

「西独における工学的安全研究の現状と今後の動向」

座長 吹 田 徳 雄

原子力委員会委員

（大阪大学 名誉教授）

（財）原子力安全研究協会理事

通訳 佐 藤 一 男

（日本原子力研究所 東海研究所

安全解析部 安全性コード開発室長）



## 「西独における工学的安全研究の現状と今後の動向」



西独・ルール大学  
教授 アルベルト・ツェグラ

### A 安全のフィロソフィー

安全性に関する努力の根底には、一貫したフィロソフィーがなければならない。西独は歴史上多数の著名な哲学者を輩出しているが、今日のわれわれの安全のフィロソフィーが傑出したものだと私は思っていない。事実、公式に組み上げられたフィロソフィーは存在しない。ただ、十分に確立した慣習というものは存在していて、これを論理的にたどれば、何やらフィロソフィーらしきものに到達する。今日、西側諸国における安全のフィロソフィーの主要部分は、基本的には同じである。

もちろん、安全の手続きのあるものにアクセントをおき、これを具体化するところには、かなりの相違がまだ存在している。このうちの一部は、さまざまな国での異なった環境条件による。日本や西独のように人口密度の高い国では、より好適な立地条件に恵まれた国より、さらに強い制限を課さねばならないことは当然である。

安全のフィロソフィーは、原子炉の実際のリスクのポテンシャルから出発しなければならない。われわれはこれをリスクと呼ぶ。原子炉には、このリスクを生み出す基本的な特徴が3つある。すなわち、

- (1) 実際問題としては無制限なエネルギーを短時間に放出する潜在的可能性。反応にあずかる物質はすべて炉心にあり、供給によって反応は制御できない。
- (2) 停止後、熱発生を完全に止めることが不可能なこと。最初の数秒で蓄積熱が被覆に伝えられる。次に遅発中性子による核分裂は数分間で消滅し、最後に放射性生成物の崩壊熱が長時間継続する。
- (3) 燃料中の分裂生成物の蓄積。これは圧力のかかった状態で蓄積しており、障壁が破れれば放出されることになる。

これに対応して、3つの安全性の要件があり、これらはいかなる事故状態下でも満足されねばならない。

- (1) 原子炉の即時停止。
- (2) 緊急炉心冷却と長時間の除熱。
- (3) 格納容器の隔離。

この3つの要件が満足される限り、環境への放射能の拡散はなくなる。そこで問題は、一次系が損傷を受けた場合のみとなる。

冷却系が高圧の系であるということは、さらにリスクの要因をつけ加えることになる。一次系の破損によつ

て、原子炉の特有の危険性が現実のものとなり、増大されることがないならば、破損も比較的無害なものとなる。一次系は、圧力に対する壁であると同時に放射能の障壁でもある。

さらに、この障壁の破損は同時にこの障壁の内外の他の障壁を破壊するかも知れないという、好しからぬ影響を持っている。すなわち、コンクリート遮蔽の内側の燃料と被覆、および外側の格納容器である。それゆえ、一次系は何にもまして安全上重要なものである。

これに対応する安全性の要件は、ある種の破裂防護であろう。BASF計画では、即物的(material)な破裂防護を実現することを試みたが、一般的には、「知的(intellectual)な防護」が同様に有効であり得るとわれわれは信じている。

安全性の要件がどのように実現され得るかは、安全性の概念を取り扱う次章で説明することにする。

## B 安全性の概念

リスクのポテンシャルとこれに対応する安全性の要件を知れば、リスクのポテンシャルを現実化する可能性をすべて研究し、すべての事故条件下で安全性の要件を満足する設備を用意することによって、安全性の概念を生み出すことができる。このような考察によって、われわれの安全性の概念は次の4つの段階に具体化される。

### (1) 運転系

これには、計画運転に必要なすべての装置と設備を含む。同様にさまざまな制御系も包含される。

### (2) 保護系

これは、通常過渡状態と呼ばれる異常な運転状態においてプラントあるいは機器を保護する機能を持つ。異常な運転状態は、誤動作、故障あるいは誤操作によって起り得る。保護動作は、危険な状態になる前に、制限値によって開始される。最も重要な保護系は、原子炉、タービン、発電機、各種のポンプおよび電源に対するものである。特記すべきものは、停止系と圧力逃し系がある。

### (3) 安全系

これは、プラント内に損傷が生じ、平常運転がもはや不可能になるや否や動作を要求される。これは、環境への許容し得ない放射能放出を防止するために、事故に対処しなければならない。原子炉保護系は、安全系とともに動作するが、後者は、非常用炉心冷却系と、格納容器隔離系よりなる。

### (4) 災害防護

これは安全性の概念の最終段階であって、これが用いられることがないことが望ましいものである。これは、安全系が事故を抑制できなかつた時に、災害を最小にするためのすべての非常措置を含む。この多くのものは、プラントの外でなされなければならない。プラントのレイアウト内でなし得る唯一のものは、炉心溶融から格納容器破損までの時間を十分にかせいで、有効な退避その他の救護がなし得るようにすることである。

いかにしてこの安全性の概念が考え得るすべての事故に対処し得るか、とくにどの点でさまざまな事故が登場し、どの系がこれを抑制するかについて、以下に述べることにしよう。それと同時に、どのような問題点が含まれており、摘出された問題の解決のためにどのような研究がなされて来たかも示すことにしよう。

事故の発生源はプラントの内にも外にもある。プラント内部のものは、系統故障と呼ばれ、最も簡単な場合

は、さして重要ではないが重大な外乱にまでなり得る誤動作や機器の故障などである。故障に対する最良の防衛線は、運転系それ自身の高度な品質規格である。従って、運転系の品質保証は、稼働率が主としてこれに影響されるといふ点から原子炉使用者の関心事であるのみならず、安全上の事項でもある。

それゆえ、安全研究の枠の中に、プラント運転を改善することに関する実験が多数含まれてきた。たとえば、

- 三次元炉心の炉物理と流動
- チャンネル間の混合の影響
- 定常および非定常限界熱流束
- 一次系汚染の低減
- 破損の早期発見のための振動検出器の試験
- ヨウ素、クリプトン、キセノン・フィルタの改良

である。

プラントのパフォーマンスが非常に良くても、われわれは異常な運転状態、いわゆる過度状態に直ちにつながる故障を予期しなければならない。これは、通常は保護系によって処置される。もし、それ以上の拡大を止めるのに成功しないと、生ずる結果は重大な事故につながるいずれかの破損ということになる。

事故の発生当初にその拡大を止めるよりも、エネルギーの急速な放出の結果に対処する方がはるかに難しい。従って、保護系の絶対的な信頼性は不可欠のものである。これは、安全上のいくつかの原理、就中、2-out-of-3システム、検出器とチャンネルの多様性、多重性、自己チェック型電子装置などを適用することによって達成される。

西独のみならず、原子力プラントで実際に発生した事故の統計の示す所では、保護系が機能せず、安全系が必要とされた事例はごく少数で、多分5本の指で数えることができる程度である。

保護系の改善のために、次の研究課題が計画に含まれている。

- 自己出力型中性子検出器の開発
- 保護系における計算機の利用
- スクラムなしの予期過渡現象(ATWS)の研究
- 安全弁および逃し弁の改良
- 逆止弁の適合性
- 圧力抑制系の問題

不幸にして、すべての運転系の故障などが保護系で対処できるわけではない。何の前触れもなく圧力系が大損傷を起し、直ちにエネルギーの急速な放出を引き起すようなカテゴリーがある。これらは、冷却材喪失事故、あるいは略してLOCAと呼ばれる。LOCAの場合は、保護系は原子炉をスクラムする役目を持つが、安全系がそれに加えて直ちに動作し、他の2つの不可欠な安全の要件、すなわち、炉心冷却と格納容器隔離を満足せねばならない。

圧力系破損の確率を算出することは実際上不可能である。われわれの信ずる所では、確率は $10^{-3}$  / 年のオーダーであろう。しかし、比較し得る条件に対する統計的経験も、また材料の挙動を予測するための物理法則も存在していない。従って、リスクは確率的には取り扱えず、むしろこれが発生するという決定論的な仮定で取り扱うことになり、これが解析の出発点となる。

1次回路に生じ得る損傷が仮定されねばならず、さらに、減圧に始まり、それに続くブローダウン期間、さらにはリフィル過程と長期冷却を考慮した解析によって、燃料要素の温度履歴と破損数が明らかにされねばならない。同様に、ブローダウン中の圧力容器内構造物にかかる力も計算されなければならない。格納容器の圧力上昇と、放射能放出も重要な結果である。

非常用炉心冷却系の熱水力設計は、燃料棒挙動と、それに続く高温での炉心の冷却能力によって実質的に決定される。そこで、これらを考察するに当たり、ジルカロイ被覆のふくれと破裂、ならびに900℃で起るジルコニウム水反応によって生じ得る付加的な加熱を考慮に入れなければならない。

非常用炉心冷却系の有効性を論証するために、次の項目が要求される。

- ① ジルカロイ被覆の最高温度は1,200℃をこえないこと。
- ② 原子炉内のジルコニウムの1%以上がジルコニウム水反応を起さないこと。
- ③ ジルコニウム水反応の結果、被覆管内厚の17%以上が酸化されないこと。
- ④ 燃料要素は、必要なだけの期間非常用炉心冷却系で冷却されること。

個々の効果は、計算機モデルで模擬されなければならない。コード検証の主要な問題は、熱伝達と摩擦係数の不確かさおよび二相流の複雑な挙動である。コードの計算と実験結果が良い一致をするためには、多数の実験が必要であった。

コード検証のために下記の実験が計画に含まれた。(図1)

- 25本バンドルのブローダウン実験
- 一次系モックアップでのブローダウンと再冠水実験
- ブローダウン中のループの影響を測定するための、イスブラでのLOBI実験
- リフィルとシェンチの実験
- BWR燃料バンドルの低圧スプレイ実験
- 二相流測定
- 相分離実験
- ブローダウン中の一次系ポンプの挙動
- LOCA中のジルカロイ被覆管の挙動
- 格納容器の圧力上昇(Marviken, Battelle, HDR)
- 格納容器への分裂生成物の放出

主要な問題は、安全系のほとんど絶対的信頼性に向っての技術である。われわれは次の原理を適用している。

#### (1) 多重性

一般にわれわれは5.0%容量の非常用炉心冷却系4系統を要求している。これは、1系統が修理その他の理由で動作を要求された時に使用できないかも知れないというフィロソフィーに従っているのである。他の1系統は単一故障でつぶれているかも知れない。残る2つの系統が、ポンプ1台が破断ループに注水することを考慮しても、炉心を少なくとも1,200℃以下に保つことができなければならない。

#### (2) 独立性

4つの非常用系統は、回路網を構成することなく、たがいに完全に独立でなければならない。動的機器を共有することは許されていない。同様にして除熱回路や電源、電子設備も各系統に別々に設置しなければならない。

