより除熱する。そして、これも利用できない場合 (米国では原子炉寿命中に 1 回以下と推定されている) には、原子炉容器キャビティ冷却系 (P R I S M では、R V A C S と呼んでいる) により除熱することを考えている。安全グレードの崩壊熱除去系はこの R V A C S のみである。

図 8 に、流量喪失と除熱源喪失が同時に生じた事象における R V A C S のみによる除熱時のナトリウム温度変化を示す。保守性を考慮した計算結果でも十分に設計制限温度 (レベル D) 以下にとどまることが示された。

なお、R V A C S の通常運転状態での熱損失は高々定格出力の約 0.2 % である。

(2) SAFRの崩壊熱除去系³⁾

図9に熱輸送系を示す。通常時は、二次主冷却系と水・蒸気系により除熱する。この他に、SAFRでは2つの高信頼性、独立、多様性のある静的システムを持っている。1つはDRACSで、もう1つはRACSである。DRACSで冷却されたナトリウムは低温プレナムに流入するように、ナトリウム流路が設定されている。

図10にRACSのみによる除熱（発生確率は 10^{-3} ／炉年以下）時のナトリウム温度変化を、図11にDRACSとRACSの両方による除熱時のナトリウム温度変化を示す。後者の場合はプラント損傷は無く、前者の場合でも制限温度（レベルC）以下となることが示された。

(3) SNR2の崩壊熱除去系¹⁹⁾

SNR2の崩壊熱除去系は4ループの完全自然循環（すなわち、自然循環による一次ナトリウム流、自然循環によるDRACS二次ナトリウム流および空気の自然通風）のDRACSから構成されている。1ループあたりの除熱量は、高温プレナム温度530℃で約30MWtに設定されている。図12に電源喪失事象時のDRACS3ループ運転時の炉心出入口温度および高温プレナム温度の時間変化を示すが、大型炉でも自然循環のみで十分に除熱できることが示された。

なお、DRACSの起動にはダンパーを開ける操作（自動あるいは手動による）が必要であるが、ダンパーを開けるまでの時間的余裕（低温ナトリウムにより強制冷却されている主容器が温度上昇に対して最も厳しい）が少なくとも0.5時間あることが解析により示されている。

以上のように、自然循環を用いた非常用崩壊熱除去系が十分可能なことが、実プラントを用いた自然循環試験などにより明らかにされた。さらに、小型炉では、静的機器だけで自然循環による、かつ運転員の操作も全く不用な崩壊熱除去系も設計可能であると考えられる。なお、大型炉でも、空気ダンパーを開ける操作は必要なものの、自然循環のみで熱除去ができると考えられる。

4. LBB及び放射性物質の放散防止について

2章、3章に示す安全機能を期待するためには炉心冷却体系の維持、原子炉冷却材バウンダリの維持が必要である。高速炉はナトリウム冷却のための構造材にオーステナイトステンレス鋼（SUS）を用いている。また低圧で運転される。そのため、PSIにより発見出来ないような微小き裂が存在しても、プラント寿命期間中にそのき裂が構造材を貫通しないこと及び貫通しても微小なき裂に留まる（LBB）ことを破壊力学により説明可能であると考えられる。これは世界的に認められる方向にあると考えられる。例えば西独のSNR-IIの設計ではナトリウム配置にLBBを適用し、破壊規模は 1cm^2 として安全設計を行っている。

次にナトリウムの放射性物質の捕獲能力について考えてみる。表4に示すようにナトリウムは希ガスについては捕獲能力はほとんどないため、燃料からFPが放出された場合には原子炉容器等のカバーガス空間にはほぼ100%移行するが、甲状腺被爆の要因となるヨウ素に関してはほとんどが捕獲される。

以上の2つの固有の安全性により高速炉は本来放射性物質をプラントの系外へ放出しにくい

原子炉と言え、原子炉格納施設に課せられる要求条件も軽減されることが考えられる。

5. おわりに

以上に述べた様に、高速炉の安全性に必須の機能に固有の安全性を活用することにより、高い安全性を期待出来ると考えられる。

金属燃料を用いた小型のナトリウム冷却高速炉は有力な手段の1つと考えられるが、MOX燃料炉心でも小型の場合には金属燃料に類した固有安全性に基づく炉停止が可能であり、仏・ラブソディー炉等で実証されている。従って、今後炉心の大きさをパラメーターとした定量的な比較検討が必要である。また、金属燃料炉心では制御棒にたよらない出力保証も可能と考えられ、さらなる検討が望まれる。最後に固有の安全性を活用することは重要であると考え、その位置づけを総合的な安全論理の中で明確化していくことが必要であると考えられる。

参 考 文 献

- 1) C.E.Till and Y.I.Chang : "The Integral Fast Reactor Concept," Proc. American Power Conference, Chicago, Illinois, 48(1986).
- 2) P.R.Pluta, et al. : "PRISM: A Passively Safe, Economic, and Testable Reactor," Int. Conf. on the Development and Use of Small and Medium Size Power Reactors in the Next Generation, Tokai University, Tokyo, Nov. 19-21 (1986).
- 3) E.B.Baumeister : "The SAFR Liquid Metal Concept," *ibid.*
- 4) G.H.Golden, et al. : "Evolution of Thermal-Hydraulics Testing in EBR-II," Nucl. Eng. Design, 101, 3-12 (1987).
- 5) D.Mohr, et al. : "Loss-of-Flow-without-Scram Tests: Pretest Predictions and Preliminary Results," *ibid.*, 45-46.
- 6) E.E.Feldman et al. : "EBR-II Unprotected Loss-of-Heat-Sink Predictions and Preliminary Test Results," *ibid.*, 57-66.
- 7) M.C.Billone, et al. : "Status of Fuel Element Modeling Code for Metallic Fuels," Proc. of the ANS Int. Conf. on Reliable Fuels for Liquid Metal Reactors, Tucson, 5-17, Sep. 7-11 (1986).
- 8) K.N.Grimm, et al. : "Time Constants and Feedback Transfer Functions of EBB-II Subassembly Types," Proc. of the Topical Mtg. on Reactor Physics and Safety, Saratoga Springs, 141-151, Sep. 17-19 (1986).
- 9) D.Meneghetti, et al. : "Delineations of Power and Power-to-Flow Feedback Components of EBR-II," Trans. Am. Nucl. Soc., 53, 459-460 (1986).
- 10) D.Meneghetti, et al. : "Calculation of Temperature Coefficients of Reactivity for EBR-II Kinetic Analyses," Trans. Am. Nucl. Soc., 54, 376-377 (1987).
- 11) 常磐井 守泰, 他 : "金属燃料FBRサイクルー開発の現状と課題ー," 原子力工業, 第33巻第6号, 40-52 (1987).
- 12) H.P.Planchon, et al. : "Implications of the EBR-II Inherent Safety Demonstration Test," Nucl. Eng. Design, 101, 75-90 (1987).
- 13) A.K.Agrawal and J.G.Guppy : "Decay Heat Removal and Natural Convection in Fast Breeder Reactors," (Papers of Specialist Meeting on Decay Heat Removal and Natural Convection in FBR's held in 1980), Hemisphere Publ. (1981).
- 14) H.P.Planchon, et al. : "The Experimental Breeder Reactor II Inherent Shutdown and Heat Removal Tests-Results and Analysis," Proc. of Intl. Topical Mtg. on Fast Reactor Safety, Knoxville, Tennessee, 281-291, April 21-25 (1985).
- 15) R.M.Singer, et al. : "Studies of Thermal-Hydraulic Phenomena in EBR-II," Nucl. Eng. Design, 62, 219-232 (1980).

- 16) 鈴木利明, 他: 高速実験炉「常陽」における自然循環試験, 日本原子力学会誌, 25〔9〕, 729~738 (1983).
- 17) 有川 浩, 他: 日本原子力学会昭和62年会要旨集, B28 (1987).
- 18) 沢田 誠, 他: 日本原子力学会昭和62年会要旨集, B29 (1987).
- 19) M. Düweke, et al.: "The Safety Related Decay Heat Removal Concept of the SNR2," Proc. of Intl. Topical Mtg. on Fast Reactor Safety, Knoxville, Tennessee, 419-425, April 21-25 (1985).
- 20) R. A. Doncals, et al.: "The Westinghouse Approach to an Inherently Safe Liquid Metal Reactor Design," Proc. of Intl. Topical Mtg. on Fast Reactor Safety, Knoxville, Tennessee, 59-68, April 21-25 (1985).
- 21) R. D. Coffield, et al.: "LMR Inherent Safety Enhancement Using Augmented Reactor Vessel Air Cooling," Proc. of the Topical Mtg. on Reactor Physics and Safety, Saratoga Springs, NY, 531-542, Sep. 17-19 (1986).

表1 固有の安全性 (例)

ナトリウム冷却材に起因する固有の特徴	固有の安全性
○ 低圧 (≈大気圧)	① 配管等が破損に至る前にナトリウム洩漏検出可能 (LBB)
○ 高温 (≈500℃)	
○ 炉心出入口温度差大 (≈150℃)	② 自然放熱による崩壊熱除去が可能
○ 冷却材沸騰までの余裕が大きい (≈400℃)	③ 自然循環による崩壊熱除去が可能
○ ナトリウムの核分裂生成物保持能力高	④ 事故後の温度制限値に至るまでの時間が長い
	⑤ 大気中への核分裂生成物の放出量が制限される

表2 金属燃料の特性例

	金属燃料	酸化物燃料
組成例 (%)	U-19Pu-10Zr	UO ₂ -20PuO ₂
密度 (g/cm ³)	15.9	11.0
熱伝導度 (W/cm・℃)	20.4	2.3
エンタルピ (J/g・℃)	0.2	0.34
熱膨張率 (℃ ⁻¹)	2.0×10^{-5}	1.1×10^{-5}
融点 (固相線 ℃)	1057	2750
応答時定数 (s) *	1~2	~20

* 冷却材温度のステップ変化に対する追従性の例である。

表3 EBR-II のフィードバック係数の例

項 目	出力補償反応度 (- α) *		フィードバック係数 ^b ($-10^{-6} \Delta k / k \cdot ^\circ C$)
	δP	$\delta (P/F)$	
燃料ドップラー	0.77	0.33	0.4 ^c
燃料軸方向膨張	3.17	3.23	2.34
炉心の熱膨張			
[Na (含ボンド)]	0.17	6.63	7.39
[ステンレスなど]	0.23	1.77	1.56
上部反射体熱膨張			
[Na]	0.0	6.20	3.71
[ステンレスなど]	0.0	1.63	1.12
径方向反射体			
[Na]	0.0	1.67	2.63
[ステンレス]	1.20	2.53	3.14
径方向ブランケット	0.03	1.07	1.11
炉心下部温度上昇	0.1	0.07	4.04
制御棒延長棒の膨張	0.0	7.03	5.22
炉心支持板の膨張	0.0	0.0	(10.08)
計	5.67	32.16	32.66 ^d

a : 温態停止状態から定格出力までの状態変化に対応する反応度。

δP — 出力の上昇に対応するもの。

$\delta (P/F)$ — 出力と流量の定格に対する相対値の比の増加 (冷却材温度) に対応するもの。

b : 上記 a に対応する各部の温度変化から求めたもの。

c : ドップラー定数 ($T dk / dT$) は、 3.7×10^{-4} である。

d : P/F の変化によって冷却材温度が変化する場合は、炉心支持板の膨張の効果が入らない。これに対して原子炉入口温度の変化によって冷却材温度が変化する場合は制御棒延長棒の膨張の効果はほとんどなく、温度係数は $-37.52 \times 10^{-6} \Delta k / k \cdot ^\circ C$ となる。

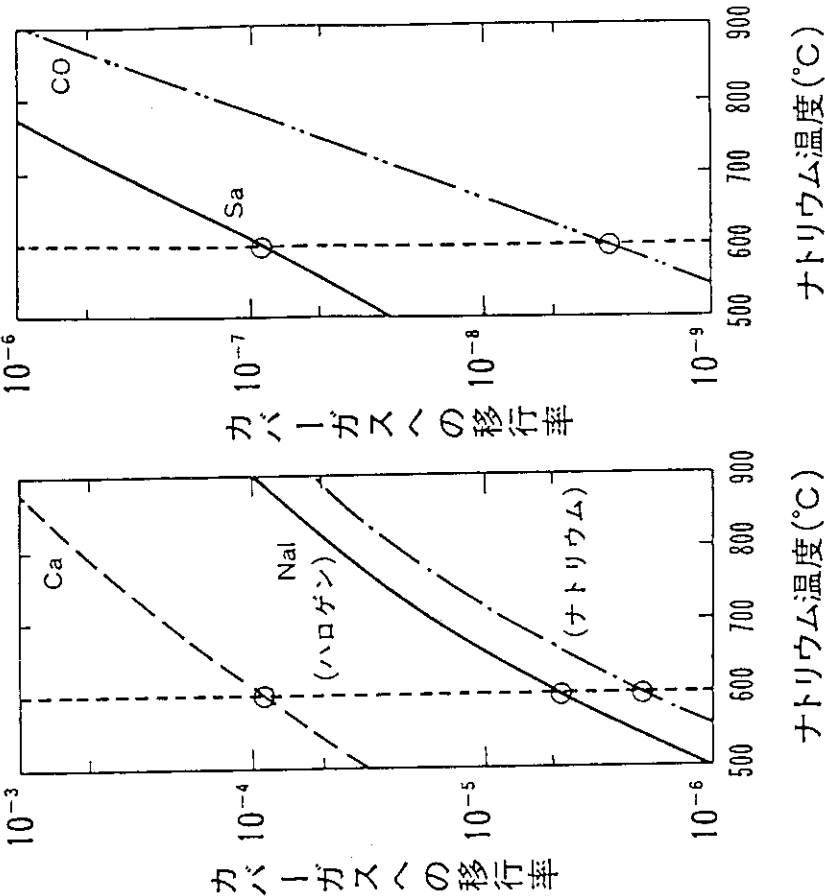
表4 種々の出力規模の炉心における A/B の例¹²⁾

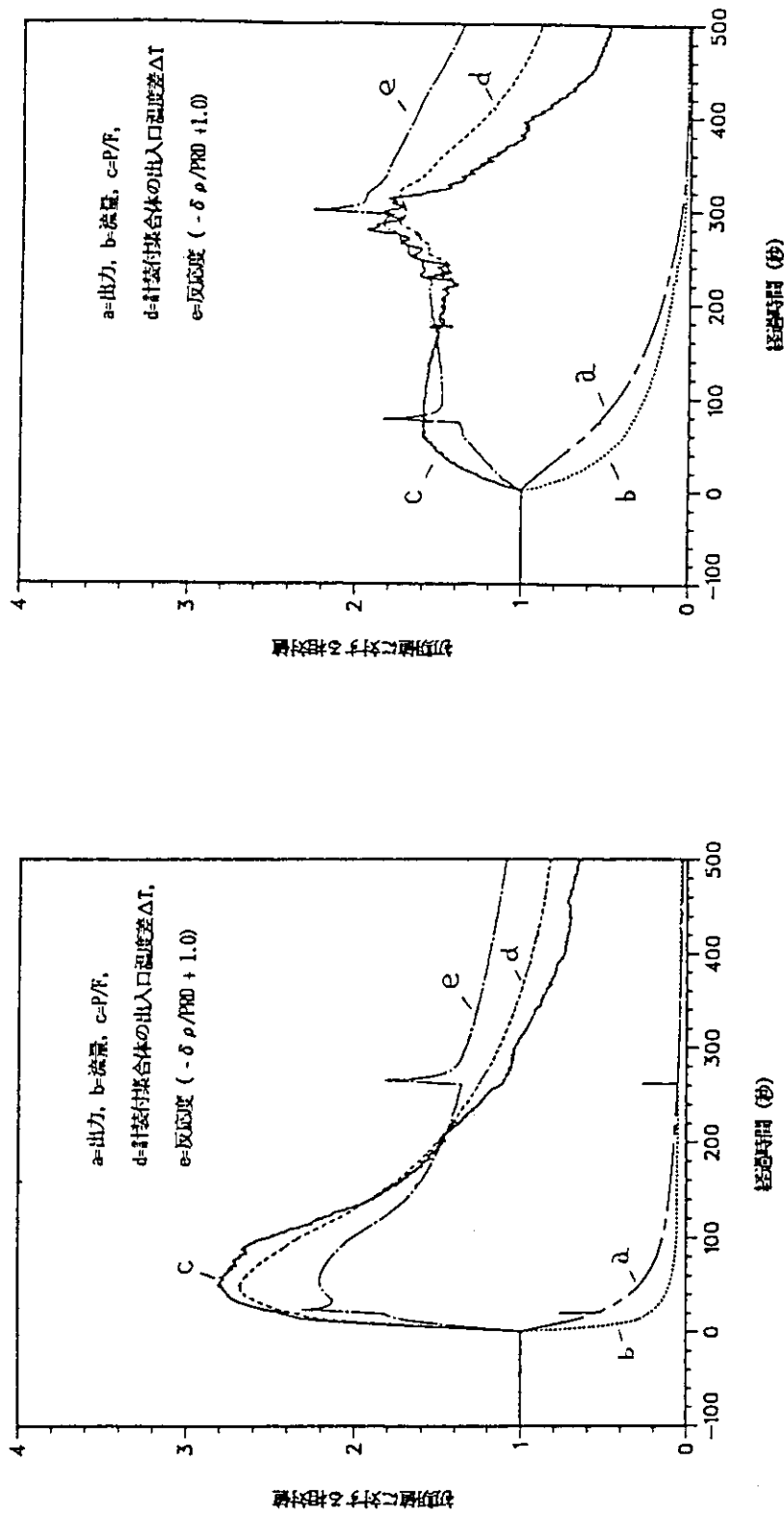
	金属燃料炉心				酸化物燃料炉心		
出力規模 (MW)	20	100	330	1000	100	330	1000
A/B	0.18	0.38	0.44	0.69	1.86	2.38	3.38

