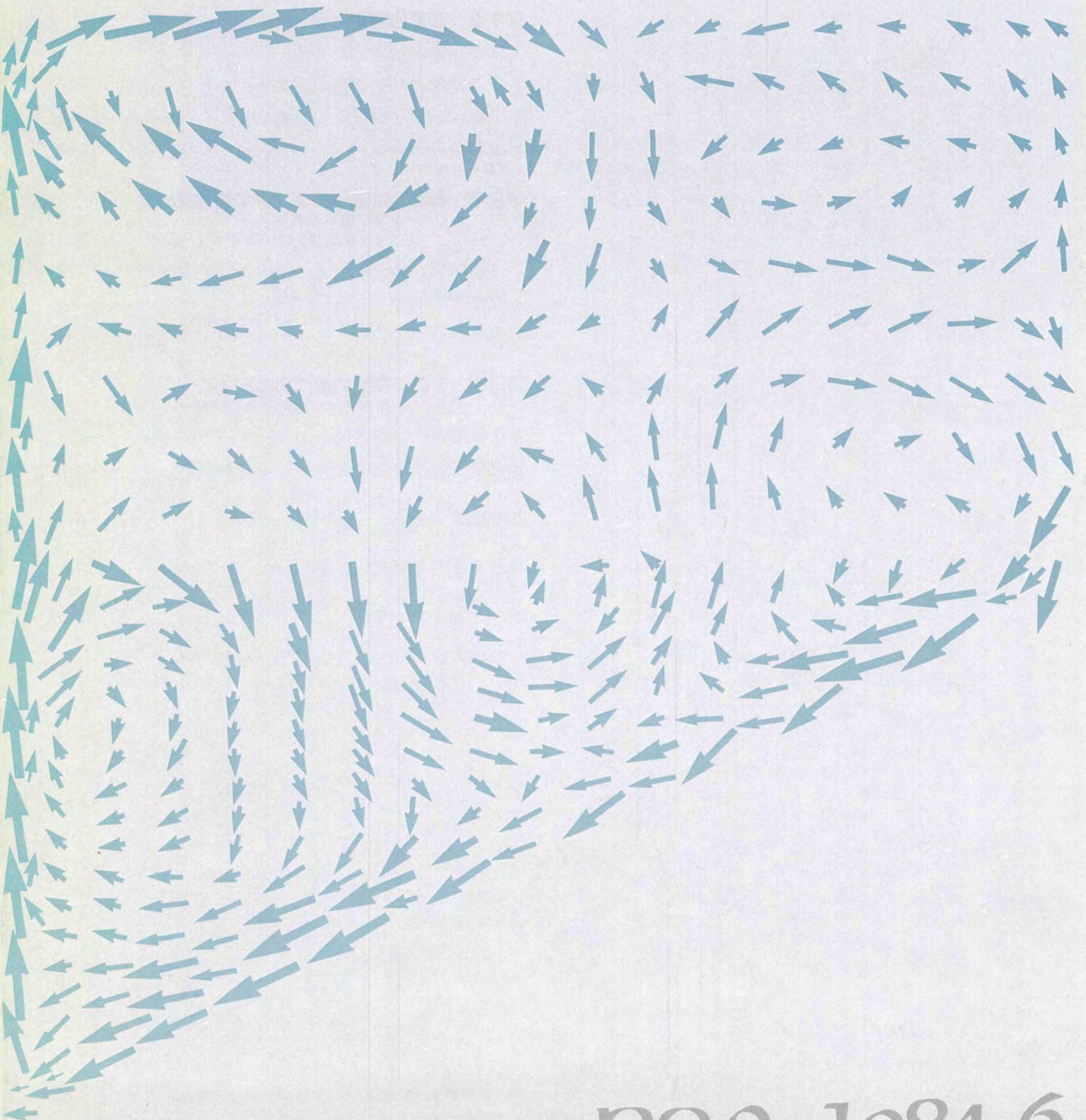


# DENKEN REVIEW

## 電研レビュー

高速増殖炉——タンク型炉の実用化に向けて



NO.9 1984.6

電研レビュー 第9号 ● 目次  
高速増殖炉——タンク型炉の実用化に向けて

はじめに	2
<b>第1章 高速増殖炉とは</b>	
1-1 ● 高速増殖炉のしくみ	7
1-2 ● 高速増殖炉開発の意義	10
1-3 ● ループ型炉とタンク型炉	12
1-4 ● 内外の開発動向	14
<b>第2章 わが国に適したタンク型炉を求めて</b> ——タンク型FBR フィージビリティ・スタディ——	
2-1 ● 研究計画	19
2-2 ● 研究内容と成果	24
2-3 ● 成果の要約	56
<b>第3章 タンク型炉の実用化に向けて</b> ——FBRタンク型炉実用化研究——	
3-1 ● 実用化への課題	59
3-2 ● 今後の研究計画	61
おわりに	67
関連する主な研究報告書	68



# はじめに

## 刊行によせて

人類の繁栄は、使うことの出来るエネルギーの量を増やし、質の向上を計る努力を続けることにより達成されてきたことは、歴史の示すところである。この事実は、一方において樹木、石炭、石油などの地球の持つエネルギー資源はだんだんと減少し、あるものはあと数十年、長いものでも数百年で使い果すことになる、その危機を論ずる声も聞かれるようになってきた。

現在に生きる私達は、残された地球のエネルギー資源をできるだけ温存して、次世代へ引渡す責任を持っている。すなわち、エネルギー資源をなるべく減らさないでエネルギーを取り出す方法、利用できなかった資源をエネルギーとして使用し得る新しい創造的な方法などを発見する技術の研究開発に、全力を投入しなければならない。

原子力をエネルギーとして利用する技術の開発に成功したことは、人類の歴史にとって特筆されるべきことである。その日は未だ浅いが、既に軽水炉から発生する電力は、今や人類に欠くことのできないエネルギー源となっている。しかし、それはウラン235を使うもので、天然ウランの利用の度合は約1%と極めて低い。天然ウランを現在の60~70倍以上に有効に利用するには、天然ウランの99%を占めるウラン238を燃やすことができる高速増殖炉の実用化が必要である。

高速増殖炉の研究は軽水炉より古く、現在、世界各国で実用化に向けての研究開発の努力が続けられている。

---

私ども電研は、昭和41年に米国の高速増殖炉“フェルミ炉”の開発に参加して以来、地道な研究を続けてきたが、昭和56年に至り、100万kW級のタンク型の高速増殖炉をわが国で実現することを目指して、3ヶ年に亘る大型プロジェクト研究を開始した。

この研究は、当所と電気事業連合会、メーカーなどわが国の民間の研究力を結集し、多くの実験と解析を総力を挙げて推進した。その結果、今年3月にはわが国に設置し得る強い耐震性と高温的に耐え得る構造のタンク型の高速増殖炉を見出すことに成功し、実現に向けて大きな第一歩を踏み出すことができた。

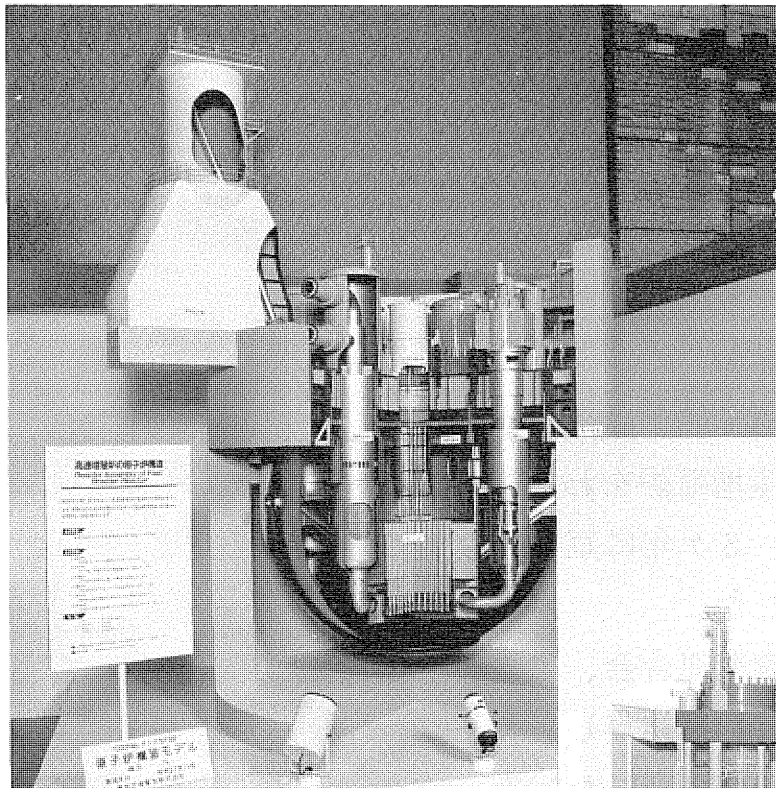
小資源国のわが国にとっては、高速増殖炉の出現によってこそ、将来のわが国に必要なエネルギーの供給が可能であり、国民生活の発展を約束することができるであろう。

今後当所は引き続いてコストの低減、信頼度の向上など実用化を目指しての研究開発に邁進する決意を固めている次第である。

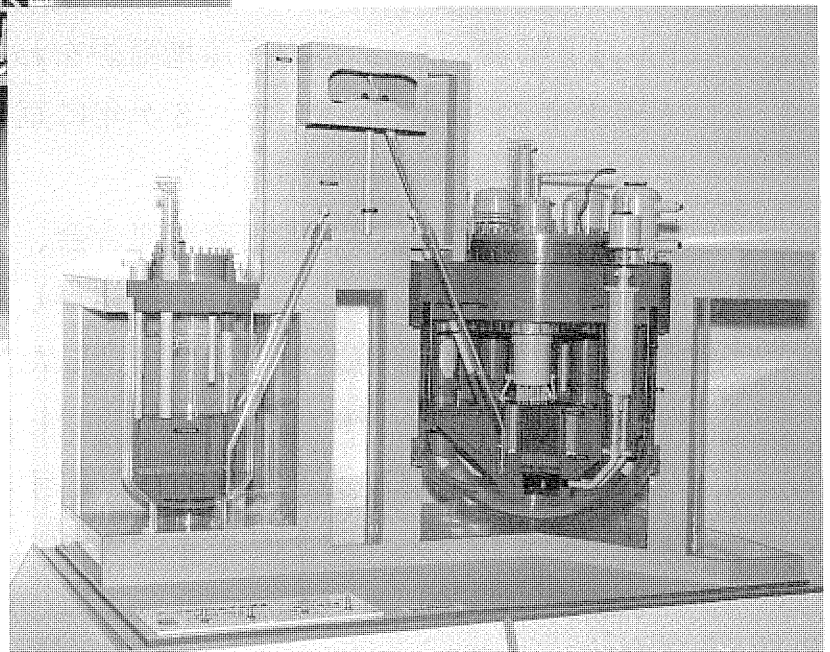
最後にこの3カ年間、本プロジェクト研究に参画され、並々ならぬ努力と労苦を費やされた方々に敬意を表します。