らない。

(3) 隔離性

サイトにおける4つの系統の配置は、単一の外部からの擾乱によって同時に損傷されないように距離を取らねばならない。これを局部的多重性と呼ぶことがある。

(4) 多様性

共通要因故障 (common mode failure) を防止するために、同一の機能を持つ異なった設備を可能な限り用いなければならない。

(5) フェイル・セーフ

弁の駆動およびスイッチは、すべて動力源を失った時に安全な方向に動作しなければならない。

(6) 自動化

すべての動作は、さまざまな限界値からくる信号により自動的に開始されなければならない。少なくとも10時間は運転員の操作は不要にしなければならない。

(7) 優先度

安全系は他のすべての系に優先するものであって、運転員によって影響されない。

(8) 保護

安全系の十分な部分は、航空機墜落、地震、ガス爆発、サボタージュなどに対して保護されねばならない。これらの原理を逐次適用することにより、安全系の故障の確率は  $10^{-4}$  あるいはそれ以下に低下させることができる。フォールト・ツリー解析は、レイアウトの弱点を明らかにする。小さな変更が、かなりの信頼性の向上をもたらすことがしばしばある。

フォールト・ツリー解析は、相対比較のためには極めて有用であるが、確率の絶対値の計算に用いるべきではない。計算の入力データとして用いられる故障率は、在来のプラントの統計から得られたものである。一般に今日の原子力プラントに設置される機器はより優れた性能のものであるが、この点は考慮に入っていない。それゆえ、結果は保守的なはずである。

統計データの収集と確率論的解析の開発の他に、次のような特定の機器の改良がなされてきた。

- 安全弁および逃し弁
- 圧力抑制系
- 非常冷却ポンプ

破断したパイプが曲って、安全上重要な機器に打撃を加えることを防止するために、高圧配管はすべてある点で拘束されなければならない。これは、せまい原子炉建家にとって大きな問題となる。というのは、このような拘束クランプはかさばるからである。われわれは改良された装置の出現を待望している。

当然なことではあるが、基本的な問題、すなわち圧力容器の突然の破損は安全系では解決できない。Why! 原子力発電所計画に対する裁判所の判決を耳にされているであろう。裁判所は、破裂の防護がなされていないから、許可は非合法であると述べた。

彼等は、圧力容器破損はまったくあり得ぬことではないと論じた。一方、BASFの設計で実証された通り、圧力容器の破裂防護も建設可能である。彼等はこれを科学技術的に確立したものと考えたが、専門家の意見はそうではない。彼等は、われわれの、「原子力法」の要求する公衆の安全のための対策が適切に講じ

られていないと判断した。

われわれはこの判決が正当とは思わない。というのは、その後 Grafenrheinfeld 発電所について、他の裁判所が、許可の正当性には何ら法的な問題がないと声明したからである。両方の場合、事実上同じ施設なのである。

圧力容器の健全性は、かつてわれわれの頭痛の種であった。われわれの見解では、即物的な破裂防護は現実的な解決ではなく、また必要でもない。なぜならば、「知的な破裂防護」が同様に効果的たり得るからである。しかし、非常に強い規則が、レイアウト、設計、材料規格、製造、品質保証および反覆される試験に適用されなければならない。十分な延性と健全性が保証されなければならない。

2つの拡張された計画が達成された。1つは、鋼材の性質、とくに溶接部の改善を目指すものであり、他の1つは容器の反覆検査のための、超音波試験の自動化を意図したものである。中でも、次のものは紹介するに足りよう。

- 熱影響部の検査
- 少量の溶接イングレディエントの影響
- 20MnMoNi55の能力の試験
- 超音波タンデム法の開発
- 操作器の設計と製作
- 評価装置と手順の開発
- 古いプラントのすべての圧力容器すなわち加圧器、蒸気発生器、予熱器、給水タンクなどの確認試験

最後に、航空機墜落、地震、ガス爆発、サボタージュなどから原子力プラントの影響を受けやすい部分の防護という問題が残されている。原子炉建屋と非常用炉心冷却系以外にも、放射能源となり得る機器はコンクリートで遮蔽されなければならない。

要求事項は一步づつ高められてきた。当初は衝撃ダイアグラムはスターファイターの墜落に対応したものであったが、後に最大110MNの力を持ってファントム墜落に改められた。これは、すべての商業用航空機をカバーするはずである。(図2)

強い地震の確率は西独では極めて小さく、わずかにライン河上流溪谷で予期されるのみである。しかしながら、耐震レイアウトは徹底的に研究され、とくに機器の歪みを計算するコードが開発された。サイトごとにいわゆる「運転地震」と「安全地震」が設計ベースとして定義されなければならない。

ガス爆発は、液化ガスを運搬中の船から生じ得る。ガス雲がプラント近傍に漂ってきてそこで爆発すると仮定される。格納容器は0.3バールの外圧(反射波に対しては最大0.68バール)で設計され、爆発質量Mに対して距離が $R=0.3\sqrt{M}$ より大きければ、爆発に対処し得る。しかし、チトネーションはもっと大きな圧力を生ずるのであろう。専門家の到達した結論によると、未飽和炭化水素であっても、卓越条件ではチトネーションを起し得ない。

サボタージュに対する対策は、理解し得る理由により、公開では論じられない。一般的にいって、一人もしくは内部の状況を知らない1つのグループのテロリストによって、破局的損傷が生じ得ないこととしている。巨大なコンクリート遮蔽は、戦争時の攻撃にもある程度助けになることが判っている。政府内のある人々は、格納容器を含む影響を受けやすい部分を地下に置くというアイデアを追求中である。



## C 原子炉安全性研究計画の成果

現行の西独の原子炉安全性研究計画は、西独のこの分野におけるすべての活動を含んでいるわけではない。それは軽水炉に関しては、主として環境に対して破局的損害を与えるのを避けるのに最も決定的である格納容器の健全性と非常用炉心冷却系に集中している。

これに加えて、運転系と保護系の改良の研究が産業界でなされており、これは私の信ずる所ではより実際的な価値を有するものである。というのは、安全性を効果的に防御する最前線はそこにあるからである。そこで、これらの成果も本報告に若干含めることにする。

他方、私は計画の組織的、財政的側面には触れないことにする。私としては、質問に答え、あるいは個人的に討論する用意はあるがこの講演では、一般に興味があると思われる実験や研究の技術的成果の最も注目すべきものに話題を限定することにする。

### 1. 運転系の改良

始めに、最も深刻な問題である圧力容器健全性については、すでに終了したいいわゆる「優先度計画」と現在準備中の「原子炉機器安全性計画」の2つの計画があり、どちらも鋼の材質の改良に関するものである。

#### 1.1 原子炉圧力容器およびその他の1次および2次圧力系機器の品質改良

数年来、溶接線に沿った熱影響部の過熱領域に粗大な結晶粒が生成され、これが時には体積の70%にも達することが次第に明らかになってきた。切線方向にカットする方法により、小さな応力緩和亀裂領域が検出され、また引張試験片の示す所では、模擬過熱の後には亀裂感受性が増大した。政府と原子炉安全委員会による研究の延長が、鉄鋼メーカー、原子炉メーカーおよび検査機関の協力の下に開始された。

これらの調査によれば、脆化と亀裂は、Mo-含有量、P, S, Cu, Sn, N, As, Co, およびAlを制限し、さらに微量成分のV, Nb, およびTiを減らすことにより回避できる。図3は、 $22\text{NiMoCr}37$ と新たに使用される $20\text{MnMoNi}55$ の破断時の伸びを比較したものである。

熱影響部模擬試験の示す所では、粗大な結晶粒の領域を最小にすることにより、応力解放亀裂と歪みによる脆化の感受性の低いリファイニング・ゾーンを形成する効果があることが判明した。熱影響部模擬試験から得られた勧告の1つは、できるだけ高い温度で応力解放焼鈍を行うべきだということである。とくに、セグレグーション傾向の少ない最適な化学組成の材料であれば、時として採用される $550^{\circ}\text{C}$ での中間焼鈍を省略して、その代りに $610^{\circ}\text{C}$ 以上でのより短時間の応力解放焼鈍を行うことが勧告される。

このような事情の下で、破壊力学を用いて信頼し得る計算が可能である。というのは、問題となる材料は均質であり、有意の特性値によって表現し得るからである。

同時に、疑問の多い修理溶接を避けるために、小さな亀裂を残しておくことには何の制限もなくなるであろう。

#### 1.2 超音波による反覆確認試験

内部の小さな亀裂は超音波試験で最も良く検出できることは良く知られている。しかし、圧力容器は運転後ある時間たつと接近できなくなる。そこで、超音波装置をガイドする操作器が開発された。

PWRの容器はノズルも含めて、中央マスト式操作器で完全に検査できるが、BWR容器は外側から検査しなければならず、超音波ヘッドのついたキャリアを誘導する特殊なレールが必要である。BWRの炉内構造物、とくに給水スパーヂャ・リングを取り外して、内部からのより好ましい検査が可能になるよう設計する努力が若干なされている。

表面に直角な亀裂の検出には、いわゆるタンデム法が最も好適である。評価の自動化のためには、電子装置の開発と多数の較正実験が必要となる。信号は非常にゆらぎが多く、解明のためには手のこんだディスクリミネーションが必要である。

### 1.3 蒸気発生器伝熱管

周知のように、伝熱管の故障が多数のPWRで発生している。極めて多数の破裂実験がKWUによって行われた。これによれば、減肉が80%以下であれば、破裂圧力は、蒸気管破断時に生ずる最高の差圧より高かった(図4)。

肉厚減少は過電流試験で測定できる。この方法は、1 kHz から 2 MHz の異なった周波数を用い、特性インピーダンスをオシロスコープで観測する方法により、非常に改善された。内側および外側の欠陥、さらに外側のスベサが識別できる。作業者を被曝から守るために特別の操作器が開発された。これにより、1回の試験中の積算線量は、5レム以下に低下させることができる(図5)。

## 2. 保護系の改良

### 2.1 スクラムなしの予期過渡現象(ATWS)

基本的には7種類の過渡変化が、ATWS研究のために定義された。当初から、原子炉保護系、制御棒駆動系、圧力逃し系が解析に含まれた。今日までの結果の示す所では、軽水炉の設計圧力の1.1倍を超えないので、1次系が直接危険にさらされることはない(図6.A, B, C)。

炉心の少部分に、燃料棒数本の破損が生ずるかも知れない。この点で、とくにBWR圧力容器内の水位がかなり低下する故障、およびPWRでポンプ故障と結びついて多量の蒸気が発生するものについてさらに試験がまだ必要である。

圧力逃し系、およびこの系のスクラム時の機能についての信頼性の研究が明らかにした所では、系統は高度な品質の設計である。これまでに認められた欠陥は、許可手続き中に払拭されている。スクラム時の故障データとして定められたのは、 $2 \times 10^{-6}$  から  $5 \times 10^{-6}$  の間である。