表5 ナトリウムの放射性物質捕獲能力

No.	核 種	低減割合*
1	希 ガ ス	1.0
2	ハ ロ ゲ ン	5×10^{-6}
3	揮 発 性 元 素	9×10^{-5}
4	非 揮 発 性 元 素	9×10^{-8}
5	ナ ト リ ウ ム	2×10^{-6}
6	燃 料	2×10^{-9}

*ナトリウム温度600℃





(a) ポンプ流量半減時間約10秒の場合
(1次系補助バッチリポンプ(=42流量)on)

(b) ポンプ流量半減時間約15秒の場合
(1次系補助バッチリポンプoff)

図1 EBR-IIにおけるULOF試験の結果（初期出力，流量はいずれも100%。
 2次系は1次系と同時にトリップ。計装付集合体の初期出入口温度は343/
 470 °C (ΔT は ~ 130 °C)。）

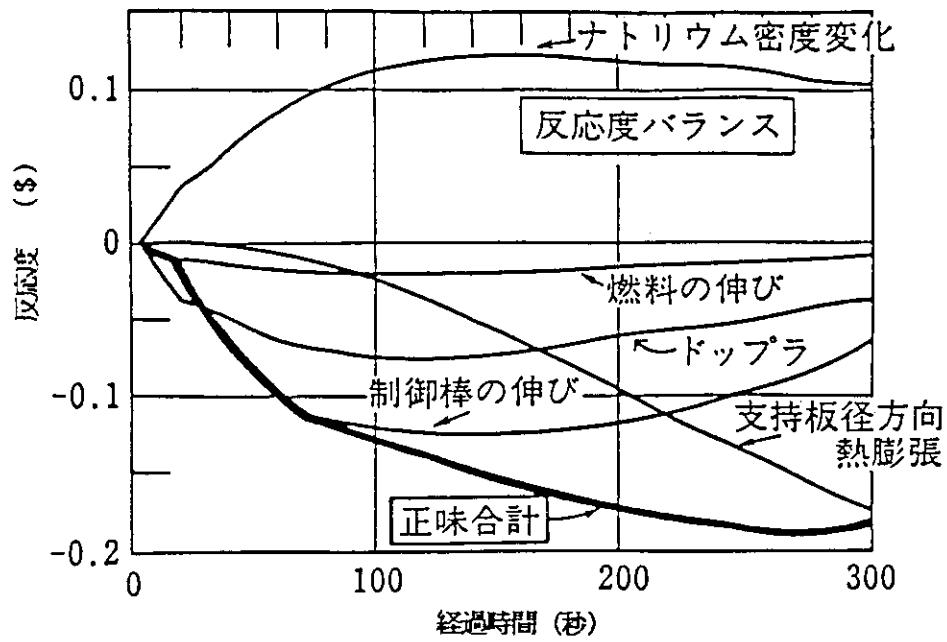


図2 1000MWe級炉心のULOF解析例における反応度バランス
(ポンプ流量半減時間50秒, ポニーモータ流量14%を仮定。)

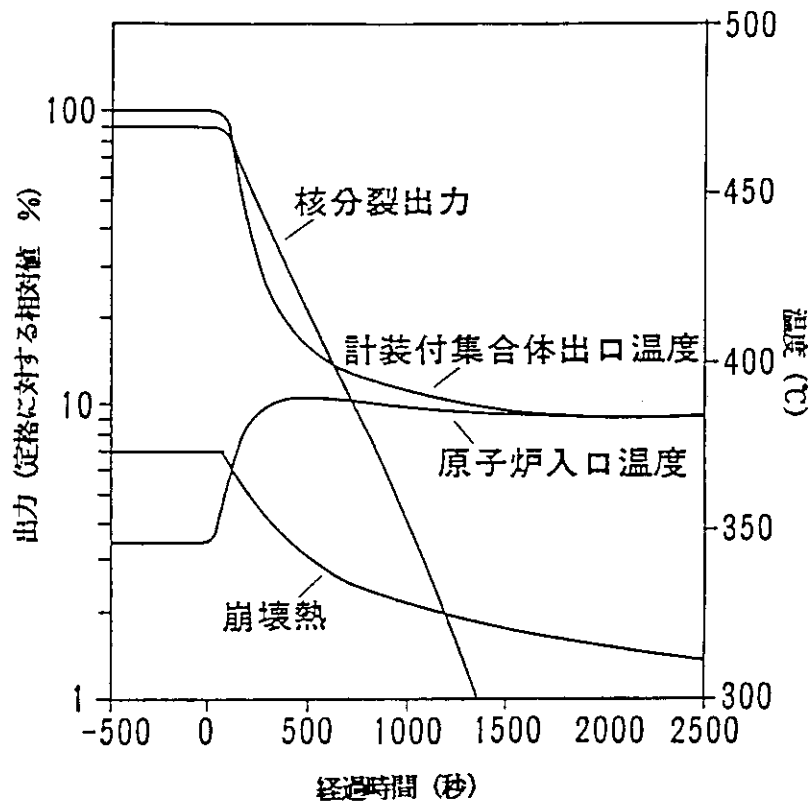
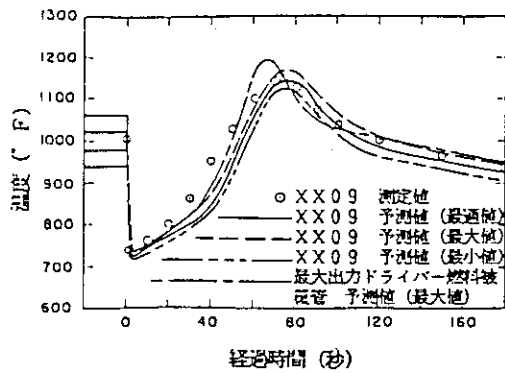
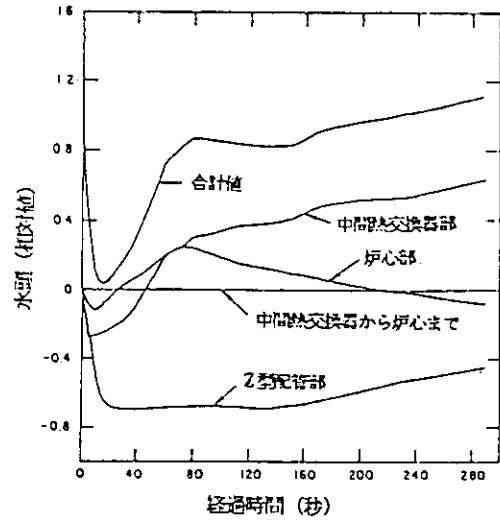


図3 EBR-IIにおけるUL OHS試験の結果



(a)炉心頂部の温度変化の予測値および実測値



(b)自然循環水頭の変化

図4 EBR-IIにおける自然循環試験の結果¹⁴⁾

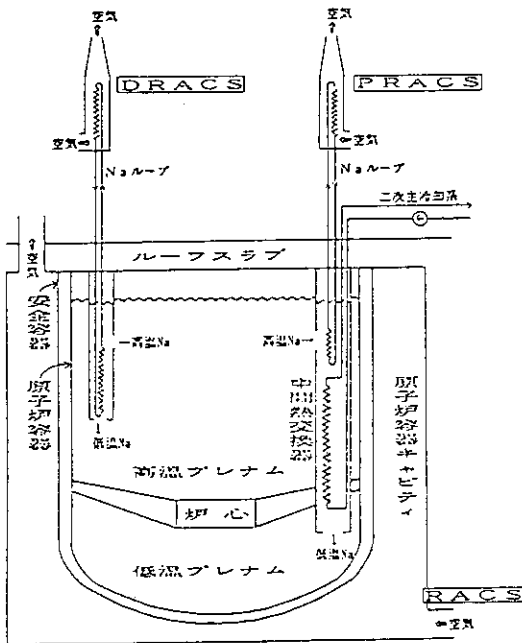


図5 FBRの各種崩壊熱除去系の概念

(注) タンク型FBRを例に、一次ナトリウム系のみを安全グレードとした場合の非常用崩壊熱除去系の概念を模式的に示した。
 -PRACS: 中間熱交換器連系炉心冷却系
 -DRACS: 直接炉心冷却系
 -RACS: 原子炉容器キャビティ冷却系

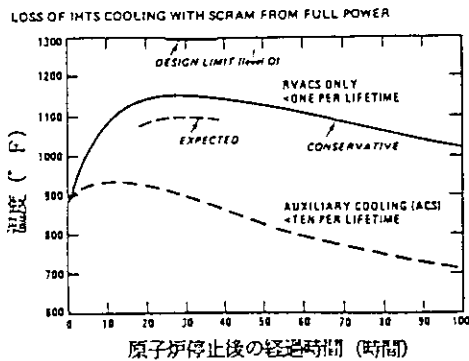


図8 PRISMにおけるRVACS除熱時のナトリウム温度変化²⁾

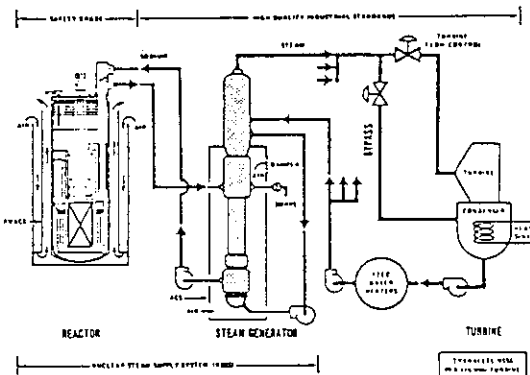


図6 PRISMの冷却系統²⁾

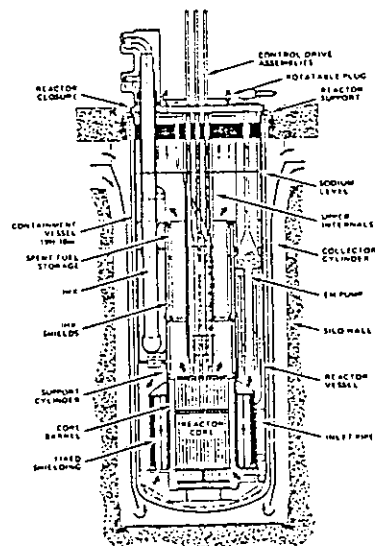
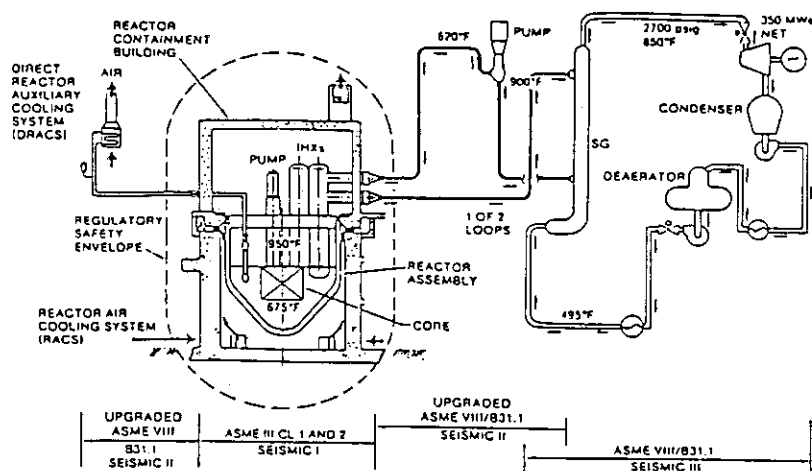
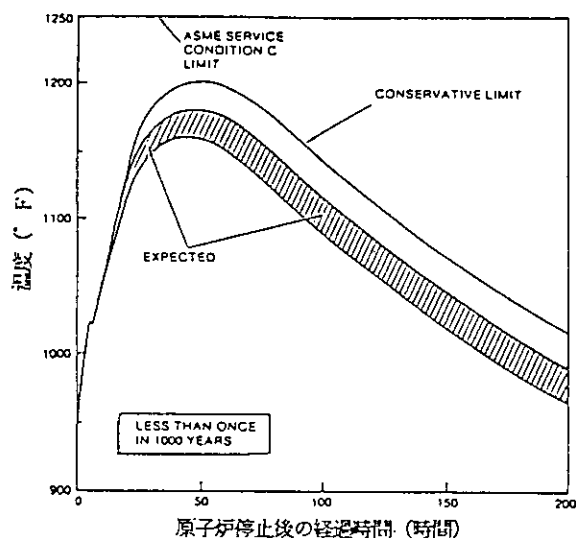
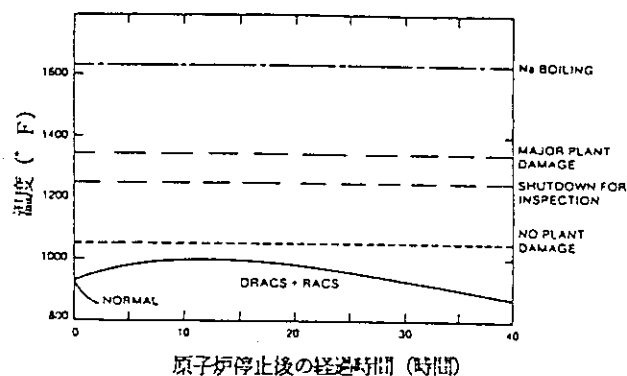
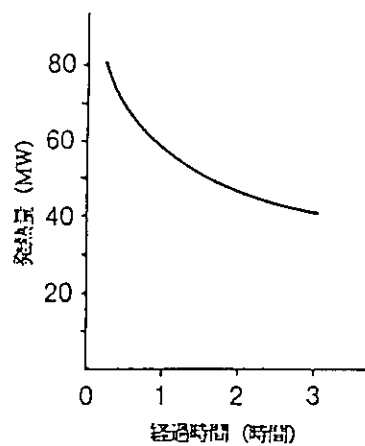
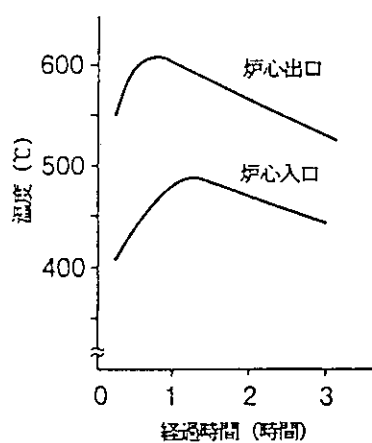


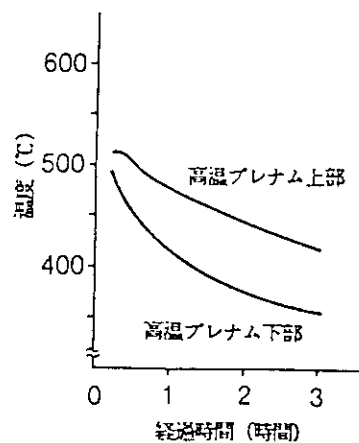
図7 PRISMの原子炉モジュール部²⁾

図9 SAFRの冷却系統³⁾図10 SAFRにおけるRACS除熱時の高温プレナム部ナトリウム温度変化³⁾図11 SAFRにおけるDRACSおよびRACS除熱時の高温プレナム部ナトリウム温度変化³⁾

(a)崩壊熱



(b)炉心出入口温度



(c)高温プレナム部温度

図12 SNRにおける電源喪失後のDRACS 3ループ運転時の温度変化¹⁹⁾

4. 知識工学とCAD/CAM (Computer Aided Design/Manufacturing)

4.1 事故・故障再発防止支援用エキスパートシステムの開発

西山 琢也 (電力中央研究所)

電力中央研究所で開発を進めている原子力プラントの事故・故障再発防止支援用エキスパートシステムについて、その特徴、開発の背景、役割、及び機能概要を紹介する。開発の背景については、本システムが知識工学の特質を有効に生かすものであることを述べる。役割については、本システムといわゆる異常診断システムとの対比に重点を置いて、その特徴を示す。機能概要については、本システムが遂行する基本機能（要因説明、波及予測、類似事象予測、重要度評価、未然防止対策立案）及びインタフェース機能について説明する。

4.1 Development of an Expert System for Prevention of Abnormal Event Recurrence

Takuya NISHIYAMA (CRIEPI)

The background, role and functional outlines of an expert system, which is being developed in CRIEPI for support of abnormal event recurrence prevention, is discussed focusing on its features .

The background will assure that the system could take the merit of the knowledge engineering.

The role of the system will be cleared by distinguishing the system from what is called the plant diagnosis systems.

As to the functional outlines, the fundamental functions (cause analysis, similar event analysis, propagation analysis, significance evaluation, and preventive measure synthesis) and the interface functions are presented.