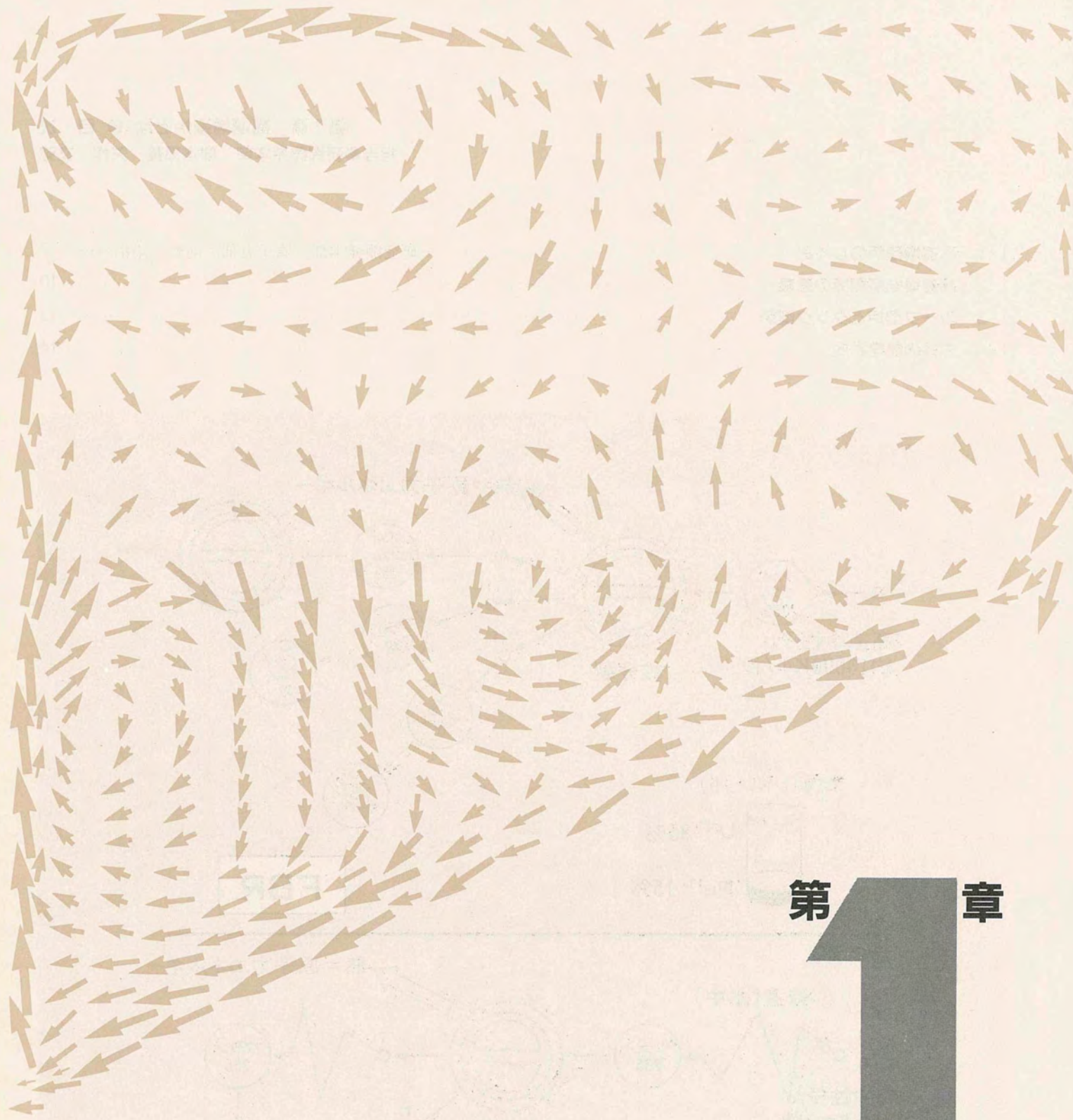
常務理事 研究開発本部長  
筒井 幸男



タンク型FBRの1/15エンジニアリング・モデル  
(炉心上吊り方式)



タンク型FBRの1/40エンジニアリング・モデル  
(炉心横吊り方式)



第 1 章

1

高速増殖炉とは

改水陣

第1章 高速増殖炉とは ● 目次  
 担当●研究開発本部 副本部長 矢作 文弥

1-1 高速増殖炉のしくみ	研究開発本部 原子力部 前野 陽治	7
1-2 高速増殖炉開発の意義	” ”	10
1-3 ループ型炉とタンク型炉	” ”	12
1-4 内外の開発動向	” ”	14

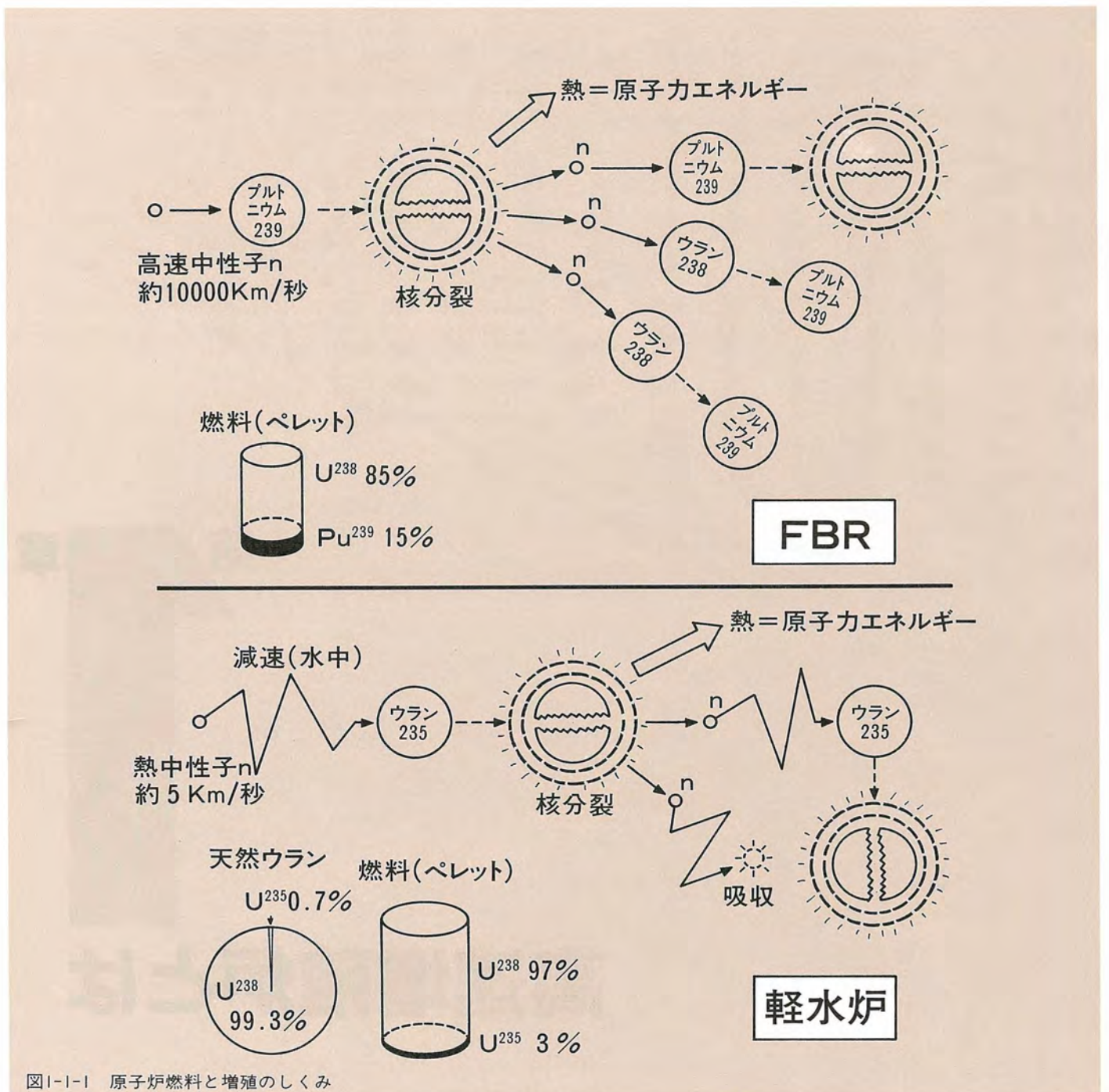


図1-1-1 原子炉燃料と増殖のしくみ



# 1-1 高速増殖炉のしくみ

高速増殖炉(Fast Breeder Reactor, 以下FBRという)は、エネルギーの高い高速の中性子で核燃料の核分裂を引き起こし、熱エネルギーを発生するとともに、消費した量を上まわる核燃料を生産(増殖)する原子炉の総称である。その名称は、高速中性子と核燃料の増殖作用に由来する。

現在、世界各国で開発が進められているFBRは、燃料として原子炉内で生成したプルトニウムと、ウランとを混合したものを用い、冷却材としてナトリウムを用いる形式のものである。

以下にFBRの原理と特長の概要を軽水炉との比較を交えながら述べる。

一般に原子炉とは、中性子による核分裂連鎖反応を制御しながら生じさせ、核分裂から発生するエネルギーを取り出して利用するための装置である。図1-1-1に、軽水炉とFBRの核分裂連鎖反応の概念図を示す。

軽水炉の場合、燃料であるウラン235は分裂しやすく(核分裂性物質)、中性子の衝突・吸収により核分裂が生じて2個の破片となるとともに、新たに2個以上の中性子が発生する。同時に多量のエネルギーが放出される。新たに発生した中性子は、高速中性子が大部分であるが、これは軽水炉の炉心部を流れている軽水の原子核と衝突を繰り返してエネルギーを失い、熱中中性子と呼ばれるエネルギーの低い中性子となる(これを減速という)。

熱中中性子は、高速中中性子と比較して核燃料に吸収されやすく、吸収された熱中中性子の一部は次の核分裂を引き起こす。この結果生じる中性子は再び減速され熱中中性子となって次の核分裂を生じさせる。即ち、軽水炉では熱中中性子による核分裂連鎖反応が行われており、核分裂を生じさせる中性子のエネルギーの大きさと分類すれば、軽水炉は熱中中性子炉の一種ということになる。

一方、FBRでは中性子を減速せず、核分裂によって生じるエネルギーの高い高速中中性子のままで、核分裂の連鎖

反応を生じさせる。したがって高速中性子炉(あるいは高速炉)と言われる。

最初に述べたように、現在のFBRの燃料は天然には存在しないプルトニウムが用いられる。天然ウランの99.3%を占めるウラン238は軽水炉では燃えない(核分裂しない)が、中性子を捕獲するとプルトニウム239や、プルトニウム241などになる。この反応は、ウラン235の核分裂と並行して軽水炉の中で生じている。