共通要因故障の定量的取り扱いは困難である。共通要因故障を適切に定量化し、総合的な信頼性解析として取り扱えるようにするためには、さらに詳細な解析が必要である。

BWR, PWRの双方についての解析結果から、現在大規模なハードウェア上の対策を追加する必要はないと結論された。しかし、BWR, PWR双方について、現存する工学安全系に可能な改良を提案するように勧告することはできよう。だが、これらの提案は、最適な安全の標準を達成し、かつ逆効果が生じないようにするために、注意深く検討されるべきである。

### 2.2 安全弁および逃し弁

蒸気管破損時に伝熱管に最高の差圧が現われることはすでに述べた所である。従ってこの状態で破損

確率は最高になる。通常、格納容器外での破損配管は、安全弁の後にある止め弁で閉止できる。

周辺への放射能放出に関する限り、安全弁が閉らない方がより可酷である。このような事象の確率はかなり高い。この場合に対処するために、KWUは、蒸気発生器頂部に設置される閉止-安全複合弁を開発した(図7)。通常はこれは安全弁として動作する。蒸気管が外部で破損すると、ピストンに圧力がかかり閉鎖する。可動ピストンの内側に、より高压で開放するように調整された小さな安全弁が追加されている。これでもまだ限界条件に達する前に開放され、安全機能を果たすることができる。この型の複合弁は、Grafenrheinfeldプラントにしか設置されていない。監督機関はこの弁を推奨していない。

新しいPWRでは、生蒸気弁\*ステーション(図8)が設置されている。これは主閉止弁と補助閉止弁、主安全弁と補助安全弁を含んでいる。蒸気管破断の場合には、格納容器壁直後の主閉止弁が閉じる。安全弁故障の時は、補助閉止弁が閉じ、補助安全弁が圧力系に接続された状態になる。この配置については、圧力ケーシング全体の破損を皆無にしなければならない。従って全ケーシングは鍛造されなければならない。高品質の溶接が不可欠である。

### 2.3 ダンピングつき逆止弁

もう一つ現われた弁の問題は、給水と非常注水ラインの逆止弁である(図9)。格納容器貫通部の両側に、逆止弁が設置されており、格納容器外側の配管が破損した時に閉じることになっている。通常このような弁は比較的弱い逆流に対して設計されている。しかし事故状態では、これらの弁は高压に抗して高流速の流れを止めなければならない。過去においては、ダンピングなしの逆止弁が用いられていた計算と測定が示す所では、給水管に非常に高い圧力ピークと $570 \text{ N/cm}^2$ に達する応力を生じ、塑性変形を生ずる。

これを避けるため、2つの対策が取られた。ショックアブゾーバが配管の問題となる点に設けられ、弁はフォロー・ピストンでダンブされる。フォロー・ピストンはその行程の最後の部分でダンバとして動き、弁の全閉鎖時間をさして遅くはしない。

### 2.4 圧力抑制系の蒸気凝縮問題

御承知の通り、Würgassenの凝縮プールで2件の損傷が発生した。最初は、蒸気リリース管直下数 $\text{m}^2$ にわたってトロイダル底部に生じた15cmの隆起であった。これは検査の時に発見され、管内にたまっていた空気が大きな気泡となって排出される時の、底部に作用する力によるものと説明することができた。底部は修理され、4コのビームにボルト止めすることにより強固にされた。これが第2の事故の原因で、これは圧力逃し弁の試験中に発生した。1つの弁が閉らず、プールがほとんど100°Cになるまでブローした。多数のボルトが破断し、プール水は原子炉の下の制御棒駆動室に漏洩した。

損傷を調査した所、強い力が壁と底部に作用したことが判明し、それがどこからきたのが問題とし

\* (訳註) Live steam valve station. live steamは「生蒸気」であるが、ここではその意味で使用されているかどうか不明。

て残された。完全な解答を得るまでに、多数の実験を行わなければならない。

空気泡排出の現象がBrunsbüttelの実物の格納容器で測定された。図10は、最初のパルスがシェル<sup>1</sup>の局部的変形を起し、これがシェル全体の第2のモードの振動を誘起することを示している。

レリーフ管出口直下の最大衝撃圧力は、試験におけるものより遙かに高くなり得る。これを緩和するために、8本のレリーフ管にオリフィスをつけざるを得なかった(図11)。圧力チェンバの圧力上昇はずっと遅く、かつ2 barの過圧になるに過ぎないので、このことは多数の圧力抑制管にとっては重大な問題とはならない。

しかし、この他に2つの現象を説明しなければならない。質量流の高い場合の蒸気凝縮は、プール水温が70℃以上に加熱されている時には極めて激しいものとなる。蒸気泡の行程は長くなり、低温の構造物に達し得る。そこで気泡は急激に凝縮し、キャピテーションのような作用をする。その結果、65℃以上のプールの加熱は禁じなければならない。

第2の現象は、低質量流量時の空気のない凝縮に伴うチャタリングである。単一のパルスのポテンシャル理論で記述し得る。チューブが多数ある時の相互作用は、若干の同期性が認められはするが、統計的現象として扱うことができる。

### 3. 安全系の問題

#### 3.1 LOCA実験とコード開発

以下のECCSの議論は、良く知られた大漏洩LOCA、すなわち未飽和ブローダウン、沸騰を伴うブローダウン、蓄圧系の注水から格納容器と圧力平衡するまでの中間的期間、リフィルおよび最後の再冠水、に限ることとする。

多くの問題で見解が一致している中で、最も論争のあるところは、最も苛酷な低温配管破断時に、高温配管への注水は推奨し得るかどうかということである。KWUは、さまざまな実験によって、上部プレナムでの凝縮によりスチーム・バインディングをなくすことができることを実証できた。PKL装置は、340本の燃料棒バンドルを有する1次回路のモックアップであって、これと1300MWの4ループ・プラントとの関係は図に示す通りである(図12, A, B)。これまで、0.6という凝縮効率<sup>2</sup>は、制御棒案内管による水の飛沫効果であるとされていた。僅か数週間前、凝縮の完全な理解が得られた。最後の観測では、凝縮は上部グリット板上の水の層で起り、飛沫は重要ではないということが明らかに示された。飛沫は、グリット板の均一な分布に役立っているのみである(図13, A, B)

同一の運転条件、とくに全注入率を同じにした時のさまざまな非常冷却系の効果を比較するために、コールドレグのみの注入と、現在のKWUのやり方に従ったホットレグとコールドレグの同時注水の実験が行われた。この両者について、中心燃料棒の熱点の温度の時間変化を図で示す(図13 A, B)。これで見られるように、ホットおよびコールドレグ同時注水の場合は、ターンアラウンド温度がより低く、炉心のクェンチもかなり速い。このことは、低温の水が上部プレナムから炉心に入り、上部から効果的に冷却を行うためと思われる。

御存知のように、PKL実験は、日本、西独および米国間の協力研究計画の一部である。この他に2つの実験、すなわち日本のROSA-II\*の2D実験と、マンハイム発電所の3D実験とがこの計画\* (訳註) これは「大型再冠水装置」の誤りである。

に含まれている。後者は、圧力容器の2分の1のモックアップで、300 T/hまでの蒸気を炉心領域に注入する。これに加えて、1次回路の影響を模倣するLOBIと呼ばれる装置がイスララで建設中である。

### 3.2 フライホイール設計

最近認識されたブローダウン中のポンプの影響についての問題について述べることにしよう。コールドレグ破断時に、ポンプを通る流量が増大し、フライホイールつきのロータを加速して、フライホイールの許容応力を覆に超える程度の回転速度にまでなる。(図14)

破損の危険をなくすために、フライホイールを縮小してわずかにコニカルな軸上に置き、一定の速度に達すると外れるようにした。それは数ミリ落下してブレーキディスクの上に乗る、スムーズに減速される。

### 3.3 格納容器試験

軽水炉のLOCA時の格納容器と内部構造物の挙動を研究するために、西独では非常な努力を払っている。最も重要な実験は、フランクフルトのBattelle研究所のもので、ここに立面図を示す4分の1のスケールのパイロット格納容器で行うものである。(図15) 主要な興味ある点は、

- さまざまな区画の圧力上昇
- 過渡状態中の熱伝達過程
- 区画間の流動抵抗
- 相間の熱力学的平衡の程度

である。

計算と実験の比較(図16)の示す所によれば、格納容器圧力上昇中の熱伝達過程は重要であるが、全体的な熱伝達係数を適用することは適当でない。

今日採用されている手法に基づく差圧の予測(図17)は保守的であり、大きな設計上の誤りはない。保守的な結果を保証するためには、流動抵抗と水のエントレンメントのパラメータを注意深く選ぶ必要がある。これらのパラメータのより良い知識が、高度の保守性を減らすのに助けとなる。

### 3.4 地震

地震対策のより良い理解を得るために多数の研究が進行中である。しかしこの分野では貴国の方がわれわれよりはるかに多くの経験を有しており、われわれは貴国から学びたいと考えている。

運転を停止した実験炉HDRによる総合研究計画が実施されており、その中には次の実験が含まれている。

- 模擬地震荷重に対するプラント応答
- LOCA時の一次系機器および格納容器の荷重
- 一次系機器に対する現用の非破壊確認検査の信頼性
- デグレードした圧力容器の安全余裕

大部分がH D Rの固有のものであった実物大寸法の機器を用い、運転中および極端な場合の荷重を加えることにより、これらの実験は、事故を記述し、系統機器の歪みと挙動を計算するのに小規模の実験に立脚している解析手法に外挿点を与えるまたとない機会を提供している。

私は、安全研究の全分野をカバーすることは意図的にせず、むしろ原子炉安全の進展の注目すべきステップにハイライトを与えた。

将来の安全研究計画の重点は、高速炉と高温ガス炉の問題に移行するであろう。軽水炉の分野では自信が増しつつあり、非常に低確率の事故に関する限りもはやなすべきことは多く残っていない。しかしより軽度の事象については頻度を減少させなければならず、時として重大な結果となるこれらのものを軽視してはならない。

ファーマーの図を見て判ることは、線より下の単一事象はすべてある値以下のリスク、すなわち確率と損害の積を持っている。しかし、実際には、われわれはすべての事象の総和を見なければならない。今日までのわれわれの経験によれば、事象の密度は高確率低損害の領域ではるかに高いことは疑いのない所である。それゆえ、将来は、電力およびメーカーによるプラントのパフォーマンスの向上に対する一層の努力がなされることとなる。

公共の研究計画の近い将来の重点項目の1つは、リスクの研究がある。これはKWU設計の原子炉と西独の典型的な立地条件についてのラスムセン研究に類似のものである。

講演を終るに当たって述べておきたいことは、西独は、広範な規模で遂行される国際協力に対して、われわれの研究成果の門戸を開く用意があるということである。このようにして、われわれはその共通の責務を果たすこと、すなわち世界中で原子力プラント運転の最適の安全性を保証することに対して、貢献できることを希望するものである。