1. はじめに

原子力プラントの安全性・信頼性を、より一層向上させるためには、設計・建設段階においてあらかじめ想定される事故・故障（異常事象）に対して万全を期すとともに、運用段階においては異常事象の経験から得られた教訓を自・他プラントに生かすことが重要である。上記対策のうち特に運用段階におけるものは、TMI事故以降その重要性が改めて認識され、世界的ないしは全国的な規模の情報収集・伝達システム*が運用されるに至っている。しかし、大抵の場合これらのシステムからは、個々の異常事象ごとの情報が断片的に得られるのみで、情報を実際に役立てようとするするとさらに分析・検討を進める必要がある。

本稿で紹介する異常事象再発防止コンサルテーションシステム（Consultation System for Prevention of Abnormal-Event Recurrence: CSPAR）は、上記情報収集・伝達システム等を通して得られる情報から、同類の異常事象の再発防止に役立つ知見・ノウハウを抽出・整理して蓄えておき、随時必要な形に加工して利用者に提供しようとするものである。

2. 開発の背景

原子力プラントは、設計・建設・運用の各段階において實際上可能な限りの安全性・信頼性対策が施されている。したがって、われわれが遭遇する異常事象の大半は、万全と思われる対策の間隙を縫って芽生えたものと考えられる。このような異常事象に対しては、それから類推される異常事象をも含めて、遭遇したときの経験を教訓に取り入れた再発防止に最善の努力を払うのが効率的かつ現実的であろう。当然のことながら、それらはいろいろな条件が複雑に絡み合った結果として生じることが多い。そのプロセスは、整然とした数式や論理でモデル化することが困難な悪構造問題である。最近では周知のように、この悪構造問題に対して、知識工学（エキスパートシステム）が解決を与えうる有力な手段として期待を集めている⁽¹⁾

一方、エキスパートシステムの構築に際しては、知識表現、推論方式等の手法に対して、一般論もさることながら問題領域に特有の要請事項を反映させることが重要であり、そのためには多くの問題事例の吟味を必要とする。さらに重要なこととして、エキスパートシステムは元来実用に供されるべきものであり、したがって知識ベース中の知識データの充実度がその成否を決定的に支配する。この点に関して、電中研原子力情報センターは国内外の原子力プラントのホットな異常事象関連情報を広範に収集・蓄積しており、当のエキスパートシステム構築にとって条件に恵まれた数少ない場所の一つであるといえよう。

以上述べたように、著者らがCSPAR開発に着手した背景には、知識工学によって技術的に解決する見通しを得たこと、および知識データ源が周囲に豊富に存在することが大きな要因として挙げられる。図1は、CSPARに設定したエキスパートシステムとしてのブロック構成である。

* 米国原子力発電運転協会（INPO）で運営され、日本の電中研原子力情報センターを含む14カ国の機関が加盟している Nuclear Network、電中研原子力情報センターで運営され、国内電力9社が加盟している NICSなどがその代表例である。

なおここで、開発の背景に関連して、知識ベース構築の方法論について言及しておく。CSPARでは、その適用範囲を、“原子炉”とか“給水系”というふうに）念頭からシステム構成的な観点に立って“a priori に”設定することはせずに、内外の異常事象報告*に見出される傾向から、“（“回転機器の異常振動に起因する事象”とか“ヒューマンファクタの関与する異常事象”というふうに）“a posteriori”に設定して、これらの報告から引き出したノウハウ的な知識を幹とする知識データを集積していく。

上記のa prioriなアプローチとa posterioriなアプローチの両者に対して単純に甲乙は付け難いが、後者によれば、ホットな経験的知識が主体的に蓄積されてゆくことは確かであろう。CSPARの知識データモジュールの中核をなす情報は事象間の因果律であるが（例えば、後出の図2の〈ルール〉_a参照）、これは、機器・現象に関する記述を、相異なる異常事象報告中の類似の事象間に共通するように一般化することによって得られるものである。

3. CSPARの役割

CSPARの特徴の一面を明らかにするために、その用途と運用形態について述べる。

CSPARは、保守作業等のスケジューリングシステムでもなく、またプラントの過渡的状态に応動する異常診断システムでもない。CSPARは、未然防止対策を施すべき異常事象の特定や、設計、施工、運転、保守等にまたがる未然防止対策の策定を支援するシステムである。CSPARには、利用者が問題意識を持つなんらかの異常事象の記述データ**を入力する必要があり、CSPARはこのデータをきっかけとして第4章に述べる基本機能を実行する。

CSPARと異常診断システムは機能的に比較的近い関係にあるために混同され易いが、両者を運用形態に関して比較対照すると、その違いが明瞭になる（表1）。表1において、CSPARがオフライン・ノンリアルタイムで使用されるという特徴は、CSPARが知識工学的システムであることと相まって、次のような利点をもたらすと考えられる。すなわち、一般に知識工学的システムは、システムが常時は内部に所有していない知識（例えば、推論を進めている時点で対象に取り上げている設備に対してのみ有効な、その設備に固有の情報）を、それが必要となったときにそのつど利用者との対話によって獲得しながら逐次推論を進めていくような論理設計に本質的に向いている。

一方、推論過程において対話のために人間が介入すると、介入しない場合に比べて推論の実行時間は長引き、その上に人間につきもののミス（例えば、入力ミスなど）が加わると、それを発見して手直しするだけでまた時間を要するであろう。したがって、異常診断システムのように、迅速・的確な判断動作が要求される場合は、対話はできれば導入したくないプロセスである。このことは、異常事態下で運転員にかかる心理的ストレスがミスを誘発し易くなっている状況を想定すればなおさらである。

しかし、CSPARは対象設備に対してオフライン・ノンリアルタイムで使用されるため、対話で時間を要することが上述のような難点になる状況は特に考えられない。以上の理由から、CSPARの推論過程に適宜対話動作を取り入れることにすれば、原子力プラント

* これらは文章形式で記述されている。当面は、主に国内原子力発電所の通産への事故・故障報告を知識の抽出対象とすることを計画している。

** 日本語等による自然言語表現が可能なように設計した。

においては特に困難の予想される大規模な物理モデルの作成を巧妙に避けて通る一すなわち、オフライン・ノンリアルタイムの使用形態をとることにより知識工学的システムの特質を有効に生かす一ことができる。

4. 基本機能

CSPARが実行する基本機能は以下の5種類である。

4.1 要因解明

利用者がCSPARに入力する異常事象データを、一般に“入力事象”と呼ぶことにする。

CSPARは、入力事象を起点として、要因となりうる事象（要因事象）を順次連ねた事象シーケンス（要因シーケンス）を生成する。要因シーケンスは通常、一般にAND/OR木*で表わされる。要因シーケンスは、検討の必要があると（利用者によって）判断される要因事象のみを残し、しかも必要な長さまでさかのぼったものを得ることができる（説明を簡潔にする都合上、次節で事象シーケンス生成のアルゴリズム例を示す）。

要因解明機能は、単なる異常事象の要因解明のほかに、第4.3節の類似事象予測で用いられる。

4.2 波及予測

入力事象を起点として、波及生起する事象（波及事象）を順次連ねた事象シーケンス（波及シーケンス）を生成する。波及シーケンスも要因シーケンスと同様、一般にAND/OR木で表わされる。

波及予測（要因解明も同様）を実行するときの推論の本質的な内容は、事象の因果の組を1階述語*¹で記述したルール*²（プロダクションルール）と、ルール中の変数に代入されるべき具体的事物をフレーム形式*³で表現したデータを組み合わせて用いたパターンマッチング*⁴である。例えば、利用者が“RCP*⁵が異常振動する”という事象記述を入力事象としてCSPARに入力したとする（図2）。

この場合、＜ルール＞_aの変数“（回転機器）”に＜フレーム＞_bのフレーム名“RCP”を代入すると、＜ルール＞_aの第1条件要素と入力事象がパターンマッチする。そこでCSPARは、“RCPの振動は有意な強さである”が成り立つか否かを利用者に尋ねてくる。利用者が“yes”と答えると、CSPARは“1次冷却系配管コールドレグを振動が伝播する”を波及事

* ANDゲートとORゲートを論理要素とするフォールトツリーを想起されたい。

* 1 対象物を変数扱いにした文章表記。

* 2 推論を進めるときに利用する規則。

* 3 対象物などに対して、それを特徴づける諸性質を表形式にまとめる記述形式。

* 4 記号列同士を照合する操作。

* 5 PWRの1次冷却材ポンプ。

象に持つ波及シーケンスを生成する。概略、以上のような推論を繰り返し実行した結果の例を図3に示す（要因説明では、原則的に大略以上の逆方向の推論が実行される）。

波及予測機能は、単なる波及事象の予測のほかに、第4.4節の重要性評価で用いられる。

4.3 類似事象予測

利用者がCSPARに入力すべきデータは、1つの異常事象かまたは要因シーケンスである（入力するデータを“入力シーケンス”と呼ぶ）。CSPARは、入力シーケンスと機器・現象の面で同類とみなしうる事象シーケンスを生成する。図4に、2ステップからなる類似の事象シーケンスの例を示す。

類似事象予測のアルゴリズムの詳細については説明を省略するが、例えば、図2の〈ルール〉から生成される2ステップからなる事象シーケンス同士は類似している。

類似事象予測機能は、原子力プラントの異常事象経験から得られた教訓を、それから類推される異常事象の未然防止に広く反映させるのに有用であると考えられる。

4.4 重要度評価

未然防止の施策対象とすべき異常事象は一般には複数個ありうる。それらに対しては、被害程度が大きいと予想されるものから優先的に検討するのが妥当であろう。

この考えに基づいて、CSPARでは、被害程度の大小を識別するために、以下に述べるような異常事象の“重要度”を創案・導入した。

重要度とは、考察対象とする異常事象(群)が、原子力プラントの安全性、信頼性（稼働性）、経済性のおおのを直接的に阻害する程度を数量化したものの組合せであり、“単独重要度”と“総合重要度”が定義される。

単独重要度は、図3の各ブロックで示されるような個々の異常事象を、それが誘起する波及事象の影響を考慮に入れないで、表2のチェックリストに従って“単独に”評価したときの値である。例えば表2の記入例では、単独重要度が(e, h, i)となる。

総合重要度は、注目する異常事象(E_1)に対して、それを起点として展開した波及シーケンスに含まれる異常事象($E_j, j=2, 3, \dots, n$)の単独重要度をも考慮に入れたものとして次式で与える。

$$S(E_1) \equiv \sum_{i=1}^n s(E_i) \{ P(E_i|E_1) - P(E_i|\bar{E}_1) \},$$

ただし、 $S(E_1)$: 注目する異常事象 E_1 の総合重要度

$s(E_i)$: 異常事象 E_i の単独重要度

$\bar{E}_1$: 異常事象 E_1 が生起しないことを意味する。

上式において、 $S(E_1)$ が、異常事象 E_1 の波及シーケンス $\{E_i: i=1, 2, \dots, n\}$ に対する一種の感度となっていることが察せられるであろう。

4.5 未然防止対策立案

CSPARは、入力事象に対して、単にその発生の防止対策案を与えるのみである。しかし、

それらの対策案は綿密な検討を経て得られた貴重なノウハウである。またさらに、この基本機能を要因説明機能と組み合わせて利用すると、次のような効果的な対策案が得られる。すなわち、利用者はまず要因説明機能を利用して問題とする異常事象の要因シーケンスを求める。次に、要因シーケンスの中から利用者が重要と判断する要因事象を抽出し、その要因事象に対する対策案を、本基本機能によって求める。こうして得られた対策案が、入力事象の発生の芽を立ち切るのみでなく、要因事象から派生する他の異常事象の未然防止対策案にもなっていることは明らかである。

5. インタフェースの高度化

ワークステーションの1つの大きな課題は、一般利用者に対する親近性であろう。CSPARにおいてもインタフェース部分を重要視し、幾つかの配慮を施すこととした。CSPARのインタフェースには、通常使用のための対話用インタフェースと、知識ベースへの知識データ格納のための知識獲得用インタフェースがある。

5.1 対話用インタフェース

対話用インタフェースの設計では、特に次の2点に留意した。

- (1) データの自然言語（日本語）表記と事象シーケンスのグラフィック表示を可能としたことであり、図3がその例である。図3のグラフはディスプレイ上に自動的にレイアウトされるが、利用者はマウスを使って自由に編集し直すことができる。さらに、事象シーケンスに新しい事象を生成追加する際には、その事象に関連する因果律や物理モデル情報を画面表示し、利用者の判断を助けるように工夫した。
- (2) 簡単なキーボード操作で利用者の意図する事象記述（入力事象）が入力できるように工夫した。入力の際に問題となるのは、機器に対する利用者の呼び名と知識ベース中の呼び名が必ずしも一致しなかったり、同じ事象に対して利用者が思い浮べた記述と知識ベース中の記述がまず一致しないことである。このため、機器名に関しては複数個の呼称が許容できるようにした。また、利用者の入力した文字列を含む機器名や、ある機器に関係する機器名（例えば、“1次冷却系配管コールドレグ”はRCPに関係する〔図2の<フレーム>。参照〕）を検索する機能を持たせることで、キーボード操作に不慣れな者でもわずかな操作で意図する機器を指定できるようにした。事象記述に関しては、例えば利用者が機器名を入力すると、その機器名を含む事象記述群を示し、その中から利用者が意図するものを選択できるようにした。

5.2 知識獲得用インタフェース

CSPARの知識ベースへの知識データ入力作業の実質的な内容は、図2に示したようなルールならびに付随するフレームの入力である。その際に問題となるのは、入力作業の容易性と知識ベース内の知識データ群の秩序性であろう。そこで、主に前者に対処することを目的として知識データを追加・削除・変更する機能を、また主に後者に対処することを目的として知識データを検索・表示する機能と、知識データの欠落・二重登録・記述の一貫性・その他規約上

の誤りをチェックする機能を設けることとした。特に最後の機能は、整合性チェック機能の一種とみなされるものであり、大規模・複雑な原子力プラントの知識データ作成においては重要な役割を果たすものと思われる。

6. あとがき

本稿では、電中研で開発中の異常事象再発防止コンサルテーションシステム（CSPAR）について、その特徴を紹介することを念頭に置いて、開発に着手した背景、システムの果たすべき役割および利用者の立場から見た機能概要を説明した。機能に関しては、検討を重ねた論理設計上の特徴が多々あるが、限られた誌面上でそれを紹介することは著者らの能力では到底不可能であった。

本システムは昭和58年6月にフィージビリティスタディを開始した。機能的な枠組は昭和62年3月に完成し、それから2～3年をかけて実用に供しうるまでに知識ベースの内容を充実させる予定である。

保守的かつごく大ざっぱな試算によると、上記の知識ベース充実作業には1,400人日という膨大なマンパワーを要し（知識データ量に換算してルール数3,600，フレーム数7,000），以後引き続く知識データの更新・追加作業にも相当のマンパワーを要することが予想される。この問題は、エキスパートシステム一般に共通すると思われるので、知識獲得支援技術の開発が緊要であることを強調しておく。

参 考 文 献

- (1) 小林重信：計測と制御，22〔9〕，745～746（1983）。
- (2) 西山琢也，他：異常事象再発防止コンサルテーションシステム，昭和61年電気・情報関連学会連合大会講演論文集，1-81～84（1986）。
- (3) 西山琢也，他：原子力発電所予防保全支援システムの基本構想，電研研報A 85001，（1985）。
- (4) 寺野隆雄，他：原子力発電所の予防保全支援システムに対する知識処理技術の適用，電研研報 583015，（1984）。
- (5) 宮岡貞隆，西山琢也：原子力誌，26〔1〕，18～20（1984）。

〔本稿は、日本原子力学会誌 Vol 29, No 4, pp. 268 - 272（1987）に発表したものと同一内容である。〕

表1 C S P A Rと異常診断システム
との運用形態に関する比較

CSPAR	異常診断システム
・未然防止対策策定者の判断・意志決定行動を支援する。 ・同種の設備全般を適用対象とする。 ・対象設備に対してオフライン・ノンリアルタイムで使用する。	・運転員の認知・判断行動を支援する。 ・特定の設備を適用対象とする。 ・対象設備に対してオンライン・リアルタイムで使用する。

表2 個々の異常事象の単独重要度
チェックリスト

評価指標	選択項目	チェック欄	評価値
安全性	職員/作業員死亡		a
	被曝		b
	負傷		c
	放射能汚染(管理区域)		d
	〃 (敷地内)	✓	e
	〃 (敷地外)		f
	なし		0
信頼性	発電機出力低下		g
	タービン発電機/原子炉トリップ	✓	h
	なし		0
経済性	損害大	✓	i
	損害中		j
	損害小		k
	なし		0

(注) 評価すべき異常事象に対して、評価指標ごとに最悪の選択項目を1つ選択する。

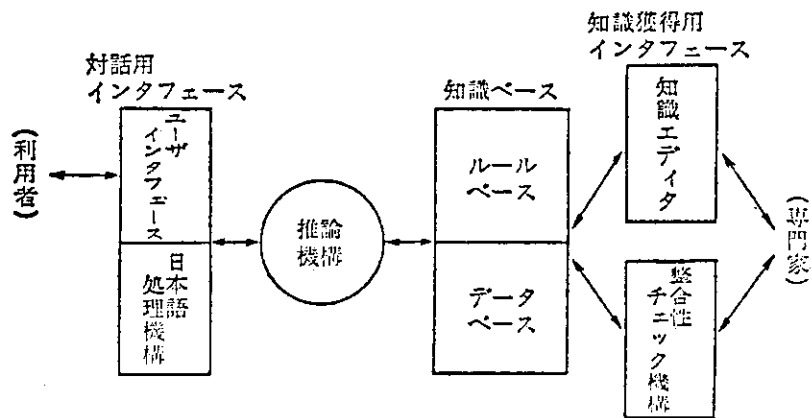
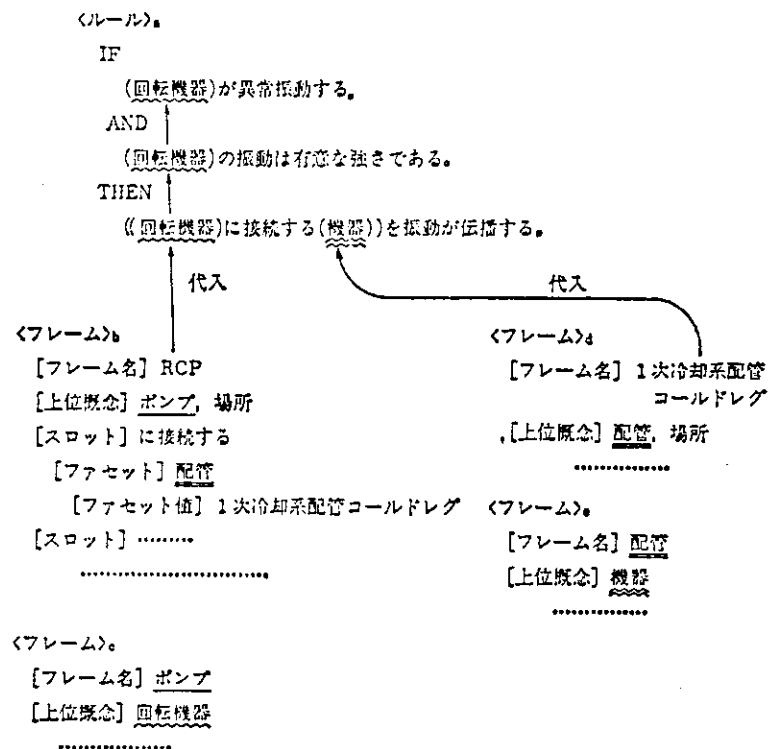