このプルトニウム239や241は核分裂性物質であり、熱中中性子によっても核分裂を起こすが、FBRでは何故高速中性子を用いてこれらを核分裂させるのであろうか。その理由は増殖の性能に関係している。上述のウラン238のように核分裂性物質になり得る物質(これを親物質という)を原子炉内に入れておけば、原子炉の運転に伴い、核分裂性物質が生成される。原子炉の中で新しく作られる燃料原子の数と燃料として消費される燃料原子の数の比を転換比と言い、転換比が1以上の原子炉を増殖炉という(この場合、転換比は増殖比と呼ばれる)。

増殖するためには、親物質に中性子を吸収させて核分裂性にする必要があるため、吸収され得る中中性子の数が多いほど良い。図1-1-2に、燃料に1個の中中性子が吸収されるときに核分裂によって生じる平均の中中性子数が、吸収された中中性子のエネルギーの大きさに対してどのように変化するかを示す。図から明らかなように、高速中中性子による核分裂では、低エネルギー中中性子による核分裂と比較して核分裂により生じる中中性子の数が多いが、特にプルトニウムの場合この傾向が顕著である。これから、高速炉が増殖炉として適していること、およびその場合の燃料としてはプルトニウム239が優れていることがわかる。既往のFBRの増殖比は1.2~1.4程度(軽水炉の転換比は0.6程度)である。

以上見たように、FBRは高速中中性子を利用するので、軽水などの中性子を減速する材料を炉心冷却材として用い

ることができない。そのため、中性子を減速せず除熱能力の高い冷却材として液体ナトリウムが使われる。表1-1-1にその特徴を示すように、ナトリウムは、

- (1) 高速中性子を減速したり、吸収する割合が小さいので、プルトニウム生産に中性子を有効に利用できる
- (2) 熱伝達が良いので、発熱量の極めて大きい炉心の冷却に有効である
- (3) ステンレス鋼など金属材料への腐食作用が少ないなど、冷却材として優れた特性を持っているが、反面、
  - (1) 化学的な活性が強く、水と激しく反応する
  - (2) 炉心を冷却するナトリウムの一部が放射化されるなどの欠点を持っている。

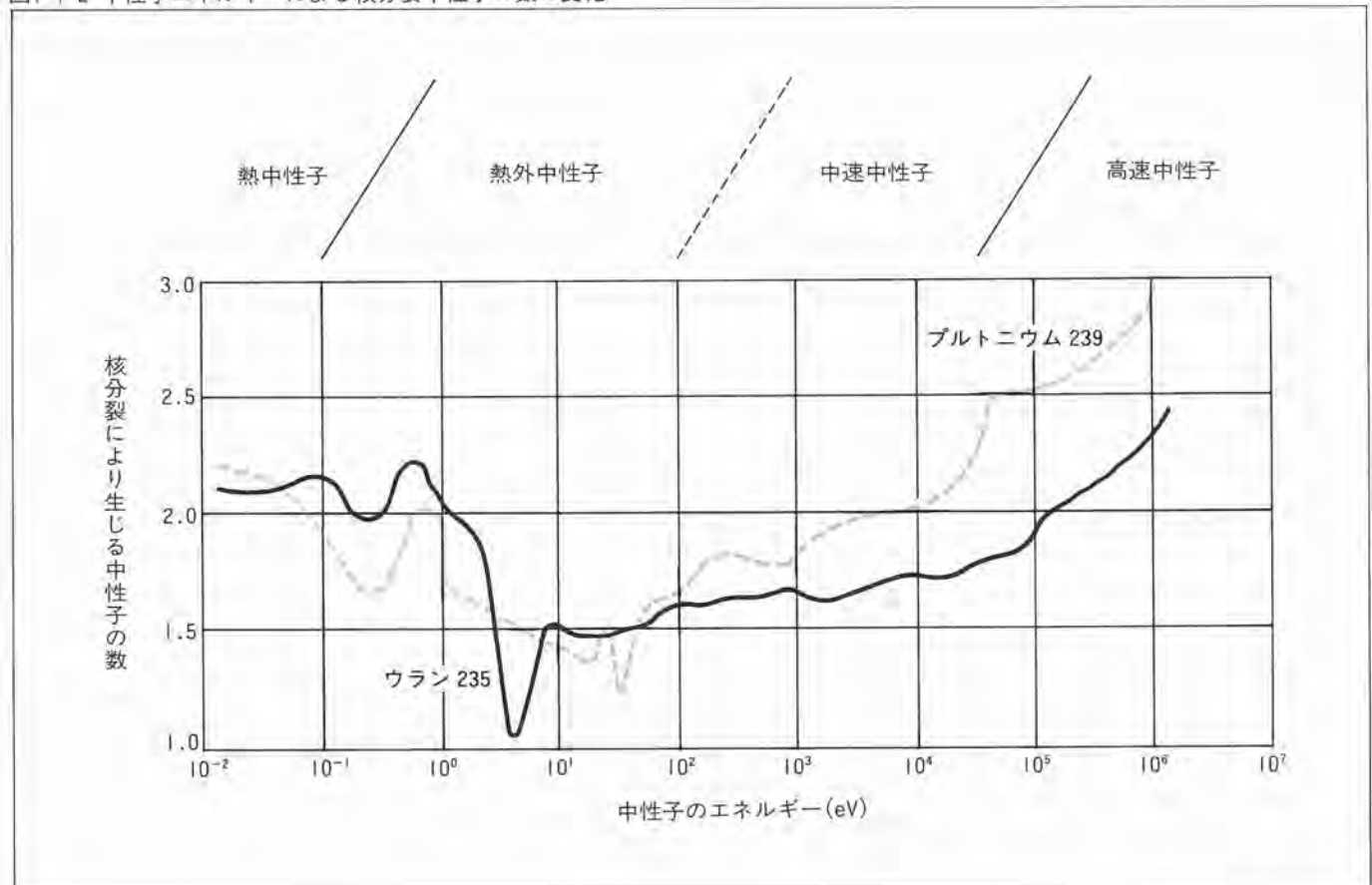
このため、FBRでは、蒸気発生器で水や蒸気がナトリウム側に漏洩しても原子炉事故に結びつかないように、中間熱交換器を通して、一旦熱を放射能を帯びていない二次ナトリウム系に移し、これにより蒸気を発生する構成になっている。このため、FBRのプラントは軽水炉に比べて複雑な系統構成となる。図1-1-3に、FBRと軽水炉の系

統構成の比較を示す。

また、既存技術である軽水炉と比較すると、次の特徴が挙げられる(表1-1-2)。

- (1) ナトリウムは1気圧では98~881℃の範囲で液体であるため、常圧のもとで冷却材として使用できる。これは軽水炉をはじめ他種類の原子炉にない特長であり、原子炉の信頼性が高い。
- (2) 原子炉出口での冷却材温度を500~550℃と高くすることができるので、プラント効率がよくなる。
- (3) 一方、冷却材温度が高いため、それに接する機器材料は高温条件を考慮した設計が必要である。
- (4) 原子炉冷却材の原子炉出入口温度差が130~160℃と大きいと、原子炉の急速停止などの過渡時に急激な温度変化が炉壁や機器に加わる。これに耐えるためには、全体に薄肉構造が望ましいが、反面、地震に対する耐震性を確保するためには、ガッチリとした厚肉構造が必要となり、その適切な調和が必要である。 ●

図1-1-2 中性子エネルギーによる核分裂中性子の数の変化



表I-1-1 冷却液体としてのナトリウムの長・短所(水と比較して)

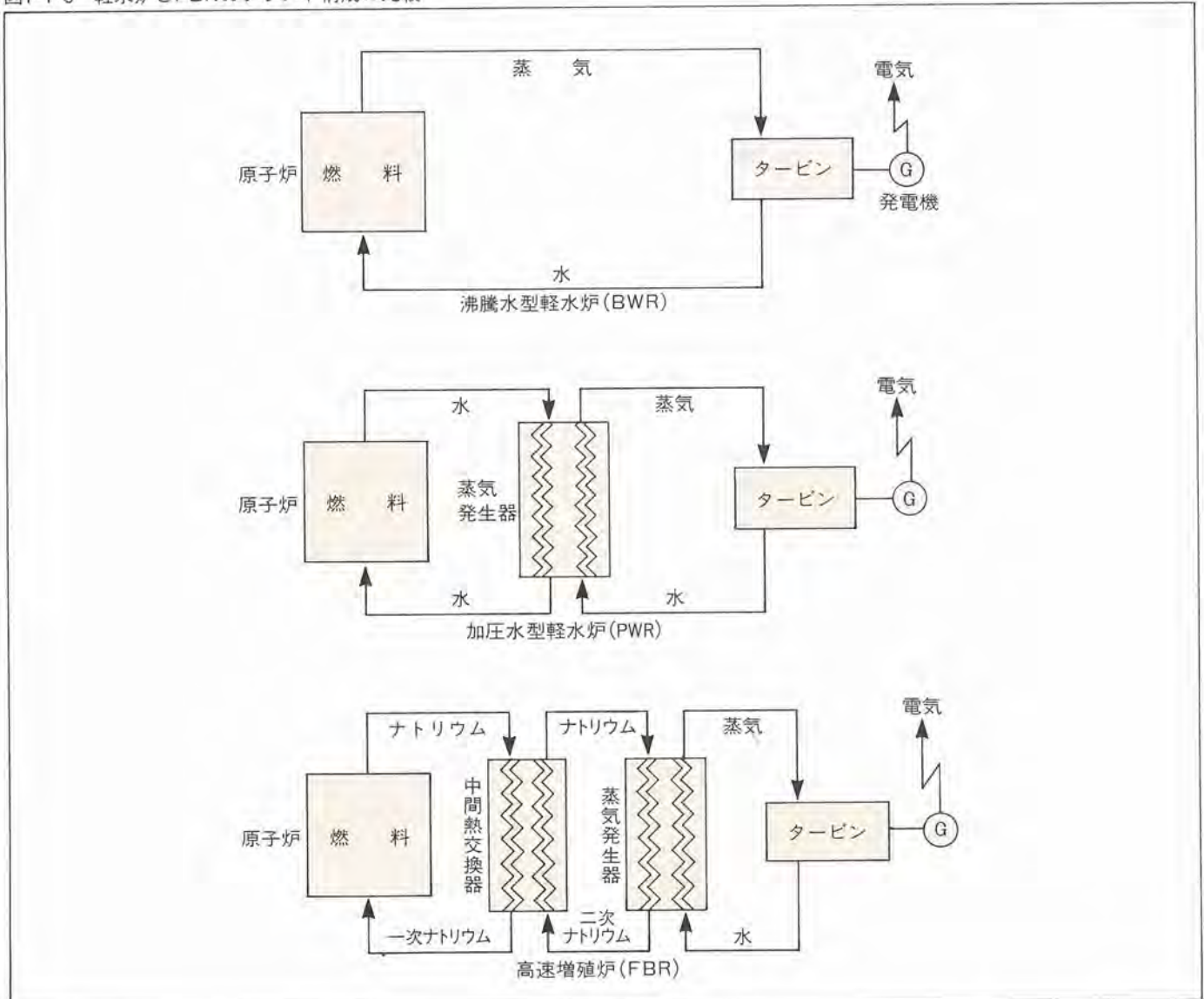
長 所	短 所
(1)中性子の減速、吸収が少ない	(1)化学的に活性(水、空気等と反応)
(2)98~881℃(1気圧)の範囲で液体	(2)不透明なため目視操作が不可能
(3)熱伝達性能が良い	(3)常温で固体→予熱設備が必要
(4)金属材料に対する腐食が少ない	(4)放射性の <sup>24</sup> Na(半減期14.8時間)と <sup>22</sup> Na(2.6年)が生成される
(5)放射線損傷がない	(5)比熱が小さい(水の約1/3)
(6)比重が小さい(0.8~0.9)	
(7)粘性が小さい(常温水の1/4)	
(8)電磁機器(ポンプ、流量計)が使用可能	