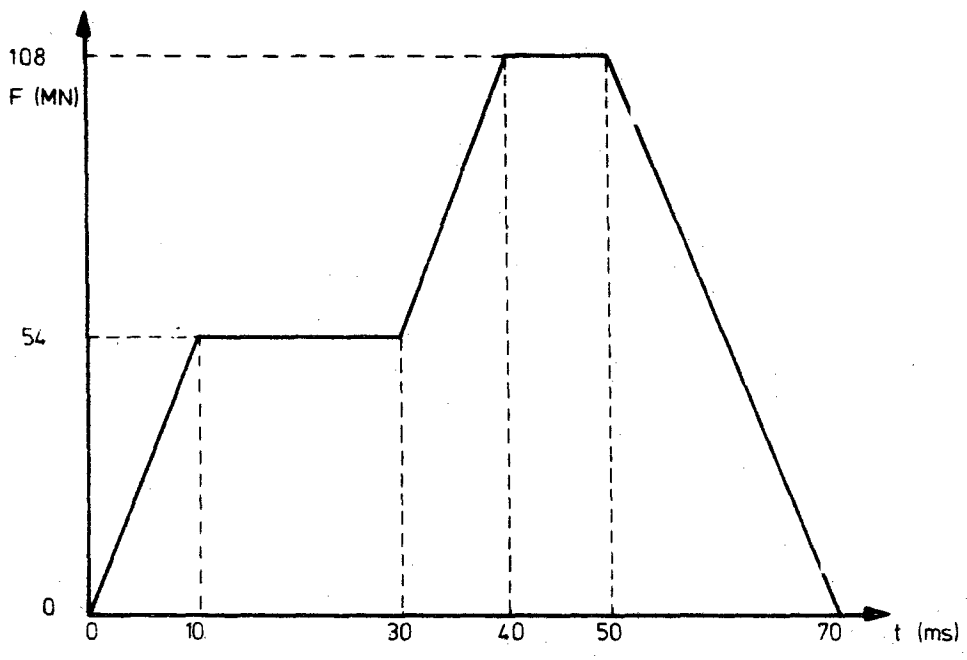


図2. 航空機墜落時の壁が受ける荷重ダイアグラム



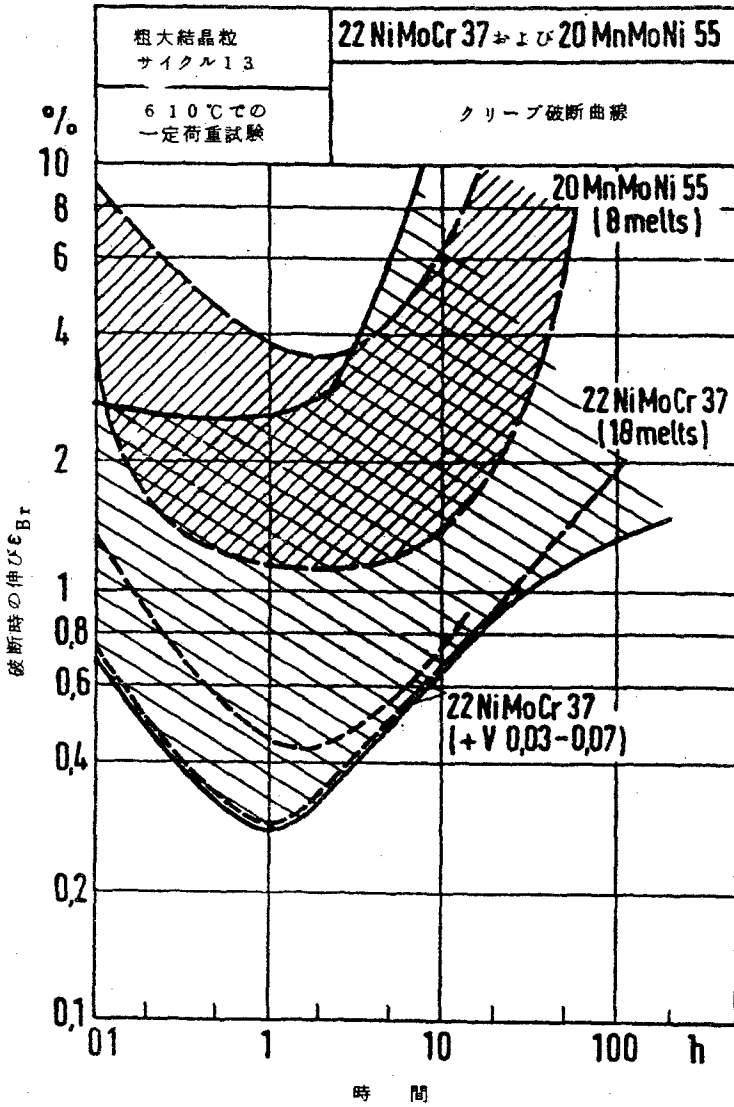


図3. 22 NiMoCr 37 および 20 MnMoNi 55 の破断時の伸び比較

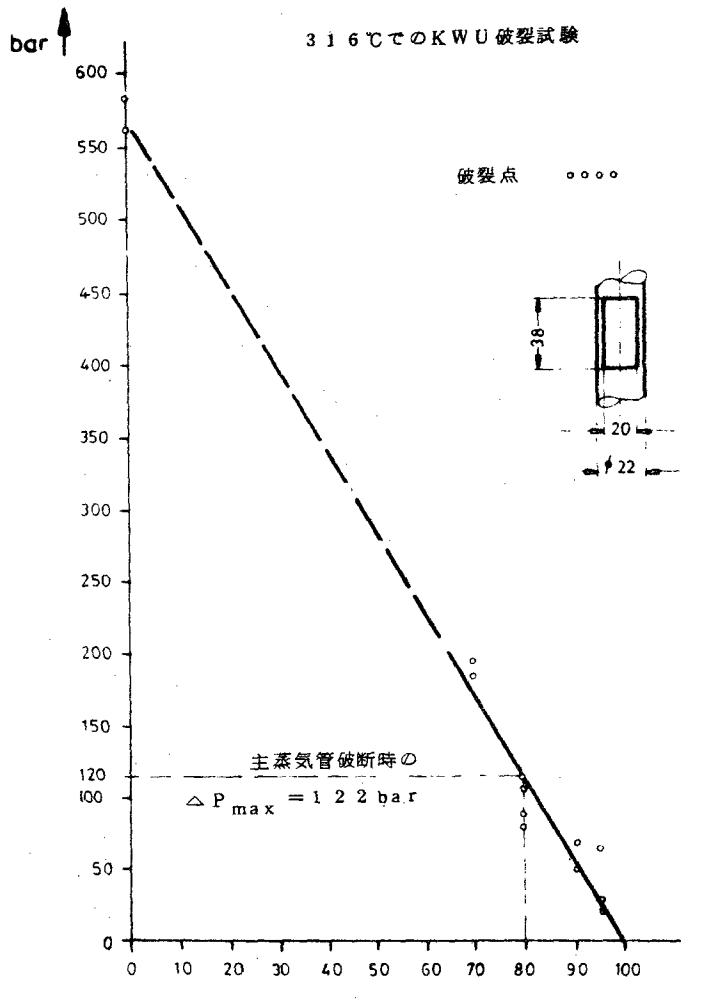


図 4. 蒸気発生器伝熱管の損傷 [%]

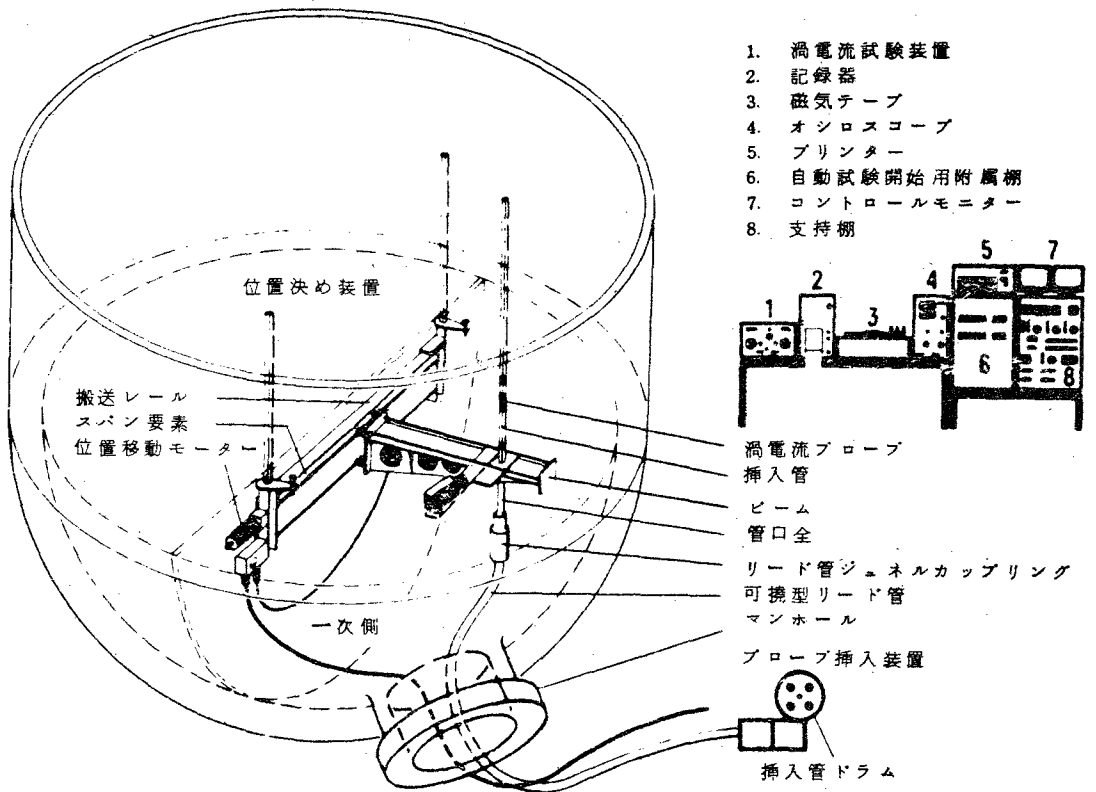


図 5. 蒸気発生器伝熱管の渦電流検査用操作装置

過度変化	最大原子炉出力	最高燃料温度	最高冷却材圧力	最高被覆温度	最少DNBR
公称値	% 100	DEG C 2210	bar 158	DEG C 366	- 2.0
1. 主ヒートシンク喪失	100	2210	180	376	1.85
2. 補助電源喪失	100	2210	191	517	< 1
3. 蒸気流量の最大流量 (sec.safety valve)	102	2250	161	370	1.95
4. 給水流量の最大減少 (ポンプ1台)	100	2210	170	427	1.94
5. 冷却材流量の最大減少 (ポンプ1台)	100	2210	165	529	1.52
6. 制御棒引抜 (L.bank)	130	2620	171	544	1.1
7. 加圧器安全バルブの 開放	100	2218	158	494	1.7