図1 CSPARのエキスパートシステム構成

図2 ルール中の変数に対するフレーム名の代入の例
(フレーム全体は階層構成をなしている)

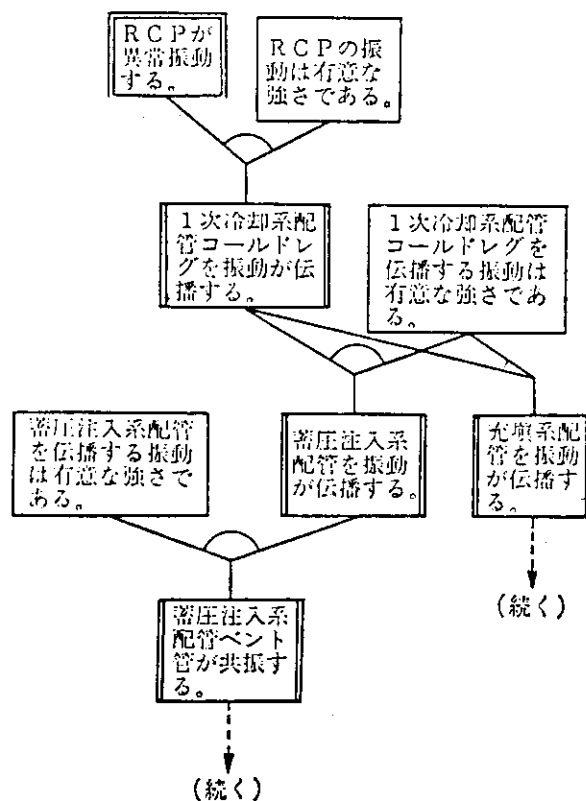
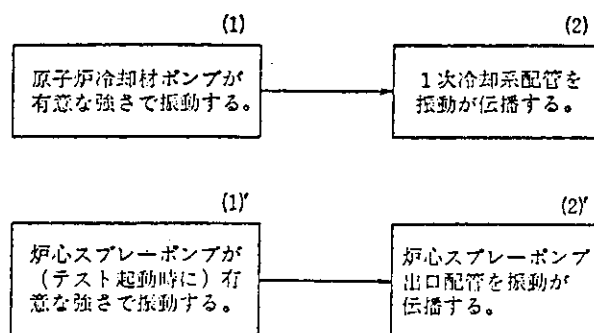


図3 波及予測の実行例



2つの事象シーケンス(1)→(2), (1')→(2')はそれぞれPWR, BWRにおけるものであり, 両者の間に有機的な関連は全くないが, (1)と(1'), (2)と(2')はそれぞれ互いに機器・現象の面で同類とみなされるから, この例における2つの事象シーケンスは類似している。

図4 類似の事象シーケンスの例

4.2 3次元プラントレイアウト計画CADシステム (原子力発電プラントへの応用)

好永 俊昭 (㈱日立製作所)

原子力発電プラントは、原子炉、タービン、ポンプ、弁、制御装置など、大小様々の様器で構成され、これら機器を配管、ケーブルなどで有機的に結合することにより、発電プラントとしての機能を発揮することができる。これらの機器は、用途・目的に応じ配置されているため配管、ケーブルなど機器を結合する要素は複雑かつ多量となり、これらが適切に配置されているか否かが、プラントの運転操作性・保守点検性に大きくかかわってくる。このためプラントの配置計画では、建屋・主要機器の配置を決め、次いで主要配管ルートを計画し、総合的に試行錯誤によって追加・修正を加え、レイアウトを決定している。これらレイアウト計画の効率を上げるため、これまでカラーコンポジット図やプラスチックモデルを導入し、干渉対策や保守点検性などの調整を行い設計効率を上げてきたが、レイアウトの追加、変更などに対する迅速な対応には、まだ大きなマンパワーをかけているのが現状である。

一方、近年のコンピュータ分野の技術の発達が目覚ましく、これら最新のコンピュータ技術を取り入れたCADシステムを開発することにより、プラスチックモデルと同等以上の効果を得ることが予測された。そこで、コンピュータ最新技術を用いた「3次元プラントレイアウト計画CADシステム」を開発し、実用化した。

4.2 Three-Dimensional Computer Aided Design System for Plant Layout (Application for Nuclear Power plant)

Toshiaki Yoshinaga (Hitachi, Ltd.)

The nuclear power plant consists of many and various units of equipment such as reactor, turbine, pump, valve and control, and can demonstrate the functions as a power generating plant by organically connecting them with pipings and cables. Since these units are properly arranged and housed in the buildings in accordance with the applications and purposes, the connectors such as pipings and cables are many and complicated, and how properly they are arranged greatly influence the operationability and maintainability of the plant. For this reason, in the plant layout planning, the layout is fixed by determining the arrangement of the buildings and main units, then planning the main piping routes and generally making additions and corrections through trial and error.

To increase the efficiency of such layout planning, so far the color composite drawing and plastic models have been introduced to make adjustments for interference prevention and maintainability, but still a lot of manpower is required to quickly make the additions and corrections for the layout.

On the other hand, recently the computer technology is making a remarkable progress, and it was expected that the same or higher effect than that of the plastic model might be obtained by developing CAD system incorporating such up-to-date computer technology, we have, therefore, developed and put to practical use a "three-dimensional CAD system for plant layout" using the up-to-date computer technology.

1. 緒言

原子力発電プラントは、原子炉、タービン、ポンプ、弁、制御装置など、大小様々の多数の機器で構成され、これら機器を、配管、ケーブルなどで有機的に結合することにより、発電プラントとしての機能を発揮することができる。これらの機器は、用途・目的に応じ、原子炉建屋、タービン建屋あるいは補機建屋に適切に収納・配置されているため、配管、ケーブルなど機器を結合する要素は複雑かつ多量となり、これらが適切に配置されているか否かが、プラントの運転操作性・保守点検性に大きくかかわってくる。このため、プラントの配置計画では、建屋・主要機器の配置を決め、次いで主要配管ルートを計画し、総合的に試行錯誤によって追加・修正を加え、レイアウトを決定している。

特に、配管のレイアウト（ルーティング）は、約100系統、長さ数百キロメートル、口径も約30種類のものがあり、内部流体も主蒸気から海水までと多岐にわたり、放射線量やメンテナンス性などを考慮し、限られた建屋内を効率的にルーティングしなければならない。したがって、高い技術力と豊富な経験をベースに試行錯誤的に計画する必要がある、多大なマンパワーを要しているのが現状である。

これらレイアウト計画の効率を上げるため、これまでカラーコンジット図（配管、ケーブルレイ、空調ダクトを重ねた図面）やプラスチックモデルを導入し、干渉対策や保守点検性などの調整を行ない設計効率を上げてきたが、レイアウトの追加、変更などに対する迅速な対応には、まだ大きなマンパワーをかけているのが現状である。

一方、近年のコンピュータ分野の技術の発達は目覚ましく、これら最新のコンピュータ技術を取り入れたCAD（Computer Aided Design）システムを開発することにより、プラスチックモデルと同等以上の効果を得ることが予測された。そこで、プラスチックモデル、対話形CADなどの従来の技術をベースとして、コンピュータ最新技術を用いた「3次元プラントレイアウト計画CADシステム」を開発し、実用化した。

以下、その詳細を報告する。

2. 3次元プラントレイアウト計画CADシステム

従来、プラントレイアウト計画設計は、プラスチックモデルを中心に行なってきた。これは建屋・機器配置をベースとし、配管、トレイ及びダクトのルート計画を個々に行ない、プラスチックモデル上で相互干渉、通路性などを考慮し、総合調整しながらレイアウト計画を進める方法である。この中で配管ルーティングは、下記理由により技術と豊富な経験をもつ配管技術者が試行錯誤的に計画することになり、多大なマンパワーがかかっていた。

- (1) 経路の満たすべき仕様が配管ごとに異なり、画一的に定まらない。
- (2) 技術と豊富な経験をもつ設計者は、設計基準、ノウハウなどの多くの設計クライテリアをもっており、これらを総合的に判断しルート決定する必要がある。

以上の問題をもつ配管ルーティング作業を機械化するため、本システムでは知識工学的手法¹⁾を応用し、設計クライテリアを知識としてコンピュータで取り扱うことに成功し、自動レイア

ウトシステムを開発した。

次に自動レイアウトシステムで計画したルートを設計者がチェックし対話形式で修正可能なように、対話レイアウトシステムを補助システムとして作成した。

また従来、プラスチックモデルで社内調整、顧客レビューを行なってきたが、これに替わる手法として、レイアウト評価システム（グラフィックモデル シミュレーションシステム）を作成した。

これら三つのシステムを効率よく稼働させ、かつ設計データの一元化を図るため、データベースシステムを導入した。

以上四つのシステムを中心として組み合わせたものが、「3次元プラントレイアウト計画CADシステム」であり、これを図1に示す。

このようにして計画したレイアウトデータをデータベースに登録し、生産CADやCAM・FA（Computer Aided Manufacturing・Factory Automation）用データとして使用する。

特に、移動FA工場は、ニーズに応じて現地から現地へ移動できる小口径管のFAシステムであり、製作情報をデータベースから電話回線を通じて入手し、稼働する配管加工工場である。

3. レイアウトシステム

3.1 自動レイアウトシステム

本システムは、配管ルートの始点から終点までを最短距離で結び、しかも設計クライテリアを反映することにより熟練者と同等のレイアウト計画が可能な自動レイアウトシステムである。その処理手順は図2に示すように以下に述べるとおりである。

- (1) 躯体・機器配置情報、P & ID（配管計装線図）情報など配管ルーティングに必要な情報をデータベースから自動的に読み込む。
- (2) 読み込まれた躯体・機器などの障害物データをもとに、レイアウト空間を3次元的に自動メッシュ分割し、その情報をコンピュータに登録する（領域要素の定義）。
- (3) 口径の大きい配管、重要な配管を優先的に選定し、ルーティング順序を決定する。
- (4) 設計クライテリアをもとに、ルート探索の際に守らなければならない制約条件を設定する。
- (5) 設計クライテリアを守りながら、始点から終点までを最短距離となるようルート探索を行なう。
- (6) ルート探索結果（位置座標）をデータベースへ自動的に登録する。

また、(2)～(6)を繰り返すことにより、複数本の自動レイアウトが可能となる。

(1) 領域要素の定義²⁾

領域要素を定義するためのレイアウト空間の分割には、データ量や計算時間の短縮のために次のような手段を用いた。

- (a) 躯体・機器などの障害物をレイアウト空間のX軸、Y軸、Z軸に平行な直方体として取り扱う。
- (b) 障害物の配置と大きさに対応した効率的な空間の分割を行なう（図2参照）。

(2) 設計クライテリアの反映

熟練者と同等のルーチングを行なうには、設計クライテリアをコンピュータの中で知識としていかに整理よく扱うかが問題となってくる。現在、コンピュータで扱える設計クライテリアは約140件である。設計クライテリアはコンピュータの中ではIf…, Then…形ルールとして表現され、その内容としては図3に示すようなものがあり、それらは二つに大別できる。

(a) 優先順序

配管口径、流体区分、耐震クラスなどの重要度に基づく優先順序のクライテリアであり、これに従ってルーチング順序を決定する。

(b) 設計基準・制約条件

ルート探索の際の制約条件となるようなクライテリアである。これらはP & I D情報などのデータと組み合わせて推論される。例えば配管Lが「低線量配管」で、エリアAが「分解作業スペース」であるとする、図3に示す最小間隔のクライテリアを用いて「配管LはAから2,500 mm 以上離さなければならない。」という制約条件が成立する。

(3) ルート探索法³⁾

ルート探索については迷路法を応用して最適ルートを決する手法を開発した。迷路法の原理について図4を用いて説明する。同図で(a)図は探索初期、(b)図は探索途中、(c)図は結果を示す。

迷路法は、スタートから波紋が広がっていくように〔図4(a)〕、ゴールまでの探索可能な領域要素をすべて数え上げそのうち「コスト」がいちばん低いものを順次選択していき〔同図(b)〕、その間の最短ルートを求める〔同図(c)〕最適化手法である。ここで各領域要素の「コスト」とは距離の推定値を表わし、スタートからその領域要素までの探索された距離と、その領域要素からゴールまでの障害物を無視した距離の和である。また、探索された領域要素は以降の配管ルートの障害物として定義される。

このような迷路法を応用することにより、次のような特徴をもつルーチングが可能となる。

- (1) 障害物に対しては領域要素は作られないので干渉は自動的に回避される。
- (2) 曲がりを生じる場合には、その分を重みをかけてコストに加えることにより、曲がりの少ないルートを求めることができる。
- (3) 制約条件を満足しない領域要素は探索の対象とはならないので、設計クライテリアを守りながらのルート探索が可能となる。

また、この自動レイアウトシステムでは配管だけでなく、ケーブルトレイ、空調ダクトのルーチングにも適用できる。

以上の結果、所定の優先順序に従った設計クライテリアを守り、干渉を避け、最短でかつ曲がり点の少ない最適ルートを求める自動レイアウトが可能となり、次に述べるような効果が期待できる。

- (1) 設計の迅速化による計画段階でのケーススタディが可能となり、最適レイアウト計画が容易となる。

(2) 干渉，接近回避によるやり直し作業の削減が図れる。

(3) 設計クライテリアを配管約 140 件，トレイ約 60 件，ダクト約 32 件を各ルーチングに反映できる。

(4) 自動ルート決定率は 100 % で，そのうち 60 ~ 70 % は修正が不要となる見通しである。

修正不要率については，クライテリアの数を増やせば増やすほど 100 % に近づくものと思われるが，データ量及び計算時間が膨大となり実用的でないため，残りは対話レイアウトシステムで修正するものとする。

3.2 対話レイアウトシステム⁴⁾

本システムは，自動レイアウトシステムによって計画されたレイアウト結果を，設計者が長年にわたって培ってきた経験・知識をもとに，一部修正・追加を行なうシステムである。更に，レイアウト結果を計画図として自動的に出力する。

本システムは，これらの処理を設計者がコンピュータと対話しながら行なうシステムとした。対話処理の応答性を高速化するため下記項目の処理に重点を置いた。

- (1) 図形処理の高速化
- (2) データ構造のコンパクト化
- (3) 操作性

このうち，(1)，(2)について以下に説明する。

(1) 図形処理の高速化

3 次元の立体図形の処理としては投影データの作成，干渉チェック，断面形状の作成，かくれ線処理などがあるが，システムの応答性は投影データ作成の処理時間によって決まる。本システムでは投影データ作成処理を，基本立体単位に専用の作画プログラムを用意することにより処理の高速化を図った。例えば，円柱では中心軸の方向と表示方向のなす角により円，長方形，長円のタイプに分類できる。

(2) データ構造のコンパクト化

基本立体の組み合わせで記述する方法は，データ構造のコンパクト化にもつながる。本システムでは立体を面，りょう線，頂点の関係を厳密に記述する B - Reps (Boundary Representation) 方法ではなく，基本立体間の組み合わせ方だけを記述する CSG (Constructive Solid Geometry) 方法を用いた。また配管，トレイ及びダクトのルート形状は，ルートの断面形状をルートの曲がり点から成る点列で記述するものとした。これらの方法により検索時間を最小化したコンパクトなデータ構造を実現した。

以上の結果，本システムを用いることにより次のような効果が期待できる。

- (1) 対話処理の応答性の高速化を図ることにより，レイアウトデータ入力時間の低減が図れる。
- (2) 計画図の CAD 化により，計画に十分な検討時間がかけられることから内容の高度化が図れる。

4. レイアウト評価システム

本システムは、自動レイアウト及び対話レイアウトシステムにより計画された配管、トレイ及びダクトのレイアウトを評価するシステムである。レイアウトの評価は基本計画段階及び計画完了後の各ステップで行なう。評価項目と特徴を表1に示す。

(1) 機能性評価

レイアウト計画で重要なことは、下流側の設計に影響する項目に対してその評価を行なうことである。

本システムは、これらを自動的に行なうことができ、その主な機能を次に示す。

- (a) P & I Dとの整合性（各ラインの接続に誤りはないか）
- (b) ドレンたまりの有無
- (c) ベント抜きの有無
- (d) 弁位置の妥当性

これらの評価は、設計者がレイアウト計画を行ないながら実施可能であり、いつでも見たいときに評価結果を画面に表示できる。

図5にP & I Dと配管ルートとの整合性の評価結果を示す。出力画面上半分に評価結果が表示された例である。

(2) 操作性評価

配管、トレイ及びダクトのレイアウト総合調整の段階で、動作シミュレーション機能を用い、主として次のような評価を行なうことができる。

- (a) 通路性
- (b) 機器搬出入性
- (c) I S I（供用期間中検査）点検作業性
- (d) 弁操作性
- (e) 弁分解点検作業性

これらは、高速3次元端末の使用によって、従来のプラスチックモデルに比べてより詳細なチェックが可能となった。

図6に通路性の評価を行なっている画像を示す。画像は歩行中の情景描写をアニメーションで表示することができる。

(3) 総合調整評価

評価の最終段階として配管、トレイ及びダクトの個別に進められるレイアウト結果を総合調整し、評価する手段としてグラフィックモデルシミュレーション手法を用いた。従来のプラスチックモデルと比較すると、この方式には次のような特徴がある。