表I-1-2 100kW級FBRと軽水炉の比較

	FBR	軽水炉
燃 料	ウラン・プルトニウム 混合酸化物	ウラン酸化物
燃 料 濃 度	15~20%	約3%
燃 料 棒 直 径	6~8mm	10~13mm
冷 却 液 体	ナトリウム	軽 水
原子炉出口温度	500~550℃	約300℃
原子炉出入口温度差	130~160℃	10℃(B)、35℃(P)
運 転 圧 力	ほぼ常圧	70気圧(B)、160気圧(P)
原子炉容器肉厚	50~75mm	160mm(B)、250mm(P)
プラント効率	約40%	32~34%

(注) B：沸騰水型軽水炉  
P：加圧水型軽水炉

図I-1-3 軽水炉とFBRのプラント構成の比較



## 1-2 高速増殖炉開発の意義

軽水炉は、天然ウランに含まれているウラン235を主たる燃料とし、その核分裂時に発生する熱エネルギーを利用して発電している。このウラン235は天然ウラン中に0.7%しか含まれておらず、残りの99.3%はウラン238である。このウラン235を約3%まで濃縮して軽水炉用燃料としているが、天然ウランの利用率は低く、炉内で生じるプルトニウムの燃焼を考慮に入れても、軽水炉だけの核燃料サイクルでは1%程度までと言われている。

一方、FBRは軽水炉で発電の際、同時に生産されるプルトニウムと、1トンの軽水炉用濃縮ウランを製造すると約4トンの割合で濃縮過程で発生する減損ウラン(天然ウランよりもウラン235の含有率が低く、軽水炉に利用できない)、あるいは天然ウランとの混合物を燃料とし、熱エネルギーを発生するとともに燃料中に含まれているウラン238から消費分を上回るプルトニウムを作り出す仕組みになっている。この結果、FBRは軽水炉の60倍以上も天然ウランを有効に利用することができる(図1-2-1)。

さらに、天然ウランの価値が60倍以上にもなるならば、コスト的にみて、海水中のウランまで活用できることも考

えられ、今後の無尽蔵のエネルギーを保証するとも見られている。

今後の天然ウラン所要量は、原子力開発の規模、FBRなど新型炉の導入時期・導入量によって変わってくるので定量的な議論をすることはむずかしいが、FBRの開発により天然ウランや石油などの消費量が抑制され、将来のエネルギー資源の確保と価格の長期安定化に大きく寄与することが期待される。

さらに、わが国は、ほとんどのすべてのエネルギー資源を輸入に依存しているため、わが国におけるFBR開発は更に特別な意味を持っている。すなわち、軽水炉の運転で発生し、蓄積していく使用済燃料からFBRの燃料を取り出し、以後は自ら燃料を増産して行くことができるので、言い換えればこれはエネルギー国産化である。

したがって、FBR開発によってエネルギーの海外依存からの脱却が達成され、国際情勢に支配されない安定な電気事業経営の基盤が確立することが期待される。

以上で見たように、わが国におけるFBR開発は、エネルギー資源の効率的活用と、エネルギー・セキュリティの確保という重大な意義を有している。資源に乏しく、人口の多い大工業国という特性を考えれば、わが国が世界の中でFBRの開発を最も必要としている国であると言っても過言ではない。

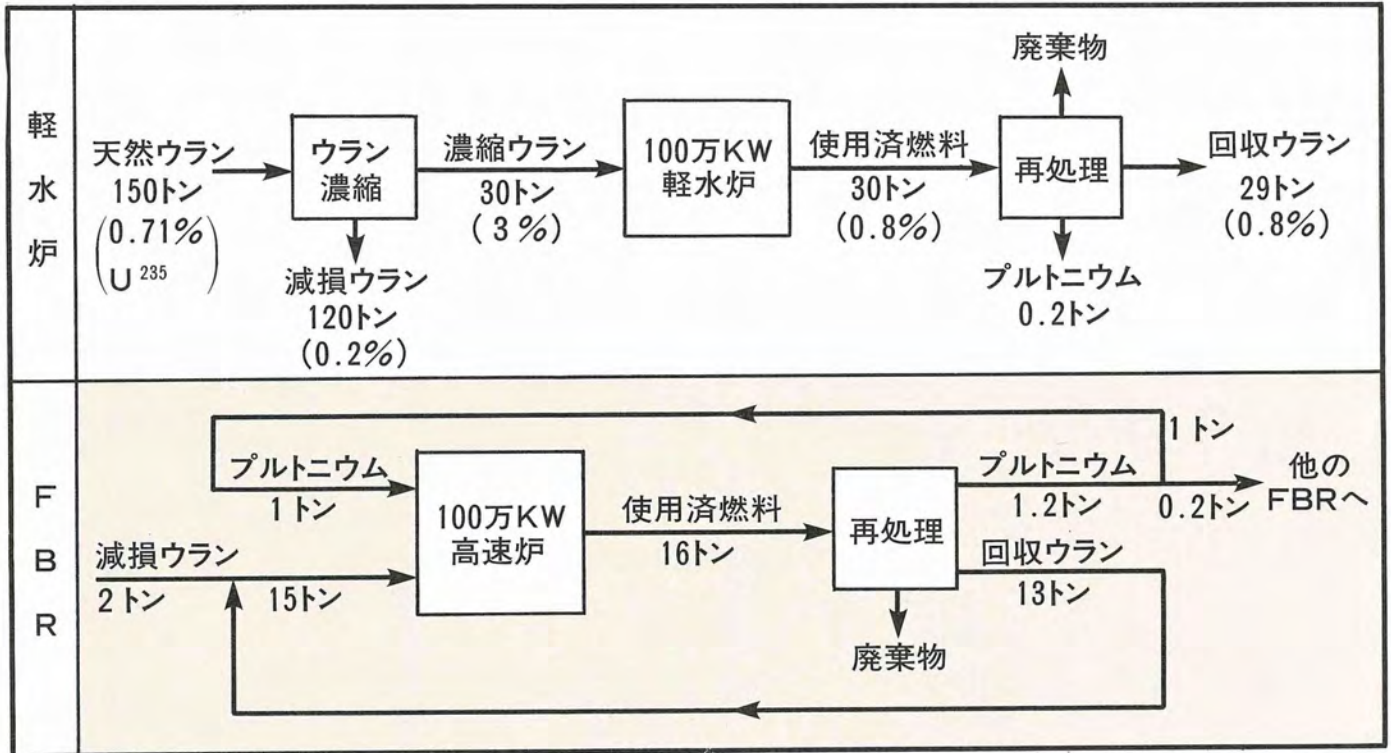
1-4で述べるように、世界各国ともFBRの開発に取り組んでいるが、これは各国ともFBR開発によるメリットを認識しているためと考えられる。事実、現在研究開発の進められている未来技術の中で、FBRほど発電コストが安く、かつ実現性の高い技術は他にはないと言って良いだろう。しかもその技術は、経済性において、軽水炉との比較で論議されるまでに開発されつつある。しかし、FBRの実用化に至るまでには、なお長期間を要するので、エネルギー事情が小康を得ている現在においても、将来を見越して絶え間ない研究開発の努力を続けることが必要である。



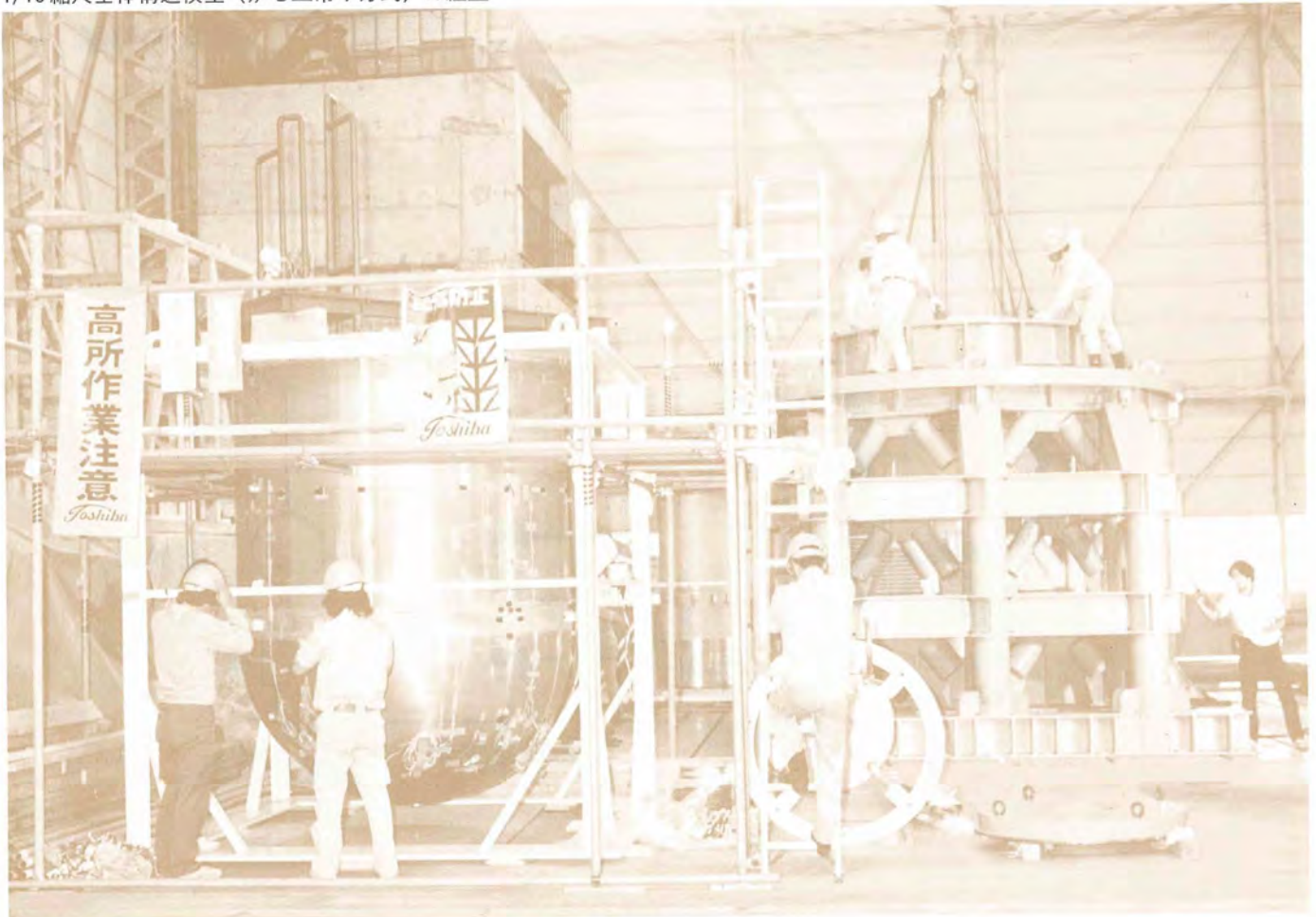
1/10縮尺全体構造模型(炉心横吊り方式)