図 6. A A TWS: 研究の結果

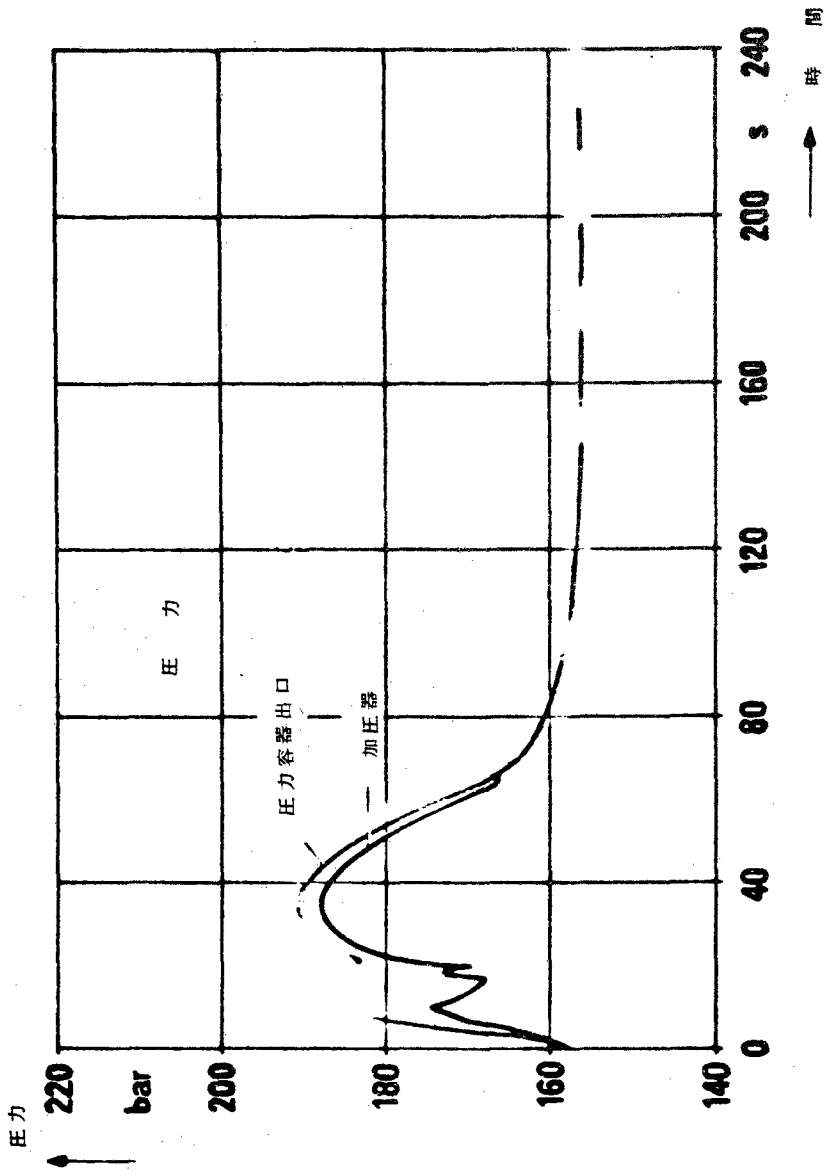


图 6.B A.T.W.S.: 辅助电源丧失

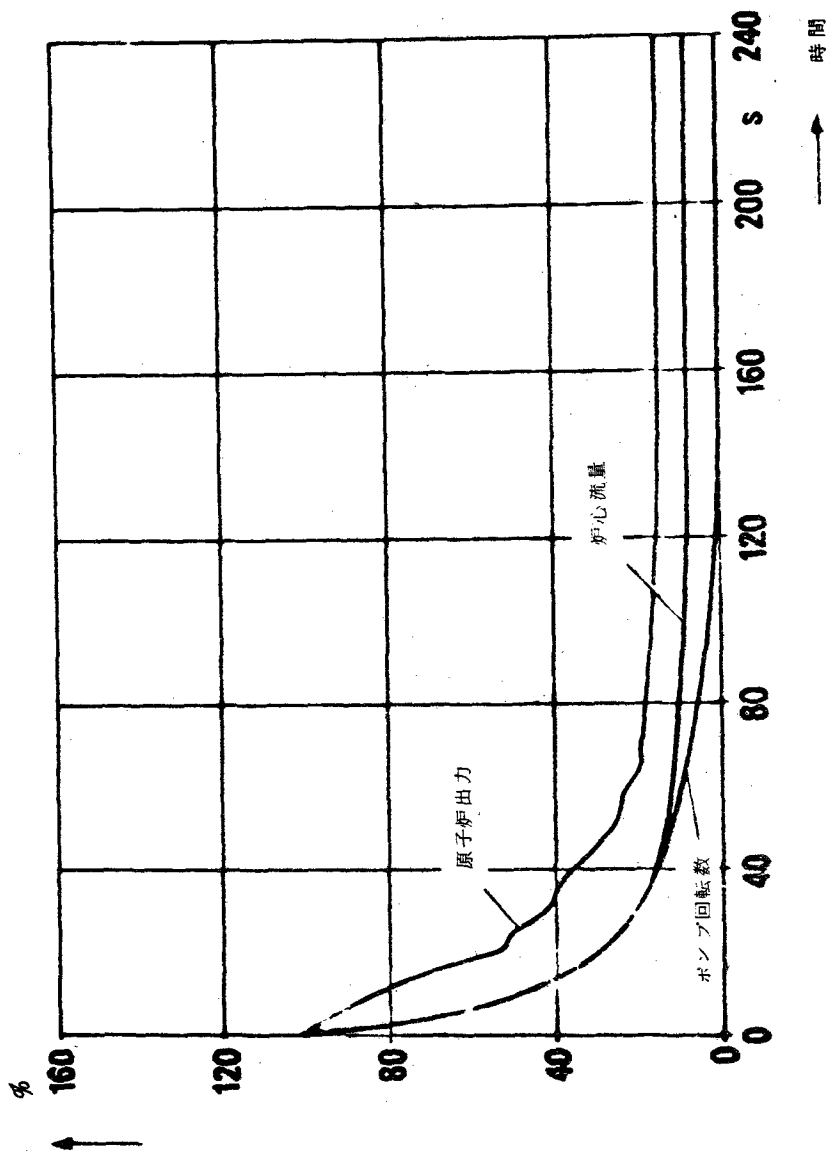


図 6. C A T W S : 補助電源喪失

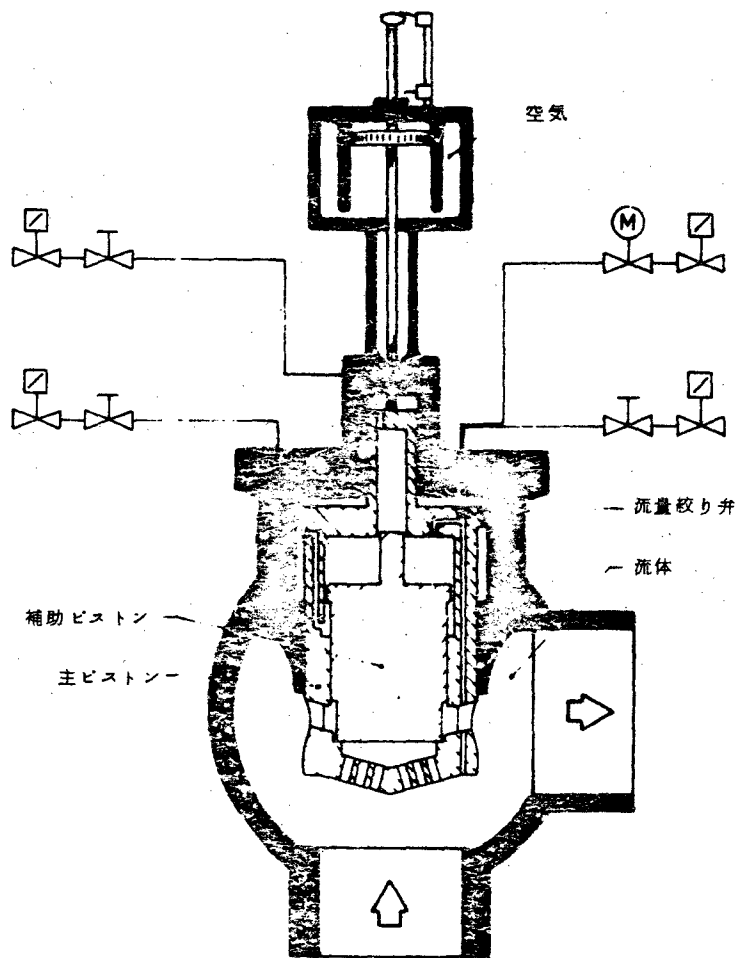