- (a) コンピュータモデルの作成がレイアウト計画設計と同時にできる。
- (b) 対話処理機能（縮尺度スケール、作業者モデル表示など）を用いて各種の機能性評価がオンラインでできる。
- (c) デザインレビューで、コメントに対応したレイアウトデータの変更がオンラインでできる。

グラフィックモデルシミュレーションによる表示画面を図7に示す。同図は対話処理で作業モデルや縮尺度を示すスケールなどを表示し、レイアウトの総合調整を設計者が目視で確認可能にした画面である。こうした画面の回転、拡大などをオンラインで表示できる。

以上、本システムを用いることにより、次のような効果が期待できる。

- (1) 機能性評価により、計画の段階で系統構成など、基本的な問題点を摘出できる。
- (2) プラスチックモデルに比べて、混み入った部分の寸法確認及び機器のメンテナンス性、弁の操作性などの確認が容易にできる。
- (3) プラスチックモデルに比べて変更、修正、追加などが容易にかつ迅速にできる。

5. データベースシステム

本システムは上流側のレイアウト計画から下流側の施工設計及びCAM・FAシステムで扱うデータを一元管理し、設計者に常に最新の情報を提供するものである。更に、種々のデータの整合性、信頼性、機密保護を保証し、エンジニアリング業務の迅速かつ円滑な運用を支援する。

本システムは図8に示す8サブシステムから構成されている。これらのサブシステムの機能を表2に示す。本システムの主な特徴を以下に述べる。

(1) 3次元図形データの表現法

CADシステムによりレイアウト計画された3次元図形データ群は、エンジニアリングデータベースに登録管理される。これらの3次元図形データは、単純な基本図形（四角柱、円柱、円すい台など計15個）の組み合わせ及び接続定義情報による結合関係により表現した。また、3次元図形データの配置位置は、次に示す関係で表現されている。

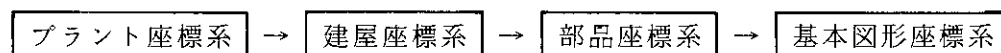


図9に3次元図形データのデータベース構造例を示す。

このような表現形式を採用したのは、以下の理由による。

- (a) データベース構造がコンパクトになり、データ量が少なくて済む。
- (b) 複雑な部品も簡単に表現できる。
- (c) 部品の形状変更が容易に行なえる。

(2) 高速エリア検索キー

高速エリア検索キーの目的はデータ管理、保護、データの圧縮化などの負荷に起因するデータ検索の応答性の劣化を回避すること、及びより効率の良い検索を行なうことにある。

高速エリア検索キーは、プラント建屋の柱心で囲まれた1区画を1エリアNo.として、プラント名+建屋名+フロア名+エリアNo.で構成している。これを個々の3次元図形データに格納することにより、検索範囲が限定でき、アプリケーションプログラムの読み込むデータ数を最小限にとどめ、応答時間を速くすることができた。

(3) 共通データの統合化

従来各プログラムが重複してもっていた配管、トレイ及びダクトの標準部品の寸法、重量

情報をはじめ、法規などで定められた設計基準や社内基準に至るまで、広範囲の標準データを整理、統合化しデータベースに登録した。この結果、常に信頼性の高い最新の設計基準データを取り出すことができる。

以上のデータベースシステムを開発したことにより、次のような効果がある。

- (a) データの一元化を行なうことにより、上流側の計画設計から下流側のCAM・FAまで一気にデータの受け渡しができ、設計データの信頼性が確保された。
- (b) 基本設計データを初期登録することにより設計効率向上が図れた。

6. 結言

原子力発電プラントレイアウト計画に知識工学、CAD/CAM、コンピュータグラフィックスなどの最新技術を取り入れた新しい設計手法として、3次元プラントレイアウト計画CADシステムを開発した。本システムを実機プラント設計に適用することにより、次のような効果が期待できる。

- (1) 自動レイアウトシステムにより、設計の迅速化が図れ、計画段階で種々のケーススタディができ系統的な最適レイアウト計画が可能となった。
- (2) 対話レイアウトシステムにより、配管、トレイ、ダクトの3次元図形処理及びコンピュータモデルの作成・変更・追加が容易となった。
- (3) レイアウト評価システムにより、P&IDとの整合性などの機能性評価、弁分解点検作業性などの操作性評価を行ない、計画段階での問題点の抽出が図れる。
- (4) 総合調整評価及びレビューにグラフィックモデルシミュレーション手法を用いることにより、変更・追加などにも即座に対応でき、設計時間の低減が図れる。
- (5) 計画設計データは、データベースを介して生産設計CAD・CAM・FAシステムへ連携されるため、設計データ転記誤りなどによるトラブルを防止できる。

以上によりプラントレイアウト計画設計の効率向上が期待できる。

今後は、システムの改良を図り使いやすいものにしていくとともに、電力各社の指導・協力を得て実機プラントに適用し、原子力プラントレイアウト計画の最適化及び工程短縮に寄与したい。

参 考 文 献

- 1) E.A. Feigenbaum: The Art of Artificial Intelligence: Themes and Case Studies of Knowledge Engineering, Proc. IJCAI-77, pp. 1014~1029 (1977)
 - 2) 小林, 外: 最適経路探索における空間位置情報の知識表現と利用, 情報処理学会第28回全国大会 6H-3 (昭59)
 - 3) 満田, 外: 3次元迷路法における空間分割とルート探索法の開発, 情報処理学会第30回全国大会 2K-5 (昭60)
 - 4) 太田, 外: 配管レイアウトシステムの開発, 機械学会論文集 No. 858-1, p. 15 (1985)
- [本稿は、日立評論 Vol. 68, No. 4, pp. 59-64 (1986.4) に発表したものと同じ内容である。]

表1 レイアウト評価システムの評価項目と特徴 レイアウト評価システムは、大別して機能性評価、操作性評価及び総合調整評価の3項目から構成されている。

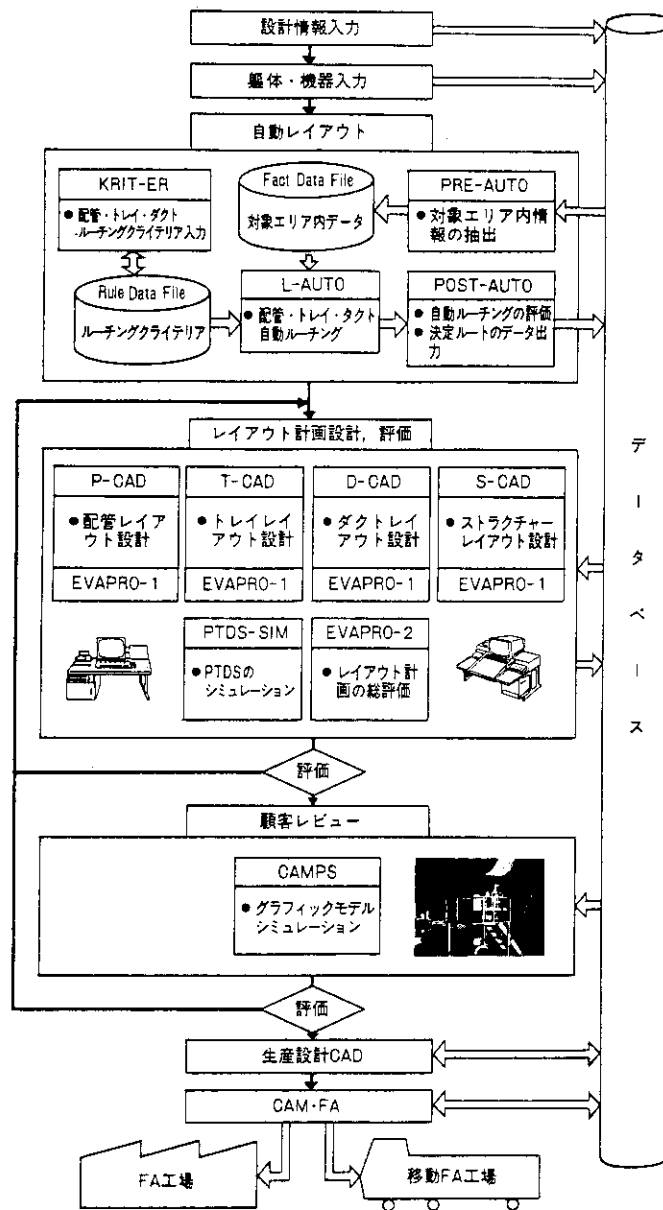
評価項目	内 容	特 徴
1. 機能性評価	(1) P & IDとの整合性 (2) ドレンたまりの有無 (3) ベント抜きの有無 (4) 弁位置の妥当性	評価を自動化し、対話形で結果が表示できる。
2. 操作性評価	(1) 通路性 (2) 機器搬出入性 (3) ISI操作性 (4) 弁操作性 (5) 弁分解点検作業性	動作シミュレーション機能を用いて、詳細なチェックができる。
3. 総合調整評価	(1) 社内レビュー (2) 顧客レビュー	レビュー、コメントに対応したレイアウトの変更がオンラインでできる。

注：略語説明 P & ID(配管計装線図)

ISI(供用期間中検査)

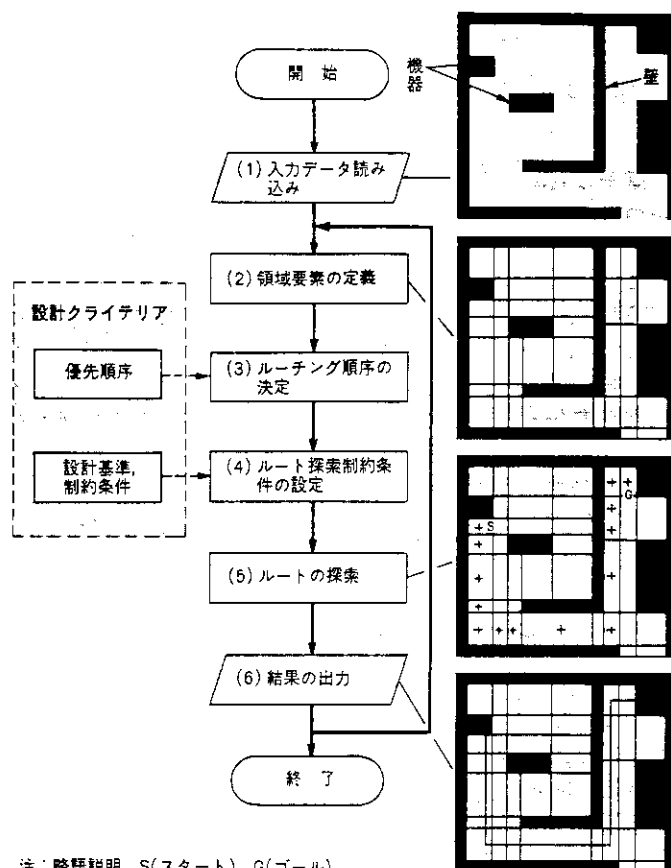
表2 データベースシステム構成の役割と効果 図8に示す8サブシステムの内容を示す。

No.	データベースシステム 構成	役 割	効 果
1	CODE (データコード)	各種設計データを、各アプリケーションプログラムが共通認識できるコード体系を設定。	膨大な量のデータの整理、統合化が図れた。
2	EDB-MODEL (データモデル化)	3次元図形データの表現法	レイアウトデータの修正、変更、追加を容易にした。
3	LIBRARY (規格部品ライブラリ)	配管、ケーブルトレイなどの標準部品の寸法、重量などのデータを整理、統合化しデータベースに登録する。	各種標準データの一元化によるデータ信頼性向上
4	UTILITY (データベース ユーティリティ)	データベース内の種々のデータを端末で容易に追加、削除、変更が行なえ、運用の柔軟性を高める。	データの変更に迅速に対応できる。
5	INTERFACE (高レベルユーザー インタフェース)	データベース管理システムのもつ複雑なユーザーインタフェースを習熟せず、容易にデータベースとやりとりが行なえるインタフェースパッケージである。	各アプリケーションプログラム作成時間の大幅短縮
6	BRIDGE (他社データベース インタフェース)	他社データベースとのデータのやりとりを行なう。	他社設計データの入力可能
7	MANAGE (世代管理、 Revision管理)	データの世代管理、Revision管理を行なう。	データ信頼性の向上
8	MONITER (データベースモニタ、 チューニング)	各アプリケーションプログラムのデータベースとの入出力を行なう部分の性能をチェックし、スピードアップを図る。	応答性の改善が図れる。



注：略語説明 KRIT-ER(Knowledge Representation and Inference Tool Editor)
 PRE-AUTO(Pre Processor-Automated)
 L-AUTO(Layout-Automated System)
 POST-AUTO(Post Processor-Automated)
 EVAPRO(Evaluation-Program)
 PTDS(Piping Tray Duct Structure)
 CAMPS(Computer Animated Model of Piping System)
 CAD(Computer Aided Design)
 CAM・FA(Computer Aided Manufacturing・Factory Automation)

図1 3次元プラントレイアウト計画CADシステムフロー 設計情報入力、躯体・機器入力から自動レイアウト、対話レイアウトで配管、ケーブルトレイ及び空調ダクトのルート計画を行ない、機能性・操作性の評価を行った後、グラフィックモデルシミュレーションを用い、それらの総合調整評価を行なう。最終的な承認を受け、関連する図面、図書を出力する。更に、データはFA・CAMシステムへ引き継がれる。



注：略語説明 S(スタート), G(ゴール)

図2 自動レイアウトシステムのフロー 左側に処理手順を、右側に2次元での例を示す。

項目	内容	模式図
優先順序	口径の大きな配管を、優先してルーティングする。 口径が同じならば、蒸気ドレン配管は蒸気配管に優先する。	優先する経路
設計基準・制約条件	禁止区域	低線量配管は、非放射能エリアを通さない。 区域A
	最小間隔	低線量配管は、分解作業スペースから2,500mm以上間隔をおく。 機器C 配管L
	直管部長さ	圧力調整弁の下流部には配管の口径をDとして、3D以上の長さの直管部を確保する。 流れ 圧力調整弁V1 $D=200\text{mm}$ $L \geq 3D=600\text{mm}$
	分岐方向	空気配管の分岐は、配管の水平部に上方向に設置する。 流れ 分岐B1

図3 設計クライテリアの例 設計クライテリアの例を、その模式図とともに示したものである。

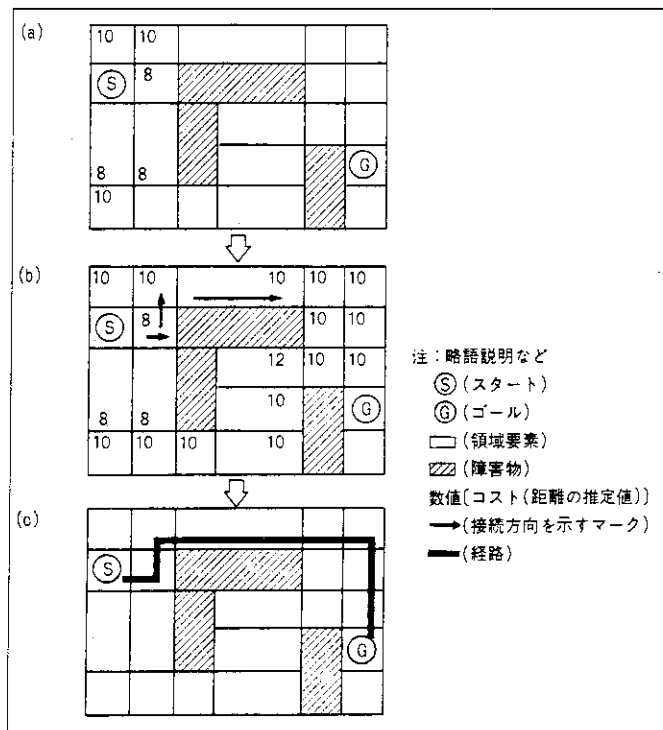


図4 迷路法の原理 経路探索法の原理を示すため、2次元の簡単な例について経路探索のプロセスを示したものである。図(a)は探索初期を、図(b)は探索途中を、図(c)は探索終了結果を示す。ここで、数値はコストを表わす。本図で一目盛を1とすると、例えばスタートの右隣の領域要素のコストは、スタートからの距離1+ゴールまでの障害物を無視した距離7=8ということになる(距離の計算は中心から中心で行なう)。

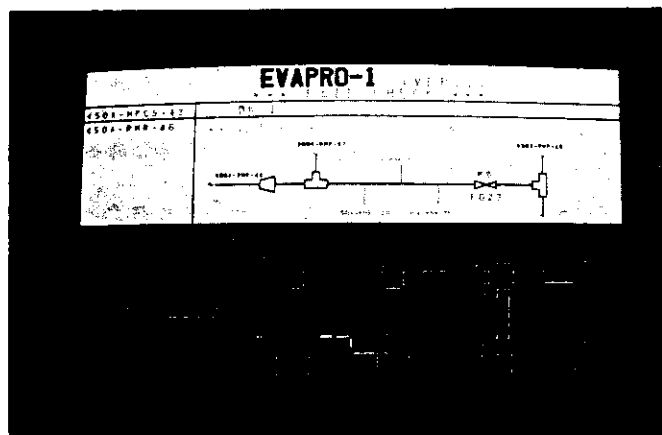


図5 P & IDとの整合性の評価結果 P & IDとの整合性のチェックを行ない、P & IDどおりなら、OK!のメッセージを、接続関係に間違いがある場合には、ERRORのメッセージを出し、同時に正しいP & ID情報が画面に表示される。