図1-2-1 FBRと軽水炉の核燃料サイクル比較

(平衡サイクル、1年当り)

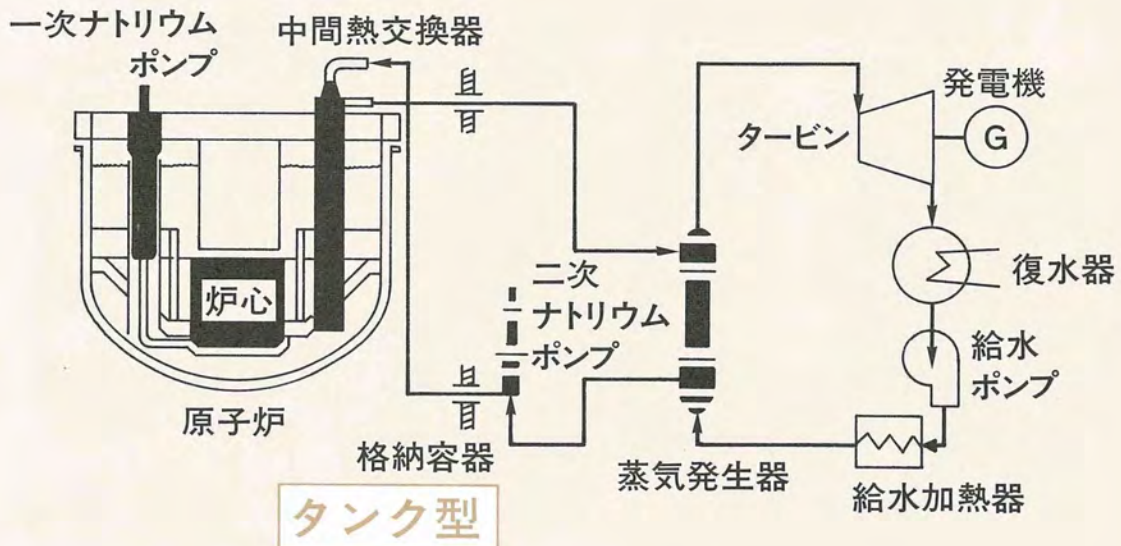
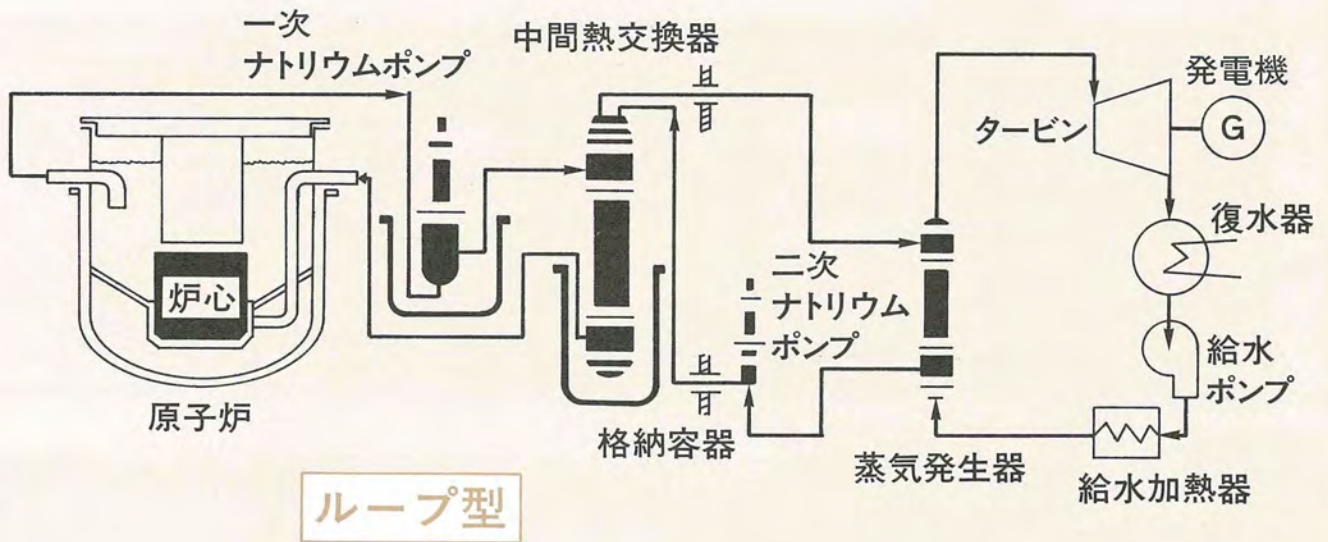


1/10 縮尺全体構造模型 (炉心上吊り方式) の組立



# 1-3 ループ型炉とタンク型炉

図1-3-1 FBRの炉型と構成



FBRには大別してループ型とタンク型の2型式がある(図1-3-1)。両型式とも基本的な機器構成は同じであるが、ループ型炉は原子炉を冷却するナトリウム(1次ナトリウムと呼び、放射能を帯びている)の流れに関連する主要機器、すなわち原子炉、1次ナトリウムポンプ、中間熱交換器が各々気密な部屋(セルと呼ぶ)に収納され、それらが配管によって、結ばれている。これを1次ループ系と呼ぶが、100万kW級FBRでは個々の機器容量の制約から4ループ程度が必要である。

一方、タンク型炉はそれらの主要機器のすべてをタンク状の大きな原子炉容器の中に配置し、原子炉容器内で2次ナトリウム系に熱を伝える方式で、1次ループ系を構成する配管がない。

両型式とも、中間熱交換器以降の2次ナトリウム系(非放射性)および水・蒸気(タービン)系の考え方は同じである。

つまり、タンク型炉とループ型炉の違いは原子炉を冷却する放射性的な1次ナトリウムを一つの大きな容器の中にすべて収めるかどうかの差である。

このように、タンク型炉とループ型炉は主要な機器構成が同じであるので、主要な技術開発課題の大部分は共通しており、ループ型炉の設計・建設・運転を通じて得られる知見と経験は、ほとんどがタンク型炉に適用することが可

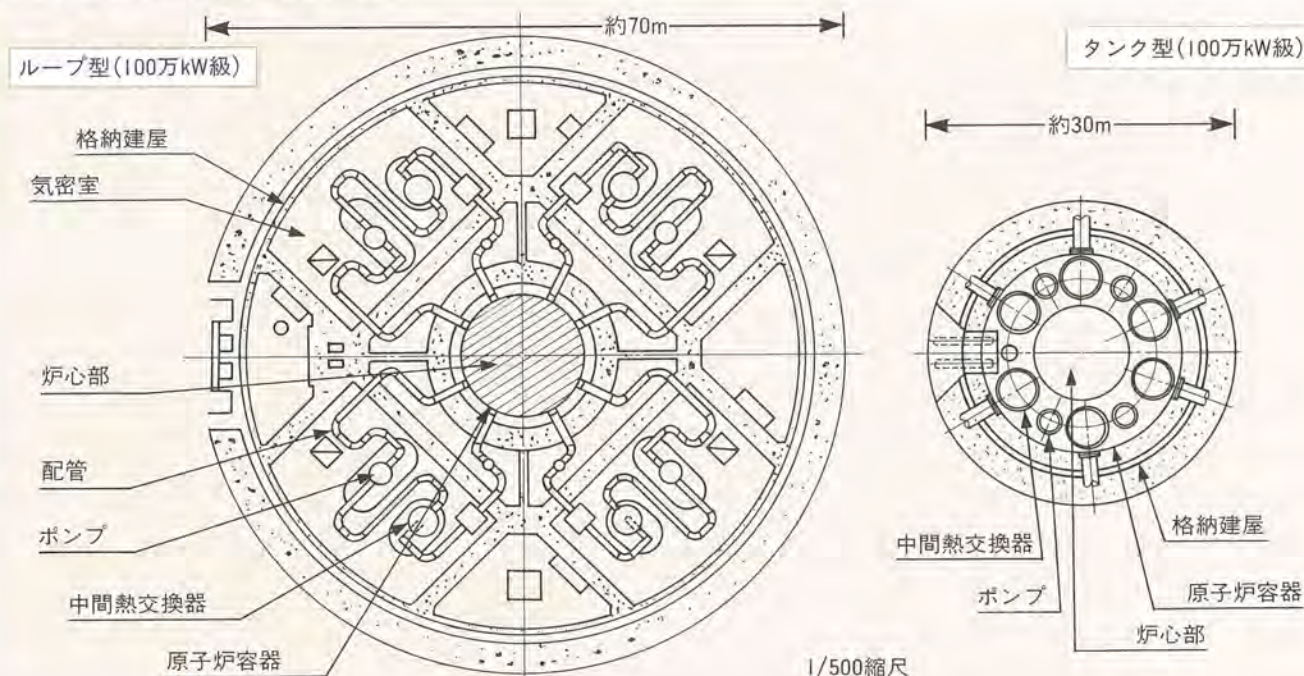
能である。しかし、FBRの設計上極めて重要な1次ナトリウム系の構成が異なるため、炉型によって長所・短所があり、そのために特有の課題が存在する。

まず、ループ型炉では1次ナトリウム系を含む機器が別々に配置されるため、必然的に原子炉外に配管系が多く、かつ、複雑になる。これら機器・配管系からのナトリウム漏洩に備えるため、原子炉格納建屋は大きく、内部は多数のスチール張り、窒素雰囲気気密室に仕切る必要がある。さらに、ナトリウム漏洩監視装置やナトリウム充填用の予熱系統が必要である。また、配管系には薄肉大口径管を用いるため、配管およびその支持構造の耐震性が検討上の問題である(図1-3-2)。