図7. 閉止—安全複合弁

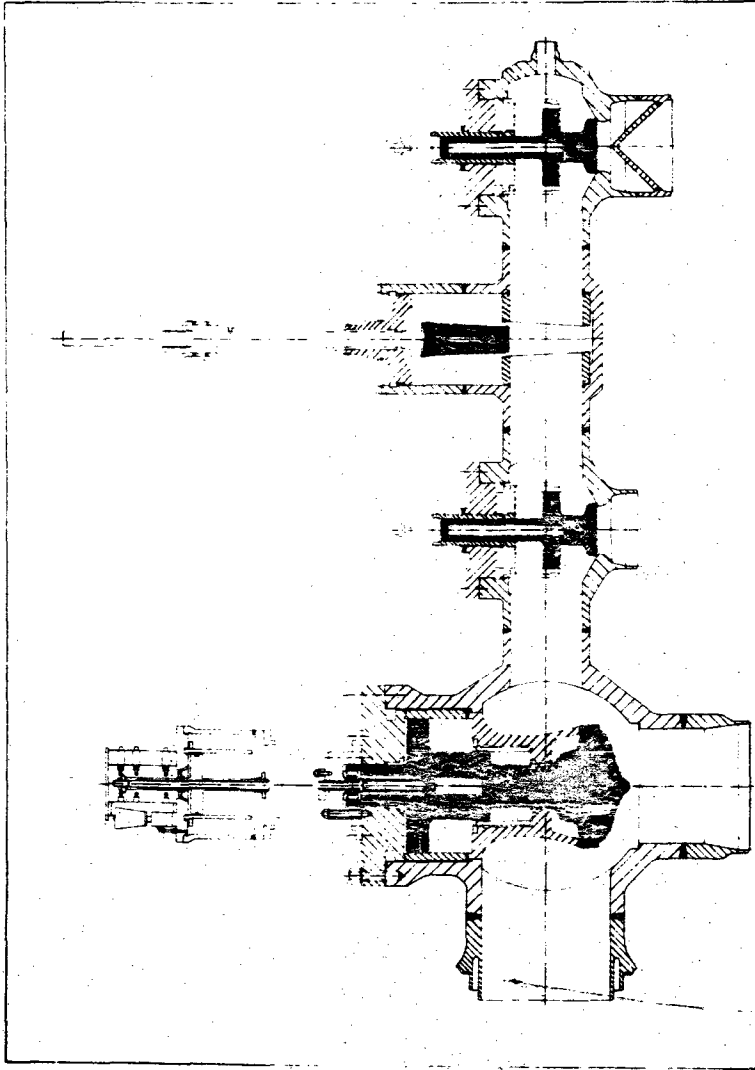


図8. アーマチュアステーション



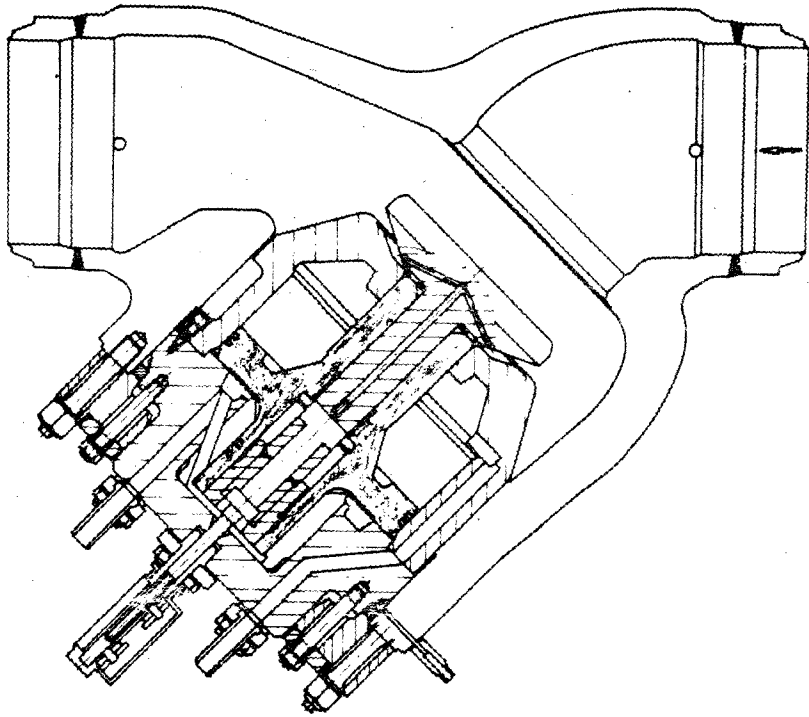


图9. 逆止弁

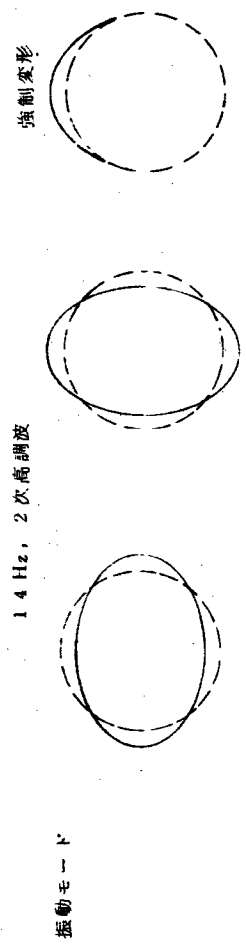
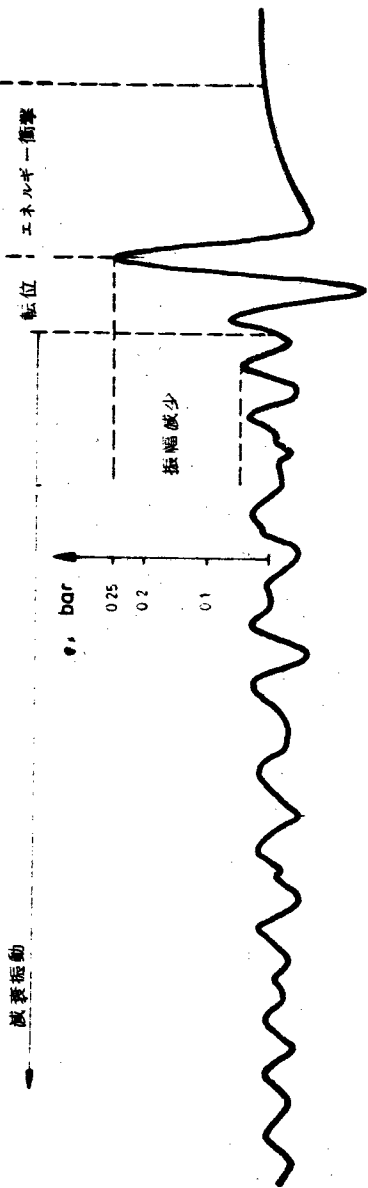