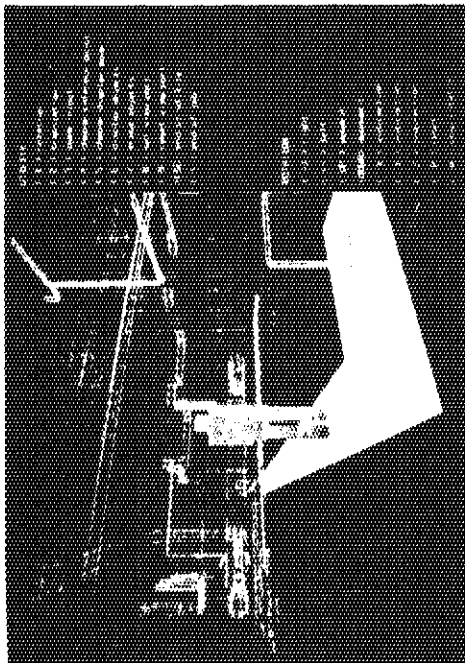


図6 通路性の評価 本図は、通路上の人間を示したものである。人間を通路上で動かすことにより、通路性のチェックを行ない、干渉が生ずると人間が点滅する。また、何に干渉したかも同時に表示される。

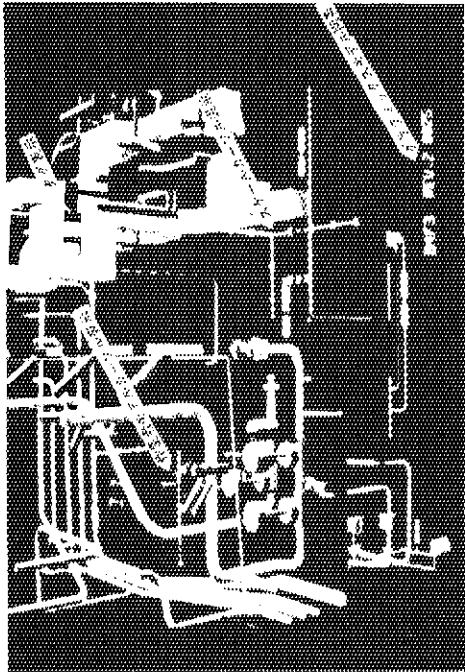


図7 コンピュータモデル表示例 グラフィックモデルシミュレーションによって作成されたコンピュータモデル表示例を示す。作業者モデル、縮尺度スケール、タグなどを対話形式で表示し、各種のチェックができる。

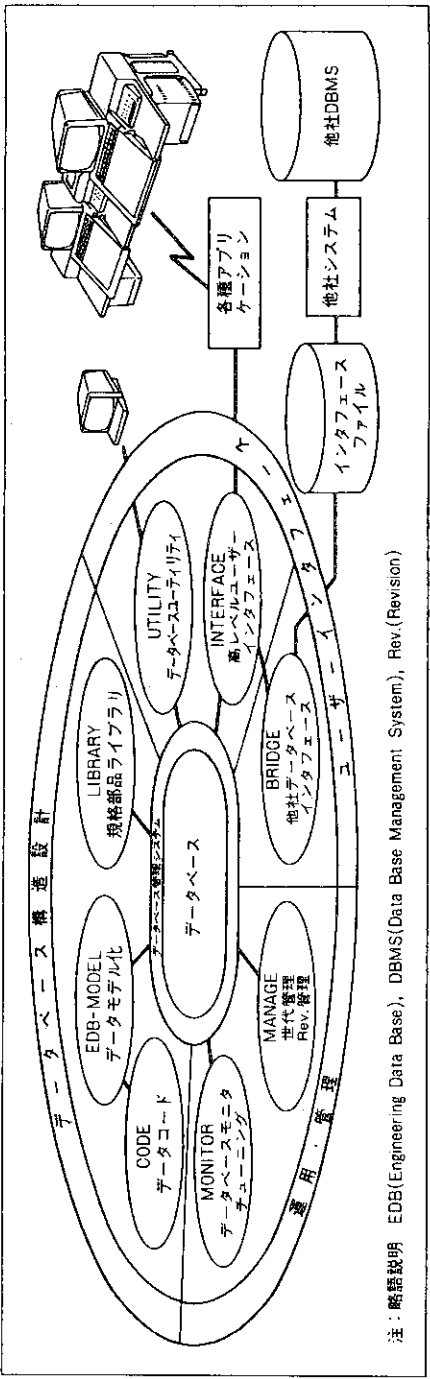


図8 データベースシステム構成 データベース設計によって不可欠なデータベース構造設計、ユーザインタフェース、運用・管理を8サブシステムに分割し、効率よく開発を進めた。

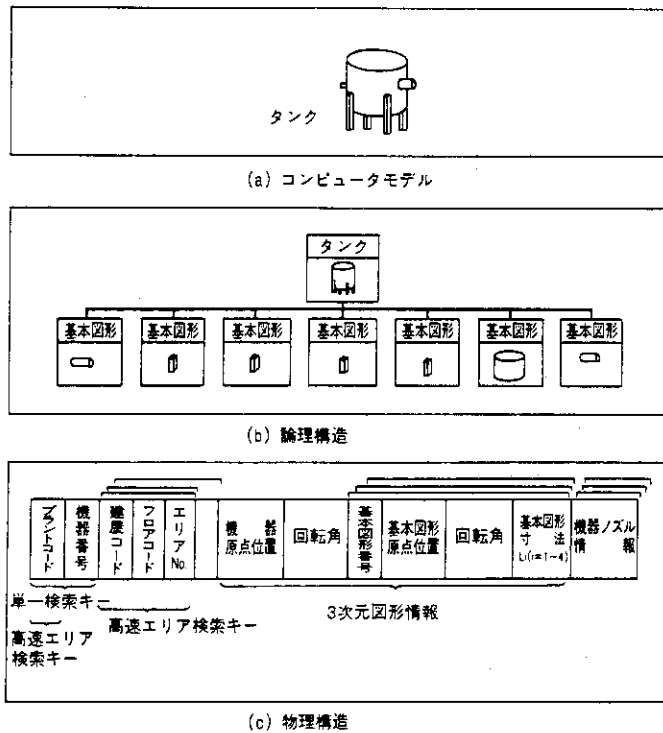


図9 データベース構造例 機器(タンク)を例にとって、データベースの論理構造及び物理構造を示した。

5. AUTONOMOUS NAVIGATION, EXPLORATION AND RECOGNITION
USING THE HERMIES-IIB ROBOT

B. L. Burks, G. de Saussure, C. R. Weisbin, J. P. Jones, W. R. Hamel

Center for Engineering Systems Advanced Research
Oak Ridge National Laboratory
Oak Ridge, TN 37831

TABLE OF CONTENTS

ABSTRACT	208
I. INTRODUCTION	209
II. RELATED RESEARCH	211
III. GENERAL DESCRIPTION OF HERMIES-IIB	212
III.1. Effectors and Sensors	212
III.2. Computer Architecture	214
III.3. Computer Programs	216
IV. RESEARCH GOALS AND IMPLEMENTATION	219
V. DISCUSSION AND CONCLUSIONS	225
REFERENCES	227

ABSTRACT

In earlier published work, the authors have developed and demonstrated expert system control of an autonomous robot navigating in unknown environments and dealing with unexpected events such as moving obstacles. The limitations of this earlier work included insufficient on-board computing capability, restrictions on the sensor suite to only sonar transducers, and a geometrically specified goal location.

In this paper, we describe advances to our mobile robot series (currently HERMIES-IIB) to include 8 NCUBE processors onboard, (computationally equivalent to 8 Vax 11/780's) operating in parallel, and augmentation of the sensor suite with cameras to facilitate on-board vision analysis and goal finding. The essential capabilities of the expert system described in our earlier paper have also been ported to the on-board HERMIES-IIB computers thereby eliminating off-board computation. We describe a successful experiment in which a robot is placed in an initial arbitrary location without any prior specification of the room contents, successfully discovers and navigates around stationary and occasionally moving obstacles, picks up and moves small obstacles, searches for a control panel, and reads the meters found on the panel. The success of this experiment encourages more complex on-board vision analysis and expert system control in dynamic environments. The experiment will be expanded to include research in robot learning as the robot attempts to adjust the meter reading to a particular value without a priori knowledge of the control panel system dynamics.

I. INTRODUCTION

The development of an autonomous mobile robot capable of navigation, surveillance and manipulation in complex, dynamic environments is a key research activity of the Center for Engineering Systems Advanced Research (CESAR) at the Oak Ridge National Laboratory. The current focus of this research is an autonomous mobile system called HERMIES-IIB (for Hostile Environment Robotic Machine Intelligence Experiment Series II-B), pictured in Fig. 1.

HERMIES-IIB is the latest member of the HERMIES Series, a group of progressively more capable and sophisticated robots. Valuable experience with planning, world-modeling, sensor perception and communication was obtained with the first robots of the HERMIES Series,⁽¹⁻³⁾ but in these experiments the intensive computations and high-level decision making were performed off-board in computers linked by RF with the robot. With HERMIES-IIB the emphasis is on computational autonomy, hence the need for powerful on-board computing capabilities. Research with HERMIES-IIB has been focused on navigation in unknown dynamic environments, visual perception and goal recognition. The HERMIES-IIB manipulators are too primitive to perform tasks requiring significant strength or high precision; however, a complementary research program within CESAR is addressing problems in advanced control and motion dynamics with the flexible arm CESARM which will be incorporated in the HERMIES-III robot.⁽⁴⁾

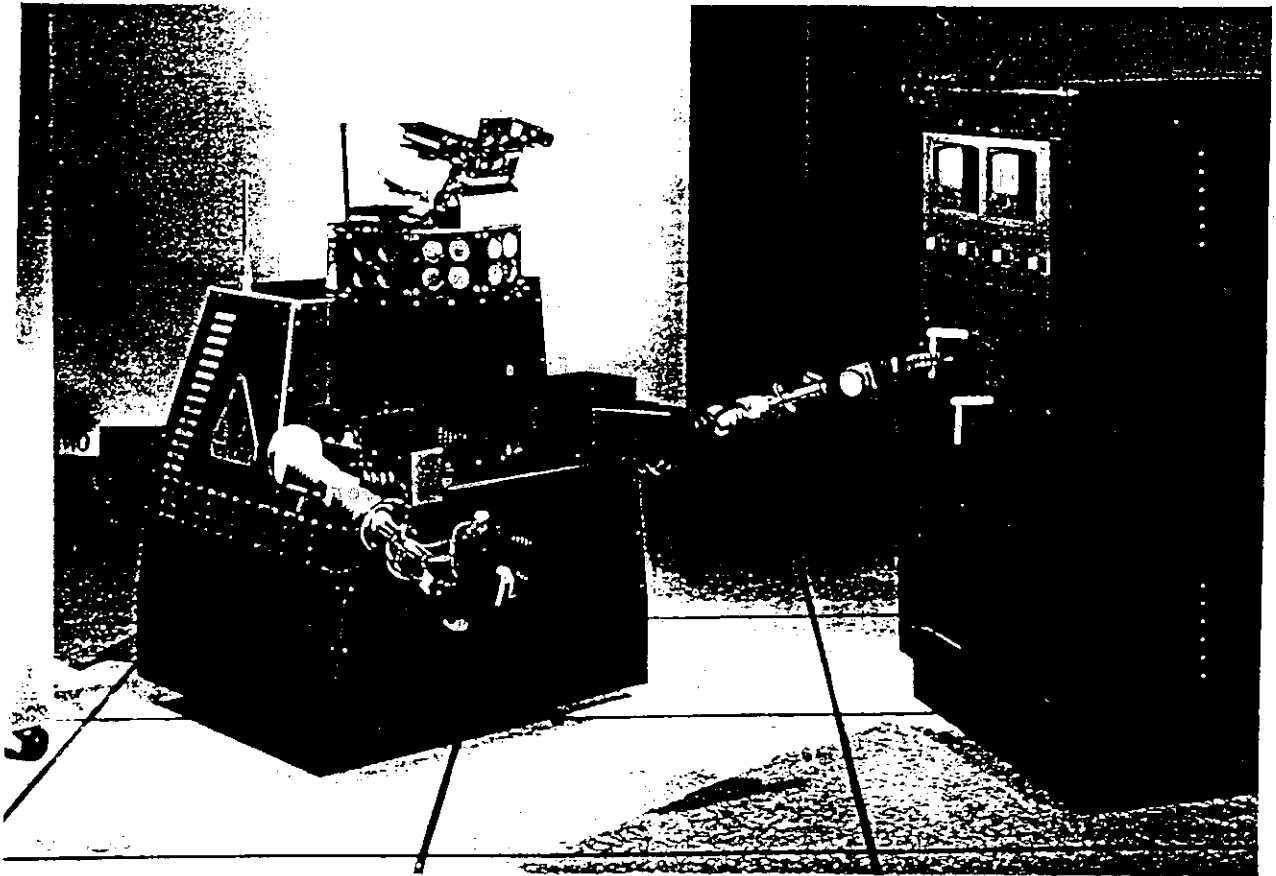


Fig. 1 Photograph of HERMIES-IIB, an autonomous mobile robot used by the Center for Engineering Systems Advanced Research (CESAR) for concept demonstrations.

In the next Section we present a concise review of some related research. This is not intended to be an exhaustive survey of the field. In Section III we describe in some detail the autonomous mobile robot HERMIES-IIB and its most important components. In Section IV we discuss some of the present research goals and describe a "proof-of-principle-demonstration" that illustrates some of the tasks which HERMIES-IIB can now perform. Finally, we review the limits in the present capability of HERMIES-IIB and outline directions of future research.

II. RELATED RESEARCH

Research on autonomous mobile robots has been going on for approximately 20 years: one of the first mobile automaton, named Shakey, was developed and studied by Nilsson et al. between 1966 and 1972.⁽⁵⁾ The chief problems were already recognized to be in the areas of perception, particularly visual perception, world modeling and problem solving.

In recent years the research efforts appear to aim in several directions. In particular, the Autonomous Land Vehicle project^(6,7) aims at developing a vehicle operating at relatively high speeds in a variety of outdoor environments, such as fields and roads. Such robots require massive computational power and a variety of powerful sensors to meet the challenge of adapting the perception/control system to the high speed of motion and to the variety of possible outdoor environments. For these reasons ALV robots are currently rather bulky vehicles. Other research groups are working with smaller mobile robots designed to operate mostly

indoors or in relatively controlled outdoor environments. These smaller and usually less expensive robots provide a test bed for research in perception, planning, dealing with unexpected occurrences, goal recognition and other such problems. To this category belong in particular the LAAS robot Hilare,⁽⁸⁾ the CMU robots,^(9,10) the Stanford,⁽¹¹⁾ SRI⁽¹²⁾ and Purdue⁽¹³⁾ robots, the MIT^(14,15) MOBOT-1 and MOBOT-2, as well as CESAR's HERMIES-IIB. Other large projects include those of JPL⁽¹⁶⁾ and FMC.⁽¹⁷⁾

III. GENERAL DESCRIPTION OF HERMIES-IIB

HERMIES-IIB has been designed as a research tool and considerable flexibility has been incorporated into its design so that features can be added or modified as research needs require: for instance additional sensors can be accommodated and the flexible computer architecture can be reconfigured if desired. In this section, we describe some relevant features of HERMIES-IIB as they were configured for the demonstration discussed in Section IV.

III.1 Effectors and Sensors

HERMIES-IIB, shown in Fig. 1, is a self-powered robot system consisting of a wheel-driven chassis, dual manipulator arms, on-board distributed concurrent processors, and a directionally-controlled sensor platform. The robot is propelled by a dual set of independent wheels with common axle alignment and driven by separate DC gearhead motors powered by pulse-width modulated servo amplifiers. The wheels can move forward or backward to a maximum speed of 0.6m/s (2 ft/s) with ramp up

and down. HERMIES-IIB's position may be controlled in an open-loop fashion to a precision of about 0.1% for each linear movement and about 0.1 degrees per rotation using real time monitoring of the wheel encoders.

The two on-board computers and other electronic equipment are located in an enclosure mounted above the drive chassis. The two computers are stacked with the larger IBM 7532 mounted on slides just above the batteries and drive chassis components in the rectangular lower part of the robot body (see Fig. 1). A VME rack is located above the IBM 7532 in the trapezoid-shaped upper part of the robot frame. A dual-arm manipulator torso is mounted above the IBM 7532, forward of the VME rack, and on the outside of the robot "skin." The manipulators are five-degree-of-freedom (DOF) units manufactured by Zenith/Heathkit and used on the Hero home robot. The torso assembly for the arms also includes a shoulder pitch motion for each arm. The two-arm shoulder assembly has a total of 13 DOF, including rotation of the robot torso.

The sonar sensing system is an array of Polaroid range finders consisting of 25 individual transceivers each with a maximum range of 7.75 m. The range resolution is limited by the digitizing circuitry and is hence equal to 2.5 cm, the unit of analog to digital conversion. Twenty four of these sonar transducers are mounted in six 2x2 matrix clusters and operated as phased array range finding elements to reduce the effective sonar beam from approximately thirty degrees for the the phased array clusters. Five of these clusters are mounted in a ring on the periphery of the rotatable robot head; the sixth cluster is

mounted on a tiltable platform attached to the head as seen in Fig. 1. High speed servo-drives permit the head to be stepped quickly so that the time required to scan the sonar ring over a 180 degree region in front of the robot is 7 seconds. The remaining sonar transceiver (not mounted at the time Fig. 1 was prepared) is located on the front side of the robot, near the midsection and between the manipulators. It is used as a collision avoidance sensor during navigation.

A video data acquisition system forms the heart of the machine vision hardware. At present 2 Sony CCD black and white cameras are used, one of them equipped with a wide angle lens. The frame acquisition is via a Maxvideo system from Datacube. It consists of 512 by 384 pixels with 8 bit grayvalue resolution.

Several communication devices send data to and from HERMIES-IIB. These devices may be used to initiate and monitor computer programs running on the on-board processors. The communication devices include an ESTEEM RS-232 radio made by Remote System Technology and a Hawkeye wireless TV transmitter.