一方、タンク型炉は炉心、1次ナトリウムポンプ、中間熱交換器等を大きな容器の中に入れるため、配管系は単純化され、原子炉格納建屋は小型になるため、全体として安全かつ経済的な設計ができ得る可能性が高い。したがって1-4に後述するように、世界各国とも大型FBRにはタンク型を採用している。しかし、原子炉容器が大型となるので、その耐震性と耐熱性の協調を図った高度な構造設計技術が求められる。

タンク型炉の研究開発課題については、2章および3章で詳細に述べる。

図1-3-2 原子炉格納建屋内機器配置図例



# 1-4 内外の開発動向

米・英ではFBR開発研究の歴史は軽水炉よりも古く、40年も前から始まっているが、現在はフランスが最先端にある。その他わが国と西独・ソ連が開発を進めている主要な国である。各国とも自主技術開発の立場から、その開発は基礎的な経験を積むための小規模な実験炉、発電システムとしての機能を確認するための中規模な原型炉、実用発電炉と同規模の実証炉の順番で進めており、全般的には、実験炉はループ型が多く、原型炉・実証炉と大型になるに従ってタンク型を採用している(表1-4-1~2)。

以下に各国の開発状況を述べる。

## (1) フランス

25万kWの原型炉フェニックス(タンク型)が1973年に建設され、初期に中間熱交換器の故障があった程度で、10年間優れた運転実績を示している。現在120万kWの実証プラント、スーパーフェニックス(タンク型)の建設が順調に進み、来春臨界になる予定である。それに引き続きコストダウンを目指した150万kWのスーパーフェニックスⅡ(タンク型)を計画している。

## (2) 英国

25万kWの原型炉PFR(タンク型)がすでに10年前に完成し、原子炉は順調であるが、蒸気発生器の損傷で当初から低出力の運転となっている。現在132万kWの実証炉CDFR(タンク型)を設計中であるが、最近、フランスのスーパーフェニックスⅡ計画に共同出資する協定が結ばれており、今後の動向が注目されている。

## (3) 西独

30万kWの原型炉のSNR-300(ループ型)を約9年の工程遅延のもとで建設中である。この遅れは、許認可の厳しさと建設費の高騰によるものとされている。また150万kWの実証炉SNR-Ⅱは最近炉型をループ型からタンク型に変更した。

## (4) 米国

実験炉EBR-Ⅱ(タンク型)で約20年、FFTF(ループ型)で約3年の運転経験を積み、引き続き38万kWの原型

炉CRR(ループ型)計画を進めていたが、昨年11月に多大の資金を投じたこの計画を中止するに至っている。これはエネルギー資源が豊富な国情と、建設費があまりにも高騰したことによる、と報告されている。実証炉については両炉型を対象に進める一方、比較的小容量のユニットを必要に応じて順次増設していくモジュラー型も検討されている。

## (5) ソ連

すでに35万kWの原型炉BN-350(ループ型)を約11年、また60万kWの原型炉BN-600(タンク型)を約4年運転している。さらに、80万kWの実証炉BN-800(タンク型)および160万kWのBN-1600(タンク型)の計画が進められている。

## (6) 日本

動力炉・核燃料開発事業団(動燃事業団)が、実験炉常陽(ループ型)を約7年間順調に運転しており、また28万kW原型炉もんじゅ(ループ型)の建設を開始しようとしている。その後のFBRの開発構想は1990年代に実証炉の1号機を建設し、続く1~2機の実証炉建設を経て2010年頃に商業炉を実現することになっているが、これらについては電気事業が主体となって炉型選定をはじめ、建設計画を推進することになる。

以上述べたように、実用化に向かっての大型FBRの設計研究において、世界の大勢はタンク型炉を指向しており、このことは完成間近のフランスのスーパーフェニックスの存在と、経済面、安全面並びに運転保守面でのタンク型炉の優位の可能性を考えてのことであろう。

このため当所では、タンク型炉について、わが国の厳しい耐震条件に適合できる原子炉構造や、その合理的設計法の開発研究を進める一方、電気事業連合会では、タンク・ループ両型式を対象に、100万kW級実証炉の設計研究



表1-4-1 各国におけるFBR開発の推移

1984.5

	実験炉	原型炉	実証炉	他
仏	Rapsodie $\text{⊗}$ 40MWt $\square$ Phenix $\text{⊙}$ 250MWe $\square$ Super Phenix $\text{⊙}$ 1200MWe Super Phenix-II $\text{⊙}$ 1500MWe			
英	Dounreay $\text{⊗}$ 18MWe $\square$ PFR $\text{⊙}$ 250MWe $\square$ CDFR $\text{⊙}$ 1320MWe			
西独	KNK-II $\text{⊙}$ 21MWe $\square$ SNR-300 $\text{⊙}$ 300MWe $\square$ SNR-II $\text{⊙}$ 1500MWe			
米	EBR-II $\text{⊙}$ 20MWe Fermi $\text{⊗}$ 66MWe $\square$ CRBR $\text{⊗}$ 380MWe $\square$ SEFOR $\text{⊗}$ 20MWt FFTF $\text{⊙}$ 400MWt		LSPB $\text{⊙}$ 1340MWe LPP $\text{⊙}$ 1340MWe	モジュラー型 $\text{⊙}$ 1320MWe (110MWe×12基)
ソ連	BR-10 $\text{⊙}$ 10MWt BN-350 $\text{⊙}$ 350MWe BN-800 $\text{⊙}$ 800MWe BOR $\text{⊙}$ 60MWt $\square$ BN-600 $\text{⊙}$ 600MWe $\square$ BN-1600 $\text{⊙}$ 1600MWe			
日本	常陽 $\text{⊙}$ 100MWt $\square$ もんじゅ $\text{⊙}$ 280MWe $\square$		$\text{⊙}$ 1000MWe $\text{⊙}$ 1000MWe	(炉型未定、概念設計段階)

$\text{⊗}$ : 廃止    $\text{⊙}$ : 稼動中    $\text{⊙}$ : 建設中    $\text{⊙}$ : 設計    $\text{⊙}$ : ループ型    $\text{⊙}$ : タンク型

に着手しており、約3年後にはその優劣を比較し、炉型を選ぶことになっている。

FBRの内外の開発動向に関連して最後に触れておく必要があるのは国際協力についてである。

FBRの技術開発には、多大の資金と人材などを必要とするため、国あるいは民間レベルでの国際協力の重要性が最近特に強調されている。国際協力によるメリットとしては、資金、人材の有効活用の他に、研究の効率化、情報交流による開発の加速化、安全基準などの国際的コンセンサスによる合理化などが挙げられよう。

現在、わが国では動燃事業団を中心として、米、仏、英、西独などとの国レベルの国際協力を進めているが、世界で最も注目すべき国際協力の例は、仏、西独、イタリアの電気事業が主体となって進めている大型FBR開発プロジェクトであろう。この計画は、まずフランスに出力120万kW

のFBRスーパーフェニックスを共同で建設し(完成は来年5月頃の前定)、次に西独に異なる設計の大型炉を共同で建設し、最後に両方のFBRの設計、建設、運転の経験をもとに、決定版のFBRを設計し、それを順次各国で建設するという構想のものであった。しかしながら、現在では関係国のFBR開発テンポに差が出て来たため、スーパーフェニックス炉以降については、その見直しが行われる可能性がある。

FBR実証炉の建設主体となるわが国の電気事業は、わが国のFBR開発を効率的に進め得る範囲において、国際協力を志向しており、最近米、仏の電気事業とのFBR協力計画がスタートした。

当所においても、積極的に国際協力を活用する方針で研究を進めている。その詳細については第3章3-2-4で述べる。

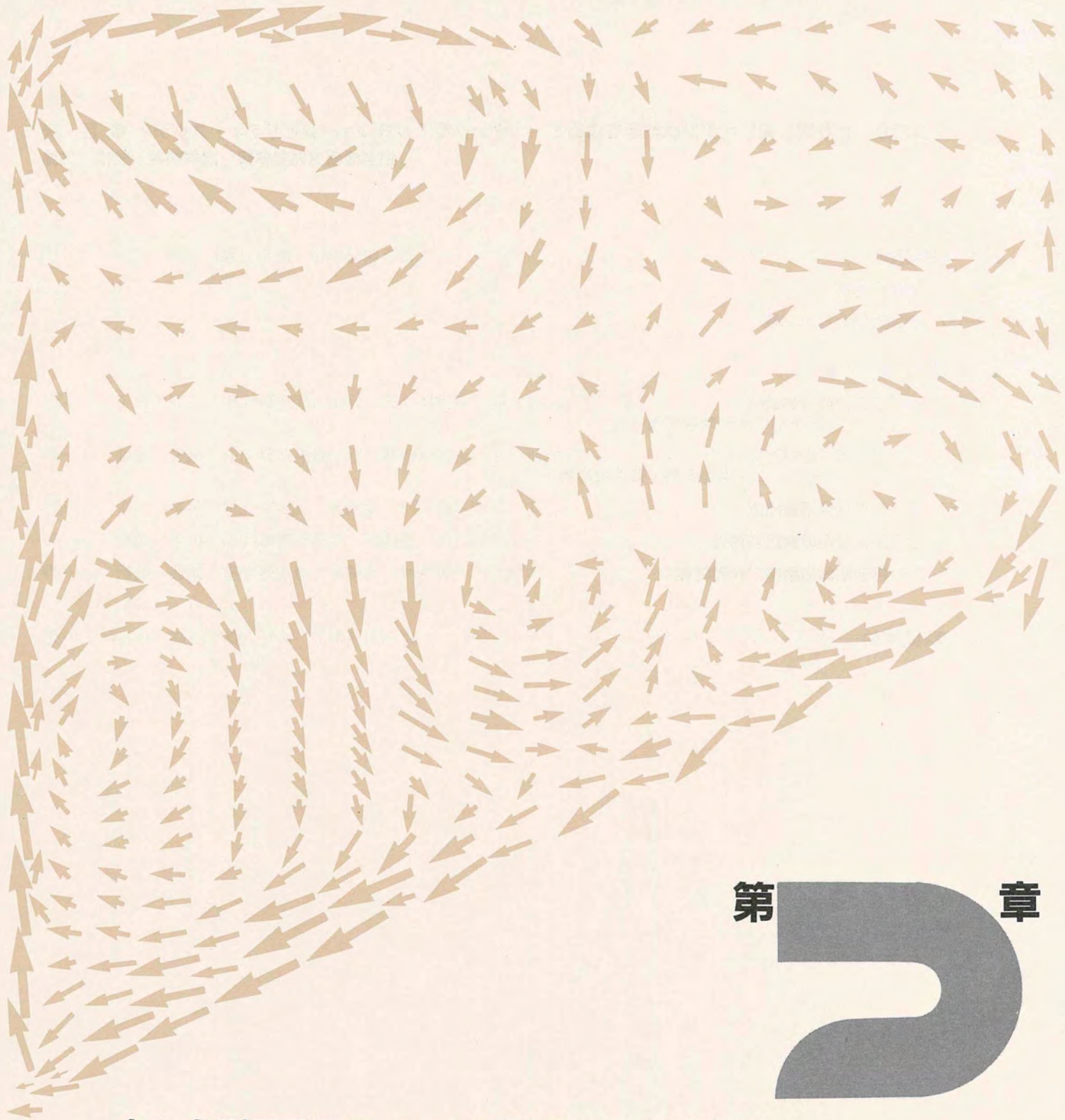
表1-4-2 実用化に向かった設計研究

炉型	米			英	西独
	ループ	タンク	モジュラー(タンク)	タンク	タンク
容量 (万kW)	134	135	132	132	150
主体メーカー	ウェスチングハウス	ロックウエル・ インタナショナル	ジェネラル・エレクトリック	ナショナル・ニウクレア・ コーポレーション	インタアトム
名称	LSPB	LPP		CDFR	SNR-II