図 10. 数値にかかると異なる典型的時間依存圧力とそれに対応する変形

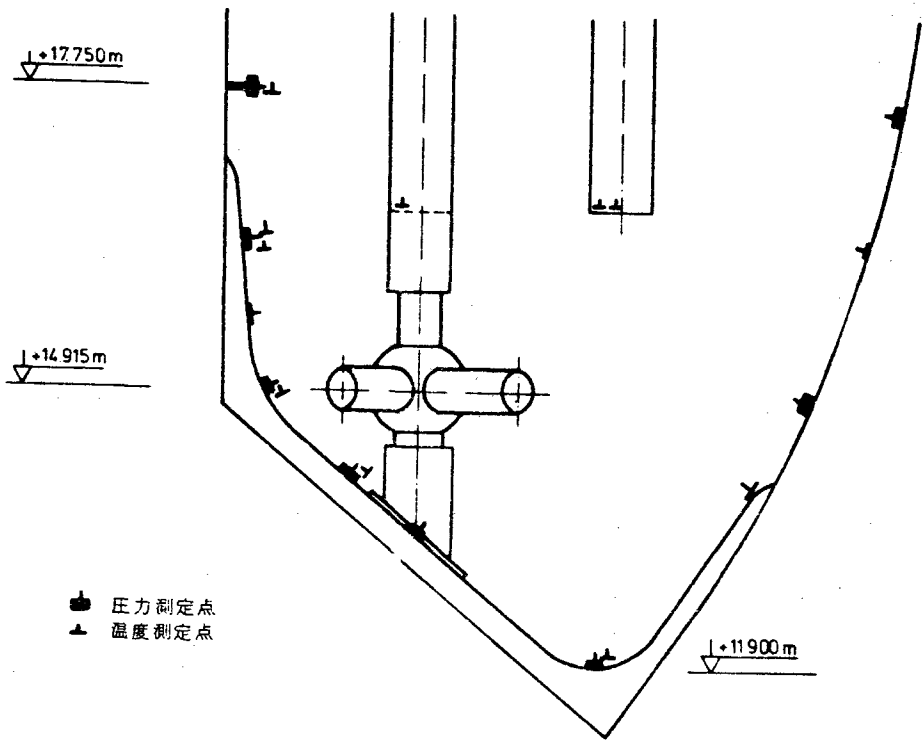


図 1 1. オリフィス付レリーフ管

	PWR	PKL
燃料棒数	45548	340
体積スケール	134	1
長さスケール	1	1

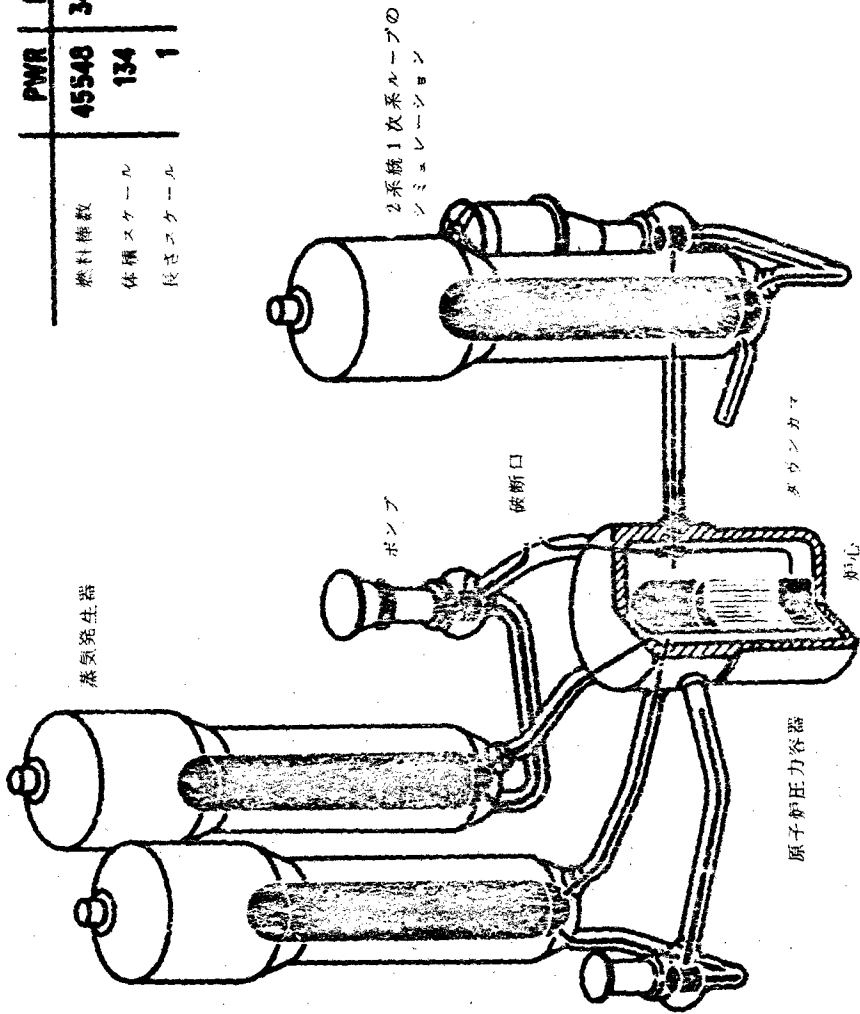


図12.A 4ループPWRのPKLシミュレーション

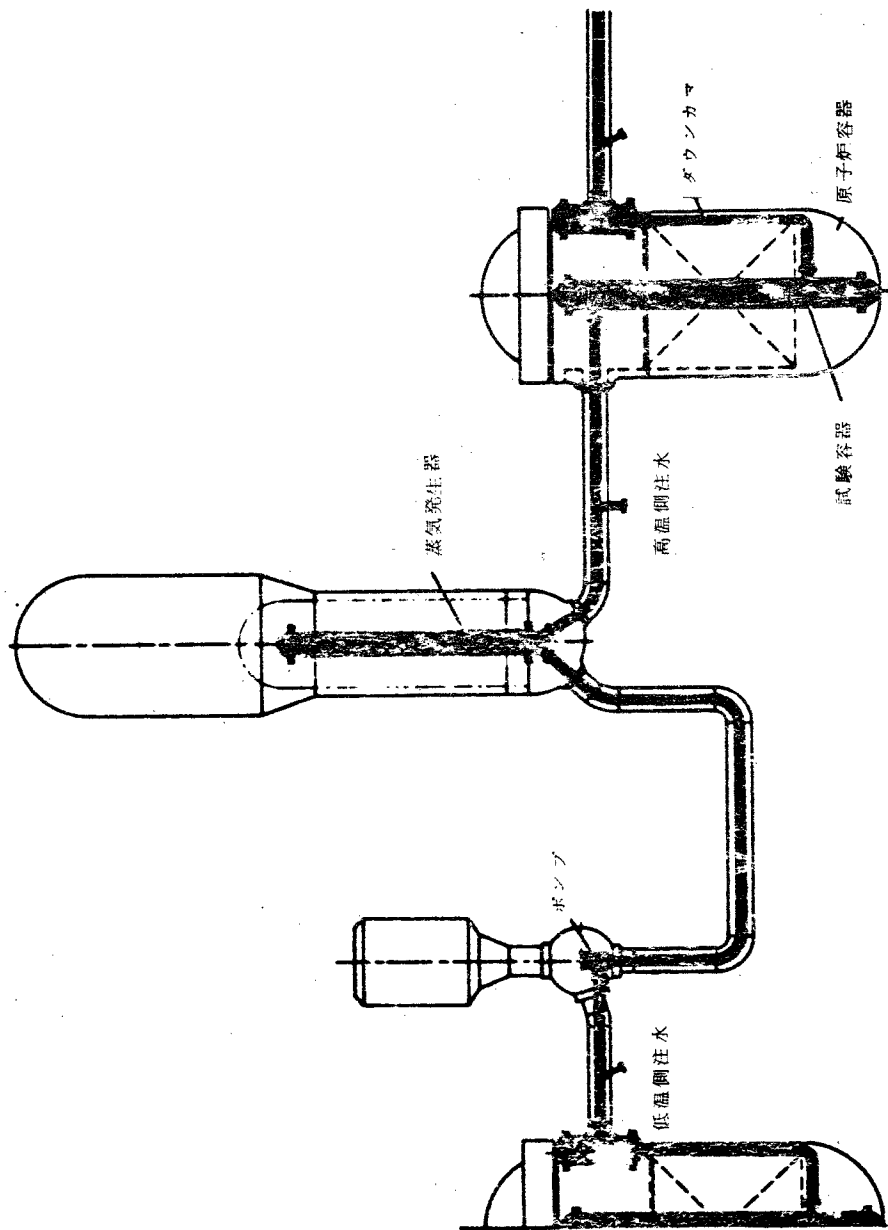
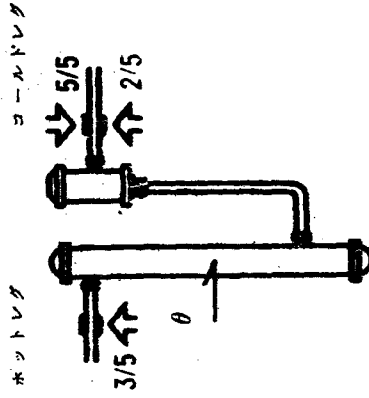
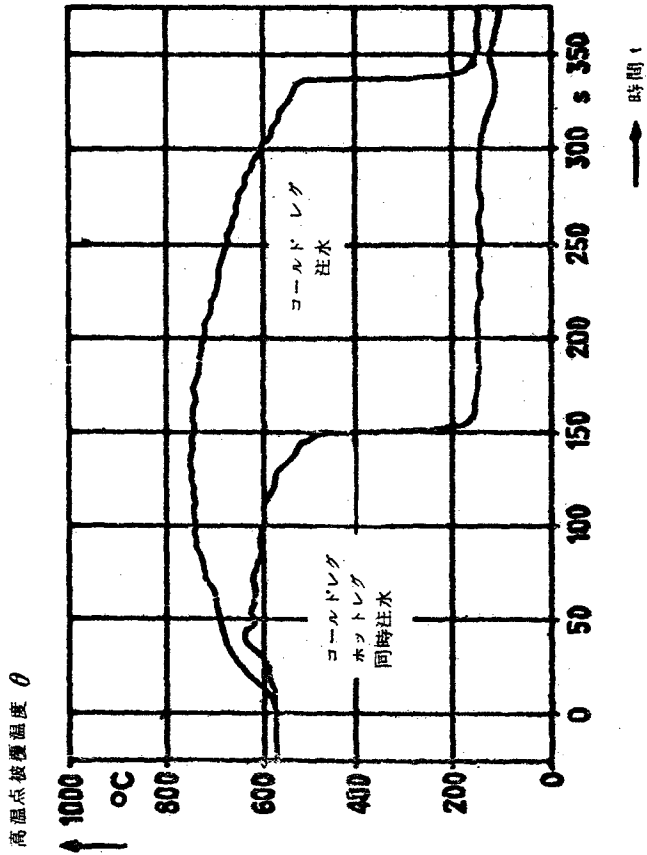
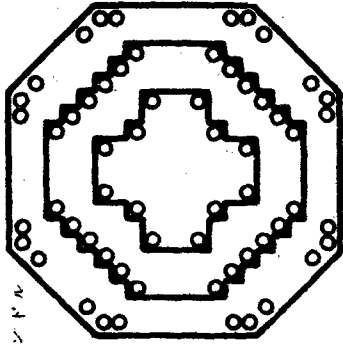
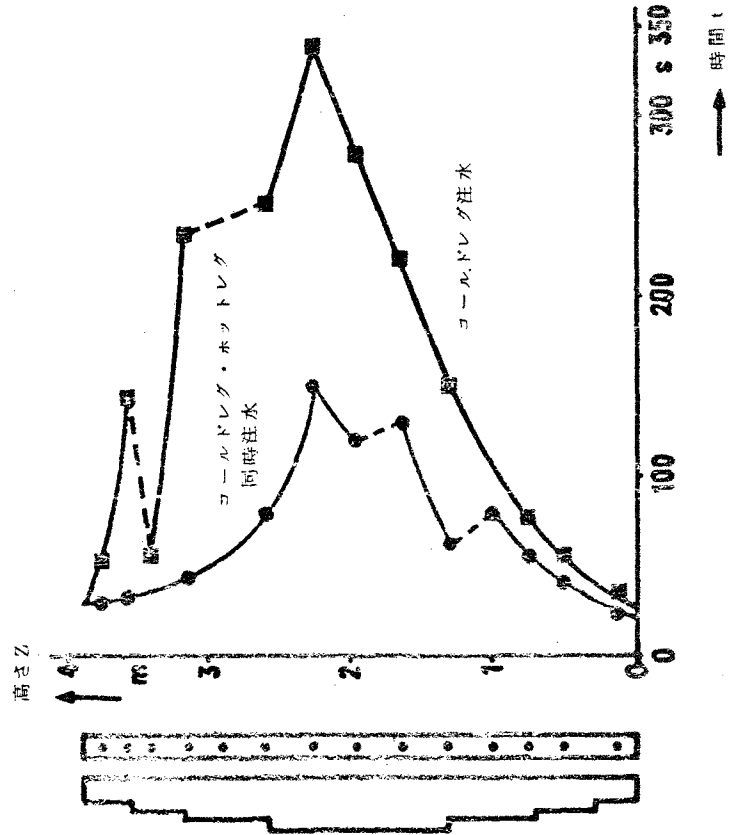
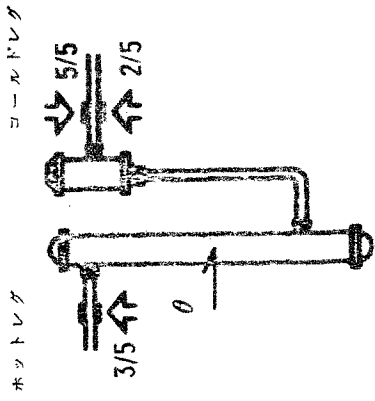
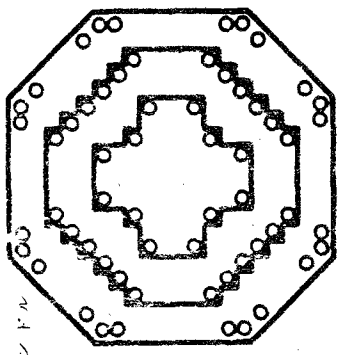