III.2 Computer Architecture

The computer layout for HERMIES-IIB is shown in Fig. 2. It is centered around two computer systems: an IBM-7532 loaded with NCUBE nodes and a VME computer rack.

The IBM-7532 is an industrial version of the IBM-AT. Mass storage is provided by a 20 megabyte hard disk and a 1.2 megabyte floppy disk as well as a 2 megabyte RAM. Six AT style expansion slots and two PC/XT-type expansion slots are available on the computer's backplane. Four of

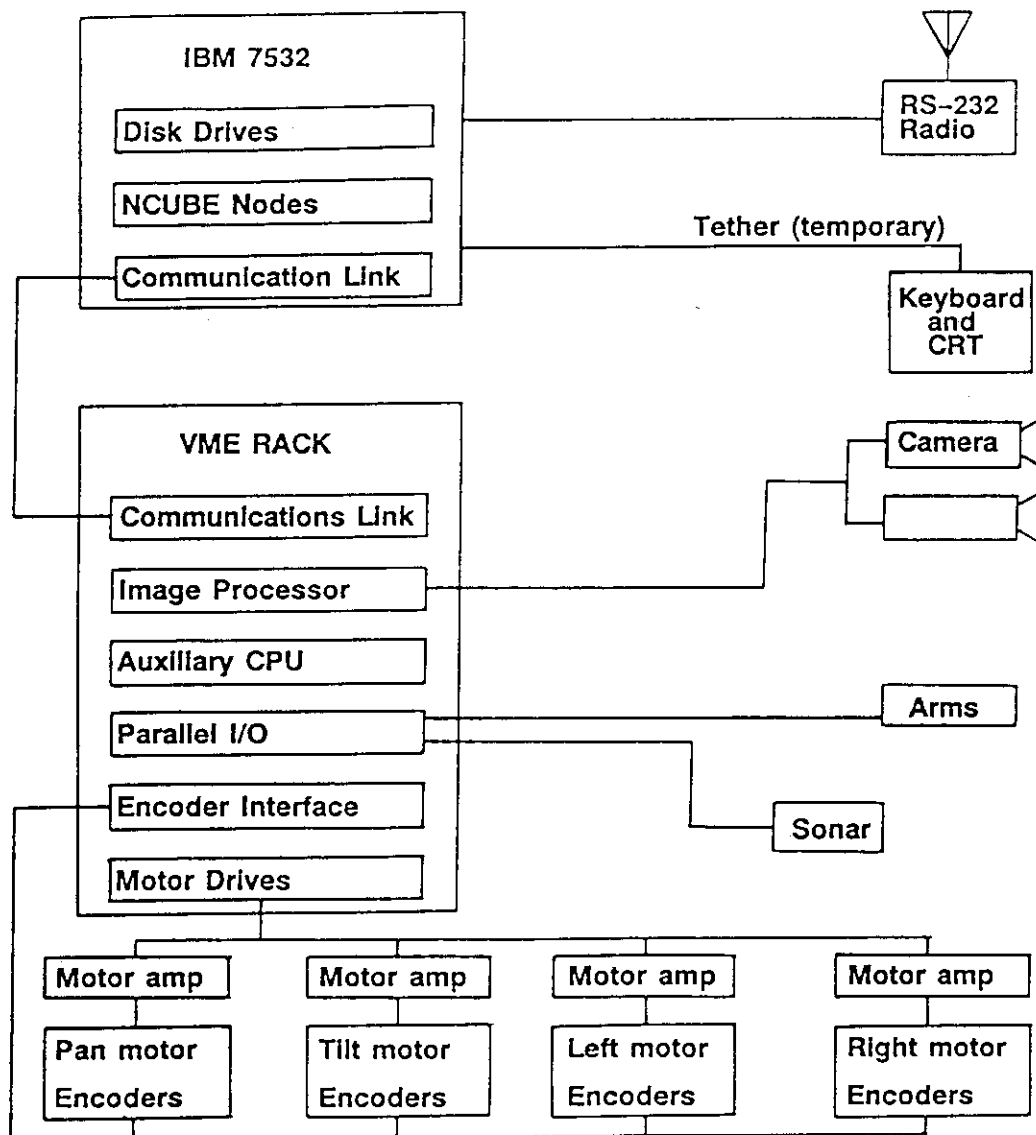


Fig. 2 Schematic of the computer hardware, sensors, motors and peripheral devices for HERMIES-IIB.

the eight slots are used for I/O devices and memory expansion while the other four slots are available for NCUBE parallel processing boards. A keyboard and CRT may be temporarily connected to the computer for algorithm development or for starting application programs. When performing experiments, the keyboard and CRT are disconnected and communication with the computer is via the RS-232 wireless modem connected to a serial port on the IBM. The IBM is loaded with an Intel 80286 CPU, and, at present, with 2 NCUBE boards each containing 4 processor nodes.. The number of NCUBE nodes is readily expandable to 16 by utilizing the remaining two expansion slots.

Communication between the IBM-7532 and the VME is by an 8 megabaud (8×10^6 bits) parallel link made by the Bit-3 computer company, with a transfer rate of 1 megabyte/sec (8 bits = 1 byte).

The VME rack is a 20 slot double-high industrial rack that provides the link to HERMIES-IIB's hardware. Twenty slots provide plenty of room for controlling HERMIES-IIB's effectors and sensors and leave adequate space for the possible later addition of other devices. Figure 3 shows a schematic of the present configuration of the VME subsystem.

III.3 Computer Programs

The IBM-7532 may be operated as an IBM AT running MS-DOS or as an NCUBE host running the AXIS operating system.

The computer programs which control HERMIES-IIB's behavior are mostly written in "C" and can be organized into four classes: the HERMIES-primitives, the expert system and associated navigation routines, the image analysis routines, and the control and integration programs

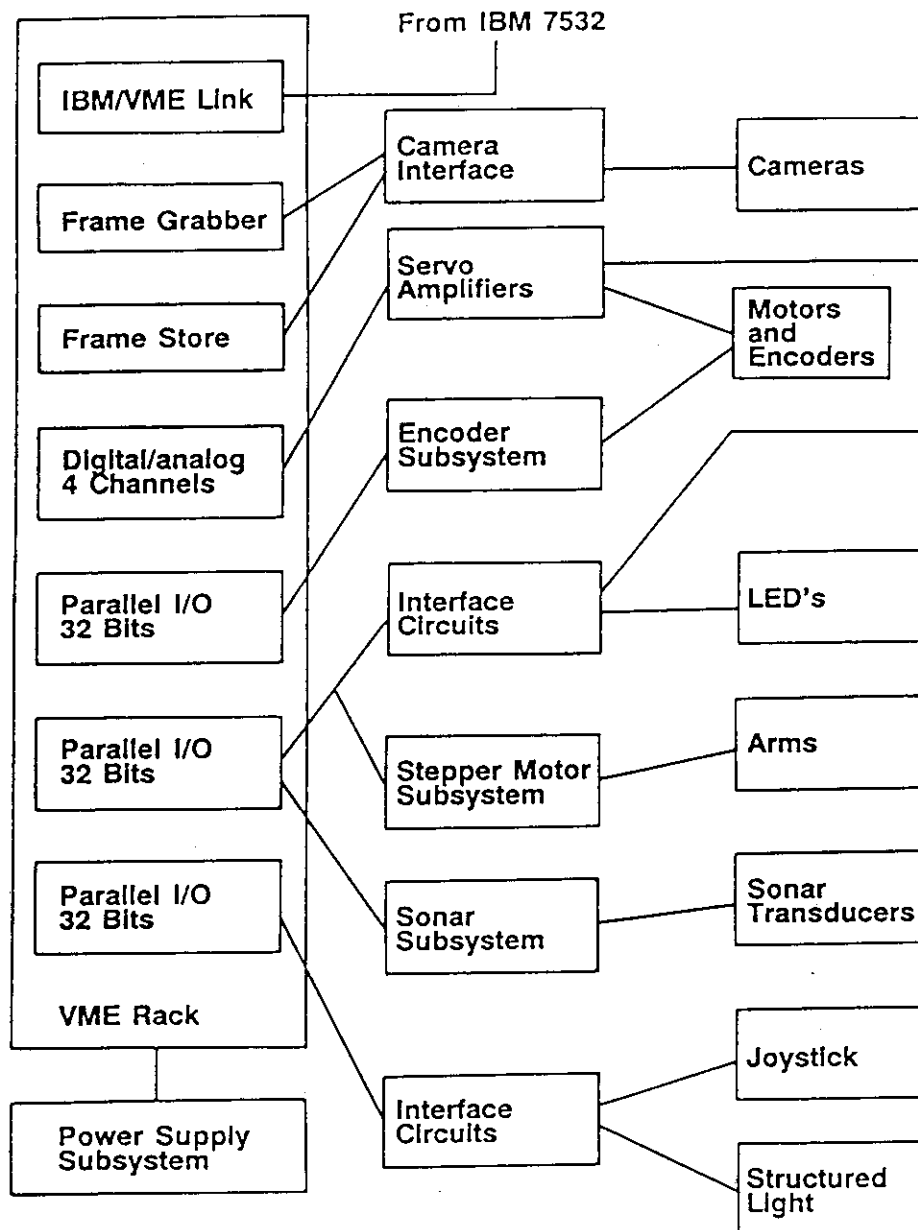


Fig. 3 Schematic of the VME subsystem and associated sensors and peripheral devices for HERMIES-IIB.

that reside on the NCUBE host. The expert system may be executed from either MS-DOS or AXIS; however, all of the image analysis routines have been developed for execution on the NCUBE concurrent processing computer. A computer program that emulates the response of the robot is used for off-board development of the expert system rule base prior to implementing these codes on the robot.

The HERMIES-primitives are a set of utility routines which control the sensors and effectors and can be called from other programs. Two examples of HERMIES-primitives are:

int Sonarb(X)

a function that returns the sonar reading from Unit X

fmove (f,i)

a command that causes the robot to move forward f feet and i inches.

As was already stated, valuable experience in perception, world-modeling, planning, monitoring the execution of plans, diagnosing unexpected occurrences and replanning was obtained with the first two robots of the HERMIES series.⁽³⁾ In this earlier research the robot was controlled via an RF link to an external system of computers.

It was determined in this earlier research that a convenient and powerful method of controlling the robot's behavior was by using an expert system combined with a number of modular procedures. The expert system performs high-level decisions and diagnoses unexpected occurrences. When a standard procedure is required such as avoiding or removing an obstacle, or mapping an area, the expert system can call the appropriate procedure which executes until completed or until an

unexpected event generates an interrupt which returns control to the expert system.

For HERMIES-IIB a LISP-type format rule base was prepared in a text editor. This rule base controls the high level decisions and can call on C-compiled navigation procedures. The rule base is loaded in an expert system shell, CLIPS,⁽¹⁸⁾ and linked to the navigation procedures. CLIPS and the navigation routines currently run on one of the NCUBE nodes. Messages are passed from the NCUBE node to a host program under the NCUBE operating system AXIS. This host program is linked to the HERMIES primitives on the VME rack.

Figure 4 shows a block diagram of the overall configuration of the programs.

IV. RESEARCH GOALS AND IMPLEMENTATION

An autonomous mobile robot deals with the empirical world which is never fully predictable; hence, the robot must continually monitor its environment to perceive and diagnose any unexpected occurrence. This dynamic and unpredictable nature of the real world also requires that the robot frequently readjust its plan to the changing conditions.

The many computations associated with machine perception, particularly visual perception, and with frequent replanning in real time necessitate large amounts of computer processing on board the robot. To satisfy this computing requirement, HERMIES-IIB is equipped with an NCUBE corporation hypercube supercomputer as well as several other processors, as described in the previous section. Hence an important research theme

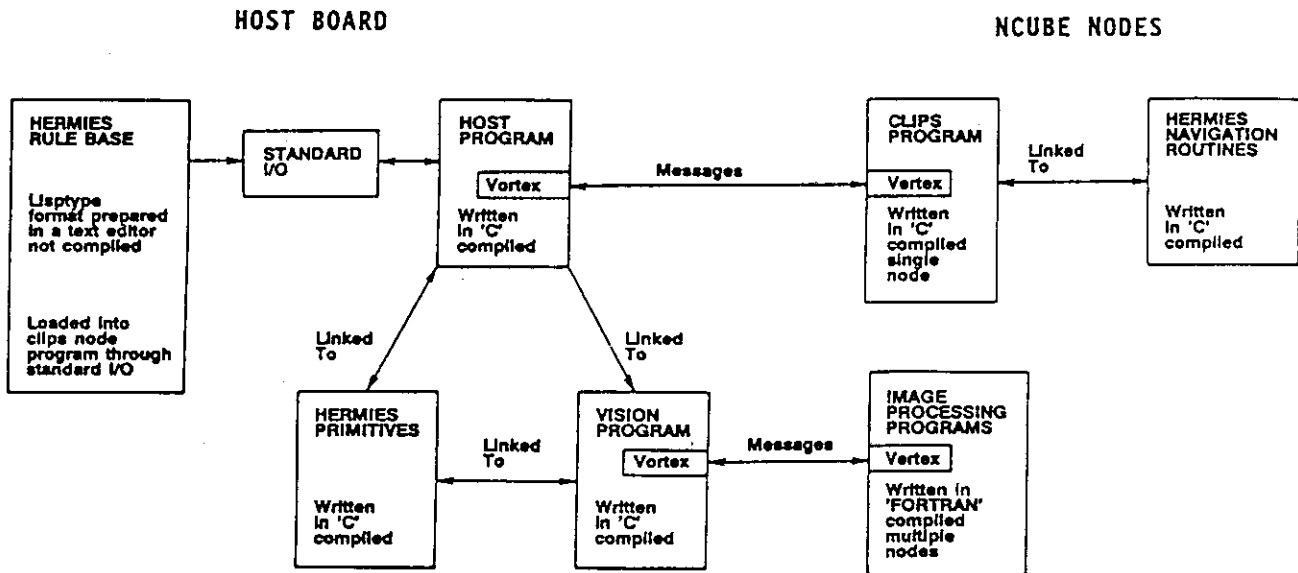


Fig. 4 Diagram of the software structure for HERMIES-IIB illustrating the interlinking of programs on the IBM 7532 and the NCUBE parallel-processing nodes.

with HERMIES-IIB is the optimization of the overall computer architecture. A second research topic is concerned with adapting the NCUBE structure to the rapid analysis required for visual perception and pattern recognition. Still another research goal is to improve and make more robust a number of sensing, world modeling, planning and monitoring processes which were developed with earlier versions of HERMIES and which must be organized into a consistent control system that optimizes the robot's behavior.

In order to focus the research, to prove the correctness of the general approach and to better identify the areas for further experimentation a demonstration was developed and implemented. The rest of this section describes this demonstration.

Figure 5 illustrates a typical environment for testing HERMIES-IIB. The robot starts from some arbitrary initial location, denoted by A on the figure. The coordinates of this initial location A and of a subgoal location B are sent to the robot via the RF-link. HERMIES-II's task is to navigate from A to B avoiding or removing several types of static and moving obstacles. From location B HERMIES-IIB is to find a mock-up control panel, move up to the panel and read an analog meter. It is assumed that there are no obstacles between location B and the panel. All this is performed fully autonomously.

HERMIES-IIB starts by making a wide-angle sonar scan of the environment and planning a collision free path to the reachable point closest to B. As the robot moves toward its destination a sonar scans the area ahead of the robot. If the sonar detects an unexpected obstacle on its

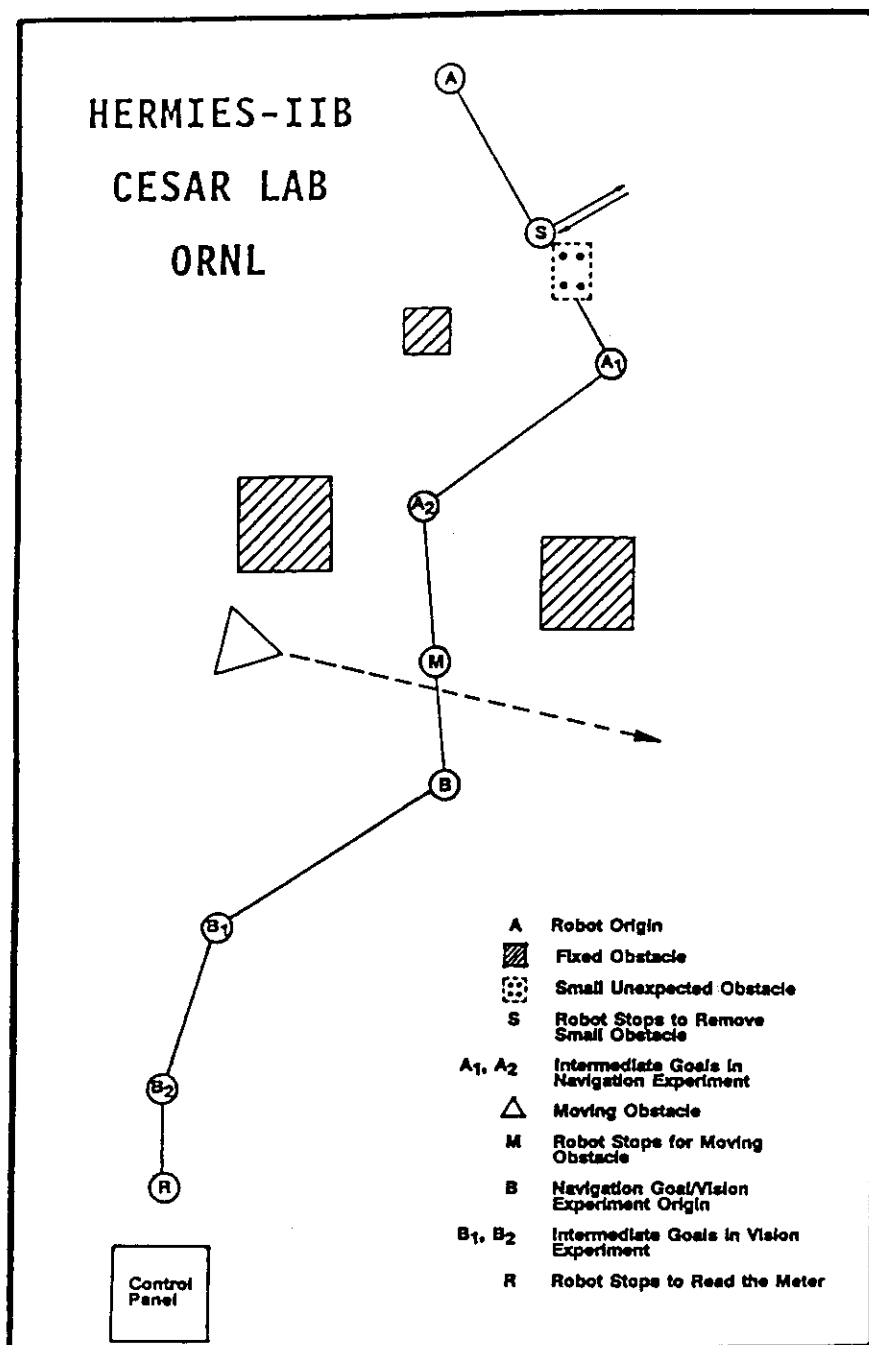


Fig. 5 Layout of the experimental area for HERMIES-IIB. The robot navigates from point A to point B stopping at intermediate goals A₁ and A₂, and responding to dynamic obstacles at points S and M. The robot moves from point B to the control panel stopping at intermediate goals B₁ and B₂. At point R the robot is close enough to read the meter.

path, it stops within 2 feet, diagnoses the nature of the obstacle and takes appropriate action. In Table 1, taken from the expert system rule base, illustrative obstacle characteristics and corresponding actions are listed.