仏	ソ連
タンク	タンク
150	80 160
ノバトム	
スーパーフェニックスマークII	BN-800 BN-1600

日本

	58年度まで	59年度以後
ループ型	100万kW 動燃実証炉/電力実証炉	100万kW 電力実証炉設計 (電事連/動燃)
タンク型	100万kW 電研フィージビリティスタディ (電事連設計研究)	100万kW 電力実証炉設計 (電事連/電研)

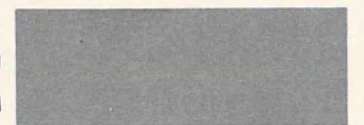


第 5 章



タンク型FBRフィージビリティ・スタディ

わが国に適した



タンク型炉を求めて

第2章 わが国に適したタンク型炉を求めて——タンク型FBRフィージビリティ・スタディ ● 目次  
 担当●研究開発本部 副本部長 矢作 文弥

2-1	研究計画	研究開発本部	原子力部	吉舖 信也	19	
2-1-1	研究の目的					
2-1-2	研究計画と推進体制					
2-2	研究内容と成果					
2-1-1	原子炉耐震構造の開発 ——原子炉構造の耐震特性——	土木研究所	耐震構造部	原子力構造研究室	栗原千鶴子	24
2-2-2	ルーフスラブの構造信頼性 ——原子炉上部構造の熱・荷重変形特性——	土木研究所	耐震構造部	原子力構造研究室	塩尻 弘雄	34
2-2-3	原子炉容器内隔壁構造	エネルギー研究所	機械部	流体研究室	魚谷 正樹	39
2-2-4	原子炉容器内の熱流動特性	土木研究所	環境部	構造水理研究室	田中 伸和	44
2-2-5	燃料移送設備の耐震・作動特性	エネルギー研究所	機械部	流体研究室	岡部 義信	49
2-3	成果の要約	研究開発本部	原子力部	吉舖 信也	38	

# 2-1 研究計画

## 2-1-1 研究の目的

FBRには1-3で述べた如くループ型とタンク型(プール型)の2つの型式があるが、これらの2型式は軽水炉における加圧水型(PWR)と沸騰水型(BWR)のような基本システムの相違によるものではなく、機器配置上の相違およびそれによって生ずる構造形態の違いにすぎない。

わが国ではこれまで動力炉・核燃料開発事業団(動燃事業団)が中心となり実験炉「常陽」の建設、運転並びに原型炉「もんじゅ」の設計と続くループ型炉の開発を進めてきており、タンク型炉に関してはほとんど経験がない。一方海外においては、実験炉、原型炉段階ではループ型、タンク型両炉型の開発が進められているが、大型炉すなわち実証炉段階ではほとんどすべてと言って良いほどタンク型炉が進められている。

わが国において、タンク型炉を商業炉に先行する実証炉の検討対象とするにあたっては、ループ型の実験炉および原型炉で得た知見と経験のほとんどが適用可能であるが、タンク型炉がわが国の厳しい耐震設計条件および安全設計条件の下で成立し得るか否かを評価する必要がある。

そのため当所では、昭和56年度～58年度の3カ年にわたり、わが国にタンク型炉が設置できるか否かを次の二つの項目に焦点をあて評価することを目的にフィジビリティ・スタディを実施した。すなわち、

### (1) 耐震性

わが国特有の厳しい地震に対して十分耐え得る設計が可能かどうか。またその耐震設計の結果として、炉内の熱流動および耐

熱構造の面に何らかの影響を及ぼすことはないか、

### (2) 安全性

設計、製作、運転、保守を通して、わが国特有の安全基準、品質管理基準に適合し得るか、

の2つである。

## 2-1-2 研究計画と推進体制

FBRにおける研究開発項目は、表2-1-1に示す如くほとんどがループ炉型とタンク型炉で共通していて、ループ型炉の開発で得られた知見と経験のほとんどはタンク型炉に適用することが可能である。タンク型炉において特に必要と考えられる項目をあげると図2-1-1の様にとまとめられる。フィジビリティ・スタディにおいてはこれら必要な項目の内、耐震性を主とする5つの重要な課題を選定した。

### 1. 原子炉構造の耐震特性

タンク型炉では電気出力が100万kW級になると直径、高さとも20m程度の大きさが必要となるのに対し、容器の肉厚はナトリウムの温度が高く、かつ温度差が大きいことから50mm程度と薄くする必要がある。また主容器の中には4000トンにも及ぶ液体ナトリウムを入れ、さらに容器の蓋(ルーフスラブ)、蓋から吊り下げられるポンプや中間熱交換器などの重量を含めると原子炉構造全体の重量は1万トンを超えるものとなり、その耐震性が、成立性において最も重要な課題となる。

そのため、原子炉容器、安全容器および地震時における制御機構の挿入性について

検討し、わが国の耐震設計条件に適合しうる原子炉構造を選定する。さらに選定された原子炉について種々の試験および解析を行い、わが国の立地条件下におけるタンク型炉の成立性を耐震面から評価する。

### 2. 原子炉上部構造の熱・荷重変形特性

タンク型炉の原子炉容器の蓋にあたるルーフスラブは原子炉容器、制御系機器、一次系主循環ポンプ、中間熱交換機などの重要な機器を塔載支持するとともに、運転時には運転床となるため、放射線並びに熱をしゃへいする重要な構造物である。また、タンク型炉では容器の直径が大きいため、その蓋も必然的に大きくなるので熱による膨張を上手に吸収したり、蓋のたわみを少なくするための工夫が必要となる。

そのため、わが国の耐震設計条件に適合し得るルーフスラブ構造概念を構築し、試験および解析によりその変形、強度特性、断熱特性などを把握し、構造力学の面からルーフスラブの成立性を評価する。

### 3. 原子炉容器内隔壁構造

FBRの隔壁構造は、高温ナトリウムプールと低温ナトリウムプール間に設けられ、両プールを熱的かつ流路的にしゃ断する重要な構造物である。特にタンク型においては中間熱交換器、一次系主循環系ポンプ等の機器が貫通しているため、元来が複雑な構造となっている。そのため、高温プールと低温プールを熱的および流路的にしゃ断する隔壁構造概念を構築し、試験・解析によりその断熱性能およびシール性能を評価するとともに、熱応力解析、耐震解析を

行い構造健全性を評価し、隔壁構造の成立性を評価する。

#### 4. 原子炉容器内流動特性

タンク型炉の原子炉容器は大きく、内部はポンプ、中間熱交換器などが林立しており、冷却材の流れ方も複雑となる。原子炉構造の健全性を評価するにあたっては原子炉容器内の冷却材流動を十分把握することが重要である。そのため、試験により定常時および非定常時における冷却材の熱流動特性を確認するとともに、冷却材の熱流動

性を評価する解析手法を改良・整備する。

#### 5. 燃料移送設備の耐震・作動特性

燃料移送設備は、原子炉外の燃料貯蔵室から炉心部へ新燃料を、また逆向きに使用済燃料を移動する設備である。タンク型炉の燃料移送設備としては、斜道方式が適合すると考えられているが、この斜道方式の燃料移送設備はわが国において設計の経験がないこと、並びに約30mの長尺かつ重量物であることから、その作動機能の確認および耐震性の評価が必要である。そのため

わが国の耐震条件に適合する斜道方式の燃料移送設備を設計し、大規模模型(実機大の1/2)試験により作動機能および耐震特性を把握し、その成立性を評価する。

これらの5課題に関する研究を同時並行して実施し、最終的には個々の課題の結果を総合してわが国の立地条件におけるタンク型炉の成立性を評価する。図2-1-2にフィージビリティ・スタディの研究の流れを示す。また3ヶ年の研究スケジュールを表2-1-2に示す。

フィージビリティ・スタディの開始にあたっては、検討対象プラントの主要目や設計条件などの基本条件を設定する必要がある。このため、100項目を超える基本条件を検討した。設定した基本条件のうち主要なプラント条件を表2-1-3に示す。なお、スタディの開始時には設定出来ない条件、例えば耐震のための支持方式、については研究の推進に応じて適宜設定することとした。

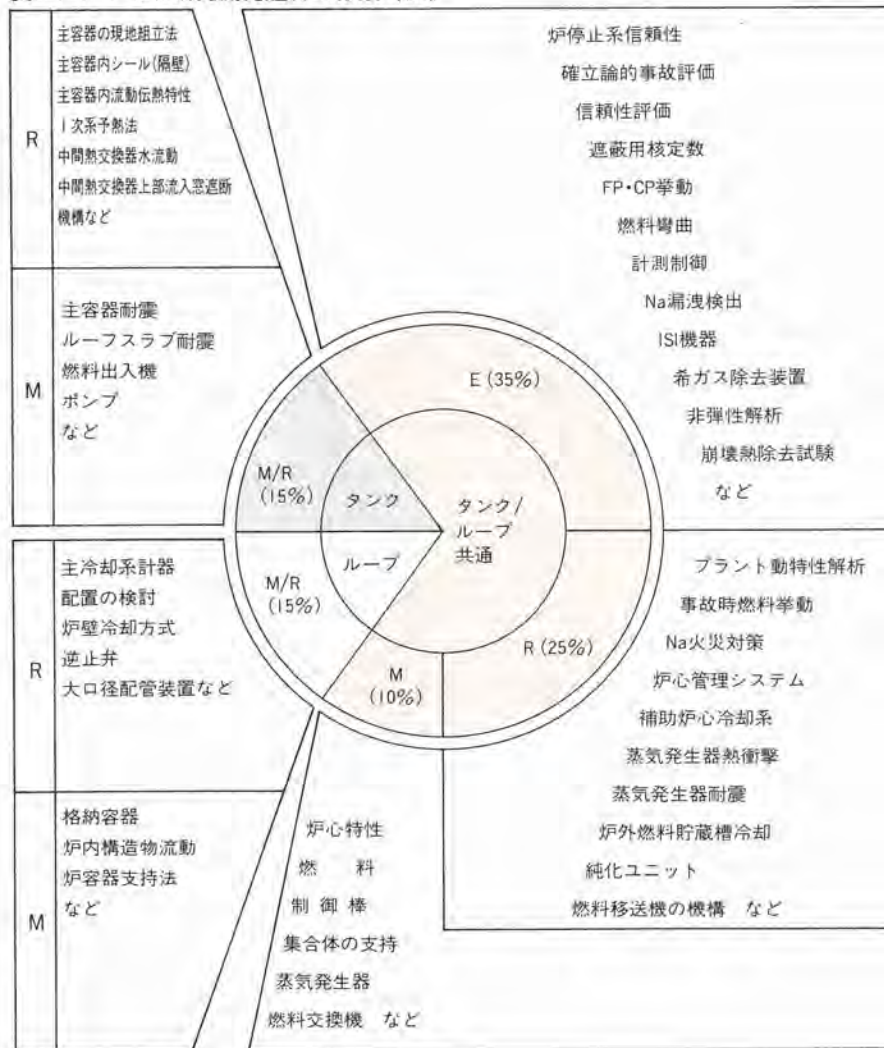
フィージビリティ・スタディの推進にあたっては当所と個々の原子力メーカーとの間での個別の共同研究として、互いに競争と協調の精神を重視して実施することとした。