図12.B 4ループPWRのPKLシミュレーション



5/5 = 全注水割合

図13.A コールドレグ注水とコールドレグ・ホットレグ同時注水の比較



5/5 = 全注水割合

図13.B コアムドレグ注水とコアムドレグ・ホットレグ同時注水とのクエン点進行の比較

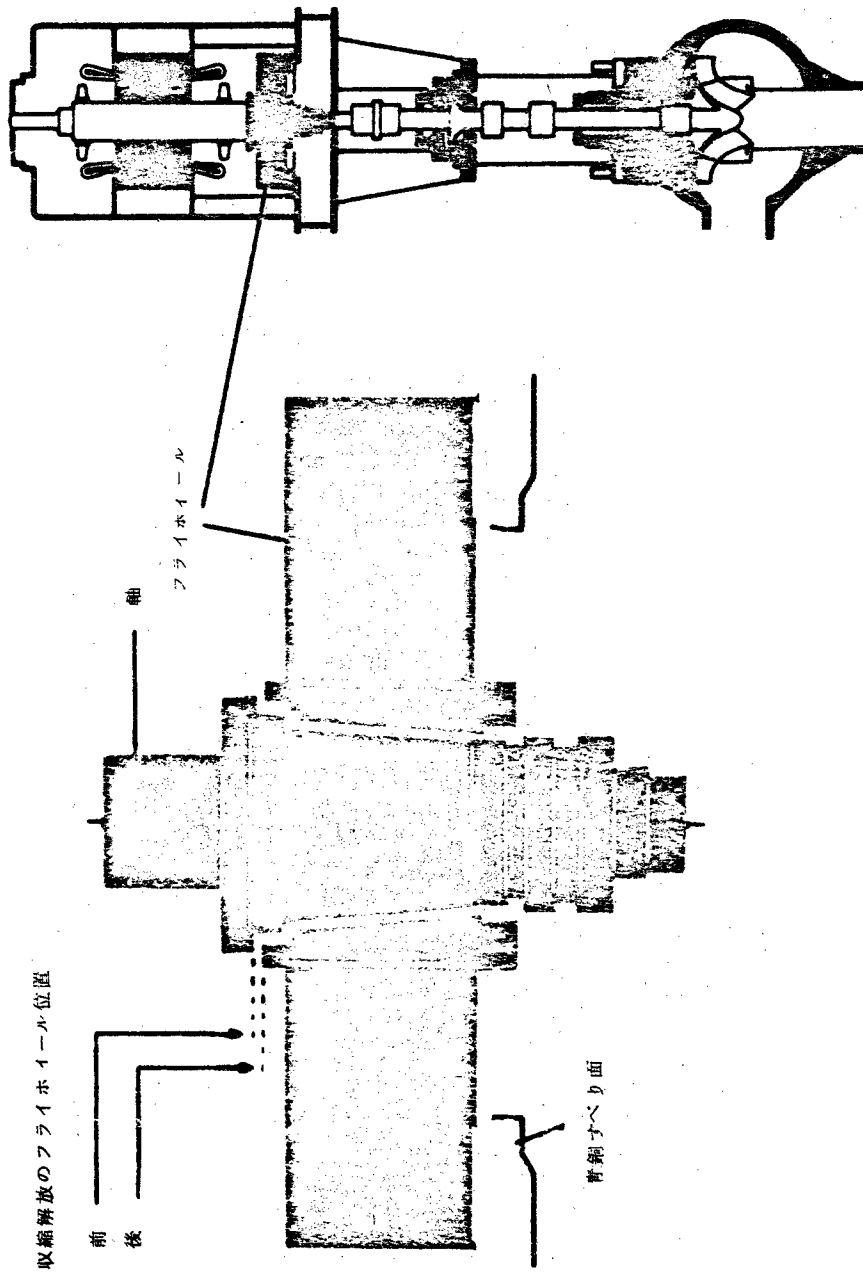


図14. PWR主冷却材ポンプのフライホイールの落下



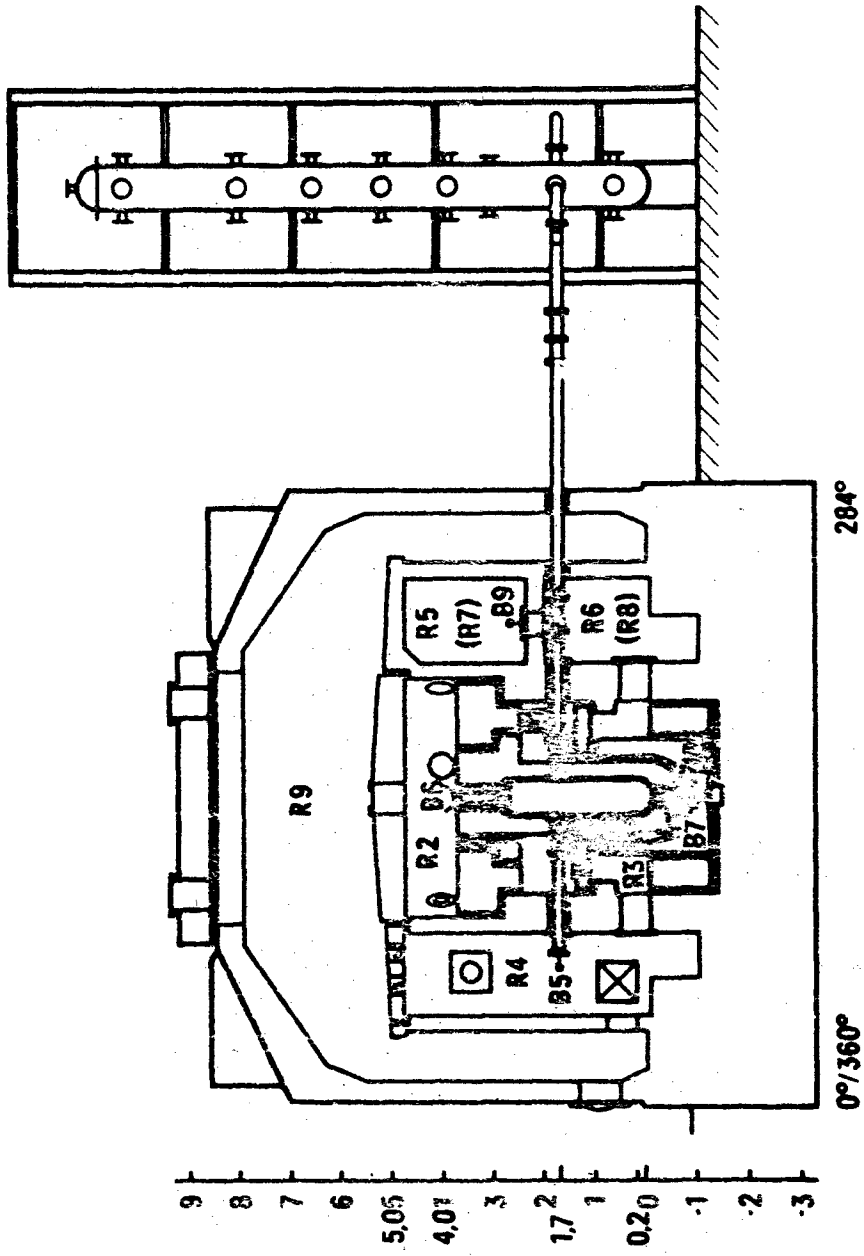


図 15. Battelle 格納容器モデル

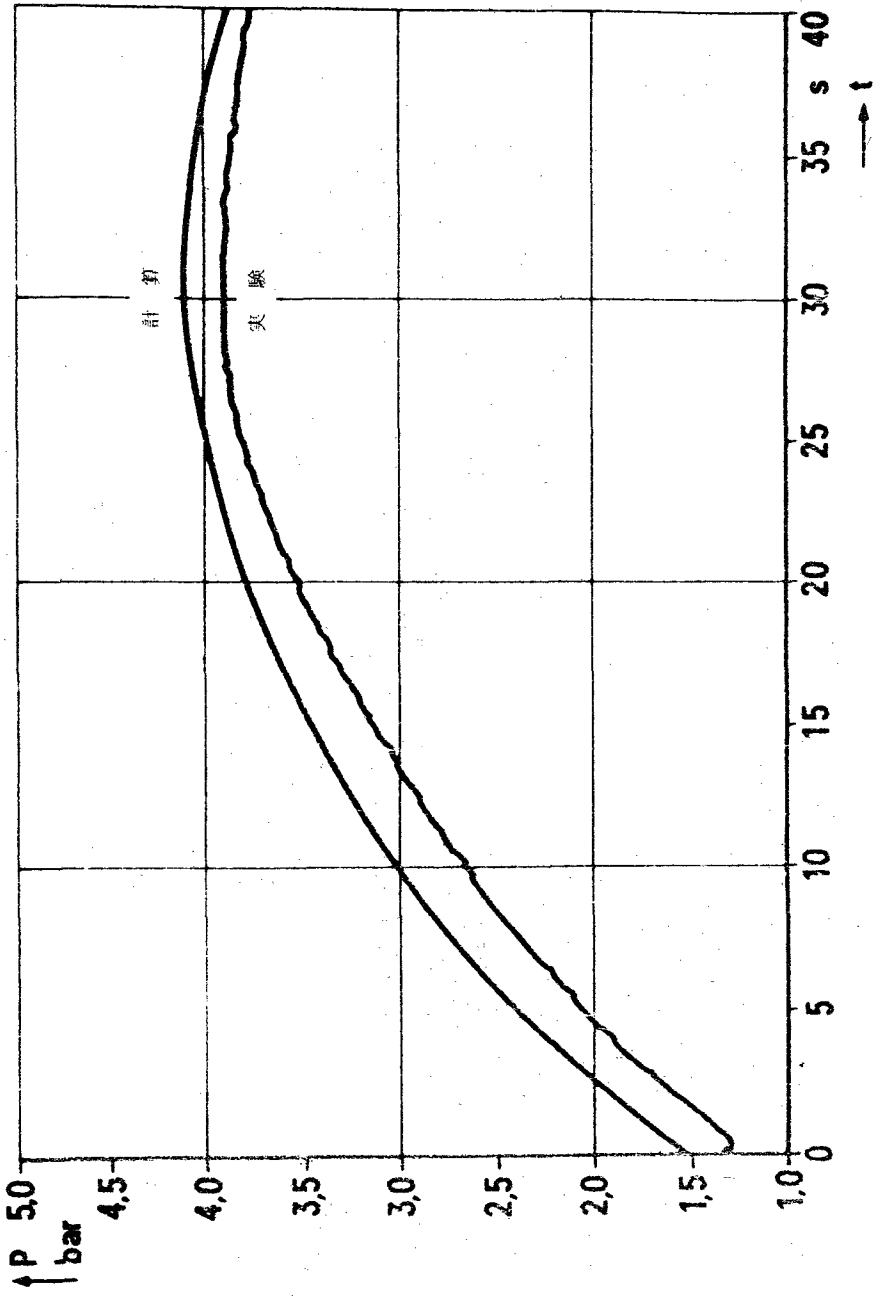


図16. モチ繊維納容器の圧力履歴

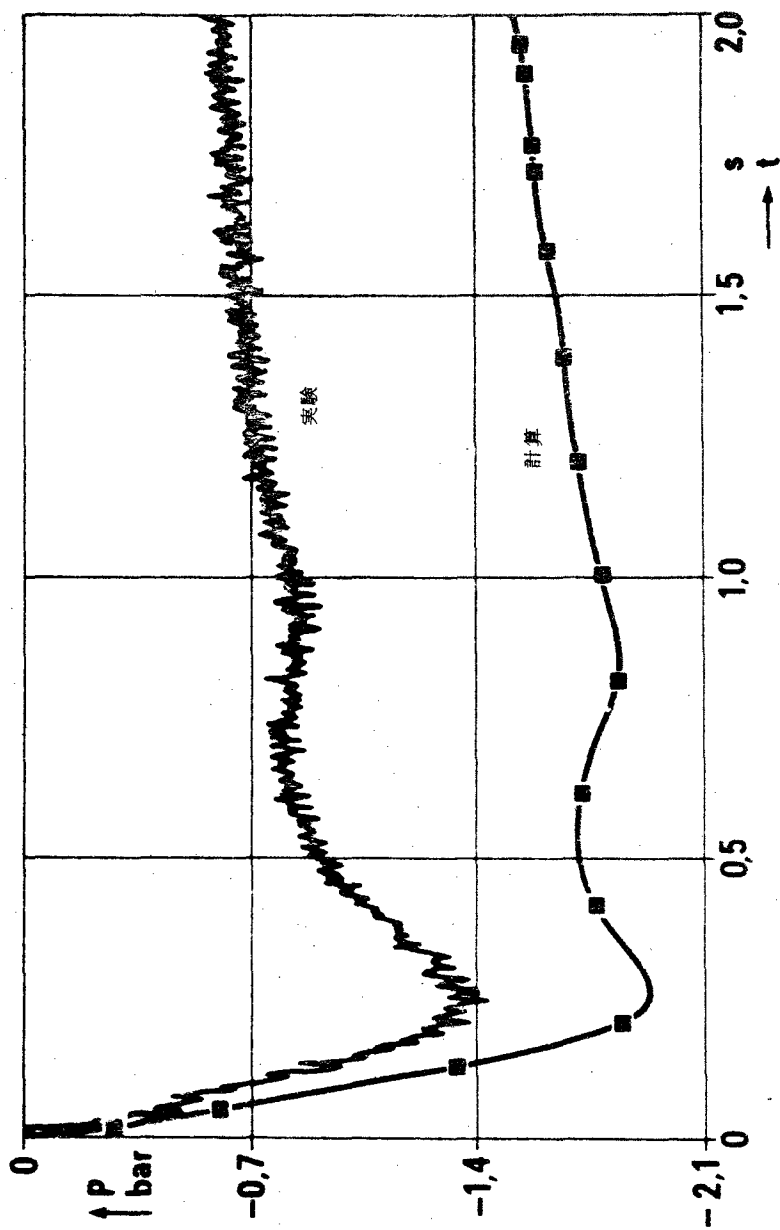


图 1.7. 区画間差圧