Table 1 Diagnosis and Action on Unexpected Obstacles (see Ref. 3)

Obstacle Characteristic	Action to Take
1. Stationary and over 3 ft. tall	1. Start the navigation algorithm from the current position.
2. Stationary and less than 3 ft.	2. Move forward to the obstacle, pick it up with the manipulator arms, put it to one side and proceed to the original destination. Anything shorter than 3 ft. is guaranteed to be light enough to lift.
3. Has moved out of the way.	3. Proceed to the original destination.
4. Is moving away from the robot.	4. Wait for the obstacle to clear the path and proceed to the original destination.
5. Is moving toward the robot.	5. Check to the left and right with sonar, if clear, move out of the way. If both sides are blocked, go back to starting position and recheck escape routes to left and right.

When HERMIES-IIB has reached location B the vision system searches for the mock-up panel. This is accomplished as follows: Grayvalue images of the scene are obtained using the camera with a wide-angle lens and converted to binary images using a threshold based on the average grayvalue as determined from the image histogram. This proved to be a reasonably robust method since the control panel and its immediate vicinity do not produce complicated grayvalue distributions. The binary image is searched to identify groups of pixels that are connected (contiguous and like-colored). Each of these binary image components is labeled along with component features, such as size, aspect ratio, and moment of inertia. This list is compared to a description of the control panel generated from a priori information on the geometric relationship among the objects (meters and switches) on the front of the panel. If one of the binary image components approximates the expected features of the panel then the robot is moved in the direction of this image component and the steps outlined so far are repeated. The robot continues to move forward until the robot is close enough so that the binary image components identified as meters are larger than a preset size.

The camera with the wide-angle lens was calibrated using the simple pinhole camera model (assumes that each point in the image plane can be connected to the corresponding world point using a straight line through a "pinhole" displaced from the center of the image by a distance equal to the focal length of the lens). Hence, distance information is inferred from a priori knowledge on relative sizes of objects identified in the scene. Once one of the analog meters on the panel is detected at a

predetermined size, the system begins to process images from the other camera (no wide-angle lens). The region of the binary image identified as a meter is searched to find groups of pixels that form lines. Since the meters have two needles (one is a preset or limit needle) the images are searched to find a pair of lines with a common origin. A Hough transform is used to convert the needle position data from cartesian coordinates to (r, θ) values. The meter reading is determined by comparing the needle angle to a table of angle versus ampere values. The accuracy of the reading deteriorates if the camera is not facing the meter squarely, therefore, as the robot is maneuvered toward the control panel the image processing algorithm calculates both linear and angular moves to advance the robot until centered in front of the panel.

The programs used by the vision system demonstrate the successful integration of image processing and analysis algorithms on the concurrent multiprocessors of the 8 node NCUBE hypercube, on board the robot. These programs feature a new component labeling algorithm and a Hough transform algorithm with load balancing to be described in detail elsewhere.

V. DISCUSSION AND CONCLUSION

The successful implementation of the demonstration just described validates some of the concepts of HERMIES-IIB and suggests areas where further research is needed. In particular, the experiment demonstrates the feasibility of placing on board the robot all the computing power needed for sensor analysis, planning and control at least with respect to the experimental scenario described in this paper. It also validates the

utilization of the NCUBE supercomputer to process in parallel the many algorithms required for rapid scene interpretation.

Additional research is required to better integrate the information from the different sensors and the decision making programs into one more unified structure: At the present time HERMIES-IIB can navigate among moving obstacles using only the sonar sensors, or can navigate using vision but only in an essentially obstacle-free region. A better integration of these two modes of navigation is clearly desirable. Another area of ongoing research is concerned with discovery and learning the properties of the environment. It is proposed to have the robot discover the dynamic properties of a system by manipulating the controls on a panel and observing the resulting changes on the panel meters.

ACKNOWLEDGMENTS

The authors wish to acknowledge the valuable assistance of the following persons: S. M. Killough, R. R. Feezell, and L. Hull for helping with the design and fabrication of the robot; D. Barnett, D. Jollay and M. Pav for helping to develop the navigation phase of the experiment; R. C. Mann, G. Bilbro and W. Snyder for assistance with the image-processing phase of the experiment and F. G. Pin for helpful discussions during the planning and design phase of the experiment.

REFERENCES

1. C. R. Weisbin, J. Barhen, T. E. Swift, G. de Saussure, C. C. Jorgensen, and E. M. Oblow, "HERMIES-I: A Mobile Robot for Navigation and Manipulation Experiments," Proceedings of Robots 9 Conference, Detroit, Michigan, Vol. 1, pp. 1-41 (June 3-6, 1985).
2. W. R. Hamel, S. M. Babcock, M. C. G. Hall, C. C. Jorgensen, S. M. Killough, and C. R. Weisbin, "Autonomous Robots for Hazardous and Unstructured Environments," Proceedings of the Robots 10 Conference, Chicago, Illinois, pp. 5-9 through 5-20 (April 20-24, 1986).
3. C. R. Weisbin, G. de Saussure, and D. W. Kammer, "Self-Controlled: A Real-Time Expert Systems for an Autonomous Mobile Robot," Computers in Mechanical Engineering, Vols. 5 & 2, pp. 12-19 (September 1986).
4. W. R. Hamel, "Manipulator Technology: The Critical Element of Useful Autonomous Working Machines," Intelligent Autonomous Systems, An International Conference, Amsterdam, The Netherlands (December 8-11, 1986).
5. N. J. Nilsson, "Shakey the Robot," SRI AI Center Technical Note 323 (April 1984).
6. M. Turk, D. Morgenthaler, K. Grembin, M. Morra, "Video Road Following for the Autonomous Land Vehicle," Proceedings of the 1987 IEEE International Conference on Robotics and Automation, Vol. 1, pp. 273-279 (1987).
7. Y. Goto and A. Stentz, "The CMU System for Mobile Robot Navigation," Proceedings of the 1987 IEEE International Conference on Robotics and Automation, Vol. 1, pp. 99-105 (1987).
8. G. Giralt, R. Chatila, and M. Vaisett, "An Integrated Navigation and Motion Control System for Autonomous Multisensory Mobile Robots," Robotics Research, 1, Brady and Paul (eds.), MIT Press, Cambridge, MA, pp. 191-214 (1984).
9. J. L. Crowley, "Navigation For an Intelligent Mobile Robot," IEEE Journal of Robotics and Automation, Vol. 1, #1 (March 1985).
10. H. P. Moravec, "The Stanford Cart and the CMU Rover," Proceedings of the IEEE, 71, (7), PP. 872-884 (July 1983).
11. D. Kriegman, E. Triendl, and T. Binford, "A Mobile Robot: Sensing, Planning, and Locomotion," Proceedings of the 1987 IEEE International Conference on Robotics and Automation, Vol. 1, pp. 402-408 (1987).

12. S. Rochenschein, and L. Kaelbling, "The Synthesis of Digital Machines with provable Epistemic Properties," Proceedings of Conference on Theoretical Aspects of Reasoning About Knowledge, Asilomar, California, pp. 83-98, (1986).
13. A. C. Kak, B. A. Roberts, K. M. Address, and R. L. Crowell, "Experiments in the Integration of World Knowledge With Sensory Information for Mobile Robots," 1987 IEEE International Conference on Robotics and Automation, Vol. 2, pp. 734-740.
14. R. Brooks, "A Robust Layered Control System for a Mobile Robot," IEEE Journal of Robotics and Automation, RA-2, No. 1, pp. 14-23, (1986)
15. R. Brooks, "A Hardware Retargetable Distributed Layered Architecture for Mobile Robot Control," Proceedings of IEEE Conference on Robotics and Automation, Raleigh, North Carolina, pp. 106-110, (April 1987)
16. D. Gennery, T. Litwin, B. Wilcox, and B. Bon, "Sensing and Perception Research for Space Telerobotics at JPL," Proceedings of the 1987 IEEE International Conference on Robotics and Automation, Vol. 1, pp. 311-317, (1987)
17. D. Kuan, D. and U. K. Sharma, "Model Based Geometric Reasoning for Autonomous Road Following," 1987 International Conference on Robotics and Automation, Vol. 1, pp. 416-423, (1987).
18. Computer program CLIPS, NASA Johnson Space Flight Center, distributed by COSMIC Software Information Services, University of Georgia, Computer Services Annex, Athens, GA 30602.

* A manuscript describing this work has been accepted for publication in the winter edition of IEEE Expert: Intelligent Systems and Their Applications.

6. 閉 会 の 辞

佐野川 好母

(原子力コード研究委員会委員長)

原子力ソフトウェア開発研究会も今年で4回を迎えることになりました。回を重ねるたびに増加して今回の延べ参加者数は約150名、昨日の懇親会の参加者数は約50名という盛況でございました。

この会議を通じて、御講演頂いた方々、また参加者の皆様の御協力に対しまして心から御礼を申し上げます。

今回のテーマは、

1. 原子力コードの開発と利用
2. 中小型次世代炉の研究開発の動向
3. 知識工学及び CAD/CAM

でございまして、それぞれ、これまでに行ってきた貴重な研究・開発の成果を発表して頂き、大変得るところも多かったものと確信しています。ただ、2の項目につきましては、必ずしも御自身の研究ということではなく、海外の動向の紹介が主でございまして、これまでのテーマの取り扱いといささか趣をことにしているわけでございますが、現在、多くの関心を集めている課題であり、炉物理・計算コードの開発に携わる私達にとりまして、新しい今後の研究課題を考える上で非常に有意義なものだったと信じています。事実、会場も座る場所がないくらいの多くの参加者がございました。単に、参加者が多かったというばかりでなく、例えば、固有安全炉について、軽水炉ではすでにかなり多くの設計が提案されていること、高温ガス炉では、AVRを用いて実際に制御棒引き抜きや循環機停止など事故を想定した実験が行われていて、そのような場合にも事故に至らないことが示されていたり、高速炉では、EBR-IIを用いて自然循環冷却の実験が行われていること、などを知って大変勉強になったというような御批評を下された方もかなりおられ、主催者と致ししても大変喜ばしく思う次第でございます。また、一方、特に懇親会の場で率直な御意見もいろいろと聞かせて頂きましたので、これらは、今後の研究会の運営に反映させて頂き、来年は更に良い研究会が開催できるように努力を重ねて参りたいと考えております。

最後になりましたが、今回は招待講演者にロボットの分野の世界的権威である米国オークリッジ国立研究所のWeisbin博士をお迎えして講演をして頂く機会に恵まれ、極めて有益なお話を伺うことができました。ここに、両委員会を代表して心からの感謝の意を表しまして、私の閉会の言葉と致します。

付録 研究会出席者名簿

炉物理研究委員会・原子力コード研究委員会 合同研究会 所外出席者名簿（順不同）

氏 名	会 社 名	氏 名	会 社 名
大竹 巖	(株)アイ・エス・エル	湊 昭彦	(株)日立製作所
山田 正夫	富士電機(株)	山野 直樹	住友原子力工業(株)
早川 均	"	山田 信行	日立造船(株)
服部 禎男	電力中央研究所	島川 佳郎	三菱原子力工業(株)
芳賀 暢	原子力工学試験センタ	石川 真	動力炉・核燃料開発事業団
山地 憲治	電力中央研究所	藪下 幸久	日本エナジー(株)
白方 敬章	動力炉・核燃料開発事業団	大串 孝三	富士電機(株)
岡部 一治	三菱原子力工業(株)	井上 辰己	"
西山 琢也	電力中央研究所	横田 稔	"
好永 俊昭	(株)日立製作所	高橋 次郎	明電舎
井上 公夫	石川島播磨重工業(株)	藤井 政治	川崎重工
奥村 芳弘	"	竹内 義孝	東芝プラント
工藤 和彦	九州大学	川村 裕史	東 芝(株)
倉重 哲雄	石川島播磨重工業(株)	葛西 峯夫	弘前大学
桜井 文雄	原子力データセンター	弘田 実弥	三菱原子力工業(株)
鈴木 忠和	"	赤田 喜央	東 芝(株)
長坂 秀雄	(株)東芝	斉藤 正幸	C R C
成合 英樹	筑波大学	伊藤 只行	名古屋大学
仁科浩二郎	名古屋大学	橋本 健吾	"
深野 徹	九州大学	井上 進一	日立製作所
松延 広幸	住友原子力工業(株)	小寺 慶一	F I P

炉物理研究委員会・原子力コード研究委員会 合同研究会 所外出席者名簿（順不同）

氏 名	会 社 名	氏 名	会 社 名
山田 勝己	東 芝 ^(株)	鈴置 善郎	高速炉エンジ
西村 達雄	C S D	小野 幹訓	三井造船
藤村統一郎	原子力データセンター	源田 健寿	C R C
佐々木 誠	J A I S	亀山 隆志	日本ユニバック
中土井昭三	東海大学	小机わかえ	ニュークリアデータ
竹内 清	船研	井戸 勝	アイ、エス、エル
渡部 隆	川崎重工	佐々木敏彦	”
関 雄次	高速炉エンジ	植之原雄二	九州大学
林 正俊	京都大学	福本 享	C R C
佐藤 圭祐	東京大学	山田	M A P I
山根 義宏	名古屋大学	大倉 伸也	C R C
若林 利男	P N C	三田 敏男	動力炉・核燃料開発事業団
武田 高明	四国電力	増井 章裕	M A P I
金子 邦男	J A I S	山中 武	東芝プラント
鷹見 益夫	C R C	青木 克忠	N A I G
三浦 俊正	船研	桜井 史朗	M A P I
鈴木 惣十	P N C	長田 博夫	”
桜井 淳	原工試	井口 哲夫	東京大学

炉物理研究委員会・原子力コード研究委員会 合同研究会：所内出席者名簿（順不同）

氏 名	所 属	氏 名	所 属
秋本 肇	安全工学第2研究室	牧野 光弘	計算センター（外来研）
浅井 清	計算センター	村尾 良夫	安全工学第2研究室
安達 公道	安全工学第2研究室	村松 健	プロセス安全研究室
石黒美佐子	計算センター	森 貴正	原子炉システム研究室
伊勢 武治	新型炉検討特別チーム	横川三津夫	計算センター
久木田 豊	安全工学第1研究室	神林 奨	〃
鴻坂 厚夫	原子炉安全解析研究室	五来 一夫	〃
小室 雄一	プラント安全解析研究室	上中 淳二	〃（外来研）
佐野川好母	動安部	田原 義寿	F C A
鈴木 友雄	遮蔽研究室	深堀 智生	核データ
田次 邑吉	原子炉システム研究室	島崎 潤也	炉制御研
田辺 文也	原子炉安全解析研究室	迫 淳	原子炉工学部
中川 正幸	原子炉システム研究室	三幣 正	原子力安全データ調査解析
中川 庸雄	核データセンター	山本 豊	〃
中原 康明	原子炉システム研究室	安達 潤一	炉設計研究室
中村 康弘	計算センター	立川 克浩	〃
西田 雄彦	原子炉システム研究室	菊池 康之	企画室
長谷川 明	遮蔽研究室	秋元 正幸	〃
原田 裕夫	計算センター	金子 義彦	原子炉工学部
樋口 健二	〃	鹿園 直基	物理部
藤木 和男	原子力安全データ解析研	吉田 弘幸	高速炉物理研究室
藤崎 正英	計算センター（外来研）	中野 正文	炉物理施設管理室

炉物理研究委員会・原子力コード研究委員会 合同研究会：所内出席者名簿（順不同）

氏 名	所 属	氏 名	所 属
平岡 徹	新型炉検討特別チーム	中島 宏	遮蔽研究室
石黒 幸雄	原子炉システム研究室	安川 茂	核エネルギーシステム研
大杉 俊隆	高速炉物理研究室	田所 啓弘	〃
浅見 哲夫	物理部	中野 泰行	〃
前川 洋	核融合炉物理研究室	久木田 豊	安全工学第1研
関 泰	炉設計研究室	古田 照夫	燃料安全第3研
森 清治	〃		