すなわち、(1)原子炉構造の耐震特性、(2)原子炉上部構造の熱・荷重変形特性、および(3)原子炉容器内隔壁構造の3課題は、当所と(株)日立製作所および当所と(株)東芝、(4)原子炉容器内流動特性は当所と三菱重工業(株)、並びに(5)燃料移送設備の耐震・作動特性は当所と川崎重工業(株)との共同研究として並行して個別に実施した。

また、フィージビリティ・スタディを円滑に推進するため、所内に幹事会、システム・ワーキング・グループおよび各課題毎に5つのワーキング・グループを設置した。

幹事会は研究開発本部に設置されているFBR実証炉プロジェクト・グループの下に置かれ、フィージビリティ・スタディの

表2-1-1 FBR研究開発題目の分類(例)



E：高速増殖炉共通のエンジニアリング

R：大型化のために要請されるテーマ

M：大型化のためのモックアップテスト(含耐震設計)

出典：中川弘・プール型大型高速増殖炉の考察—わが国FBR開発の変遷と今後の開発課題—  
原子力工業、Vol.28 No.4、1982年4月

図2-1-1 タンク型FBRの検討の構想

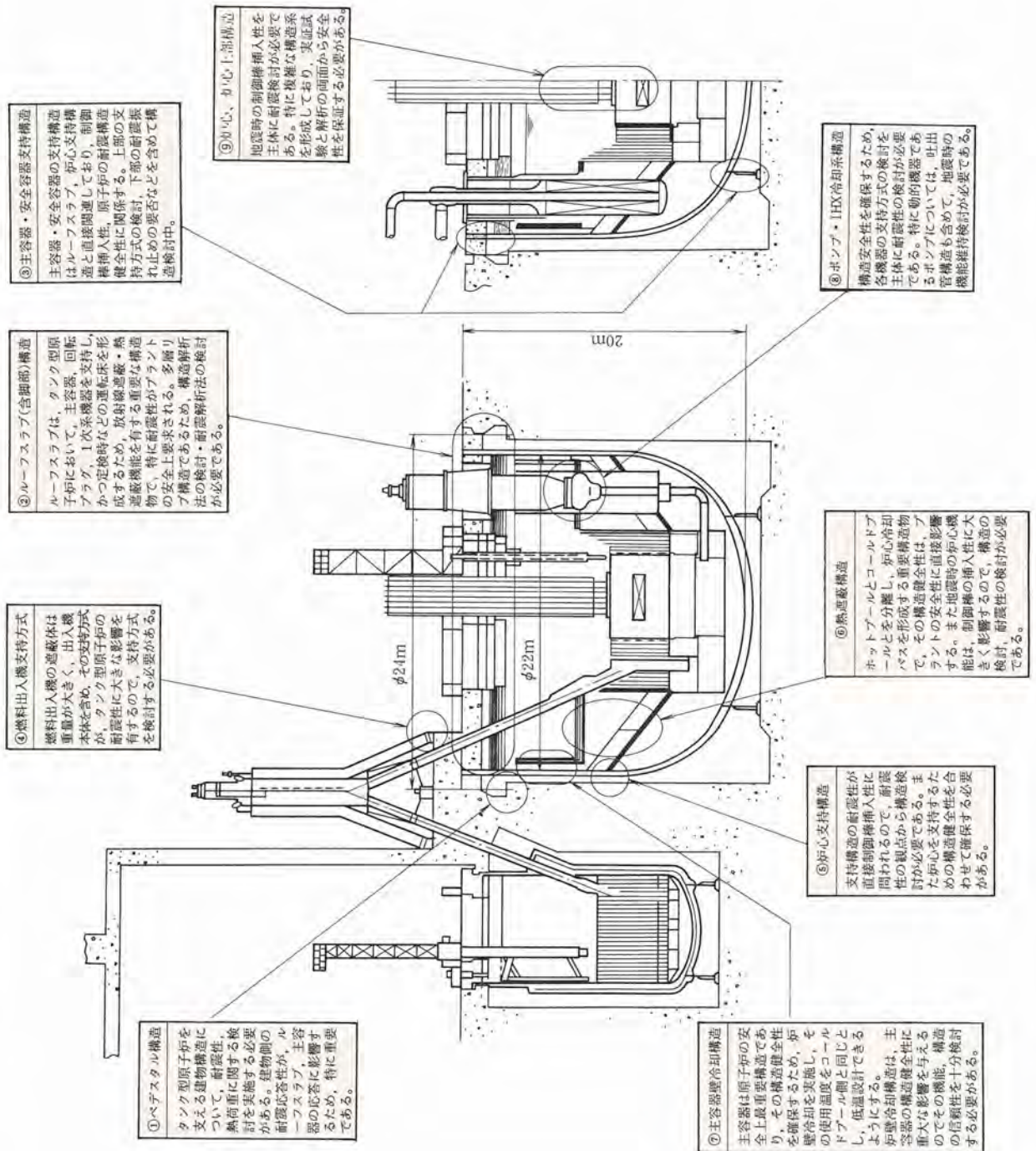


図2-1-2 全体研究フロー図

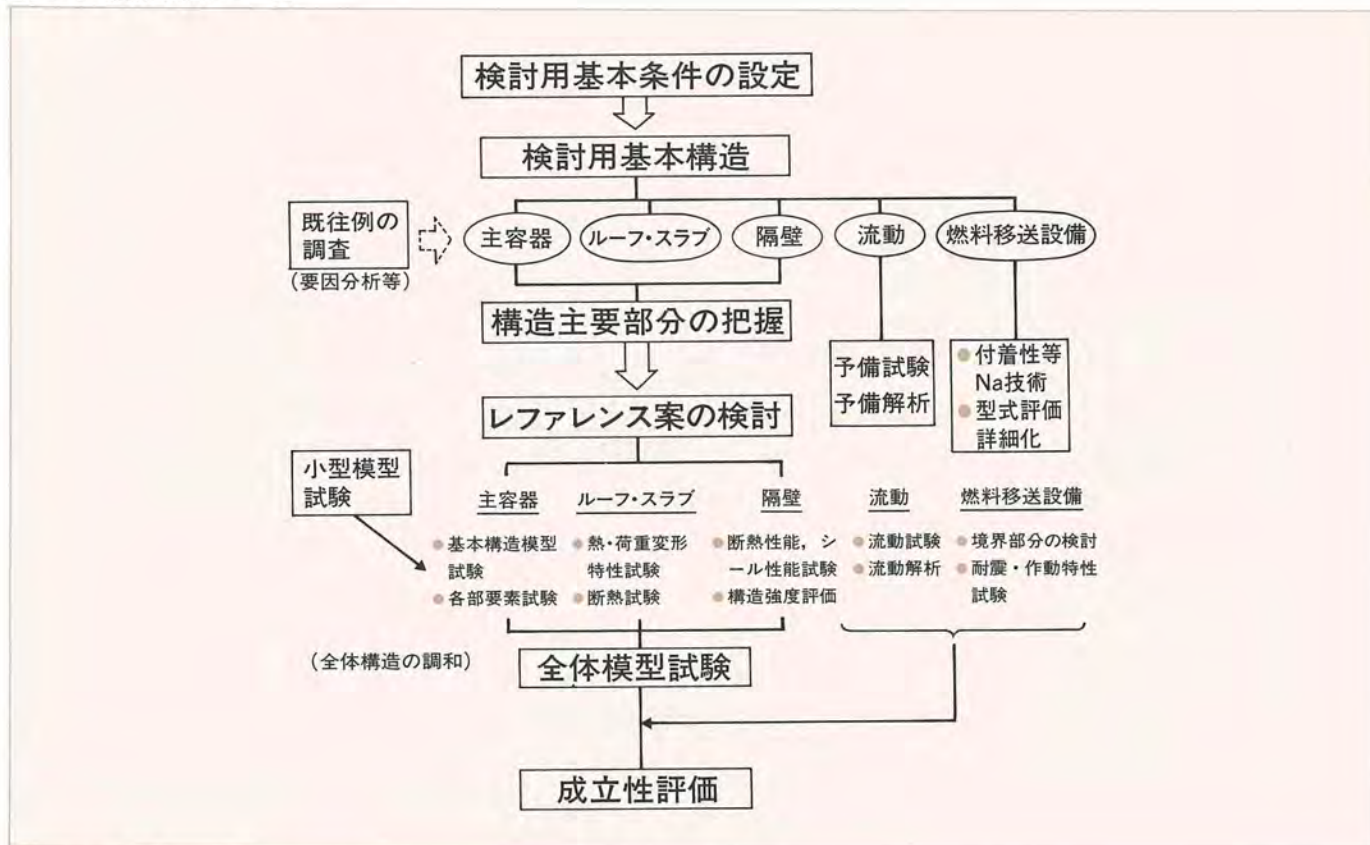


表2-1-2 3ヶ年の研究スケジュール

	昭和56年度	昭和57年度	昭和58年度
I 原子炉構造の耐震特性	概念の検討 予備解析、予備試験	部分モデル試験	全体モデル試験
II 原子炉上部構造の熱・荷重変形特性	概念の検討 構造型式の検討	静的および断熱試験	
III 原子炉容器内流動特性	基礎試験 予備解析	流動特性試験 解析評価	総合評価
IV 原子炉容器内隔壁構造	構造概念の検討	断熱およびシール性能評価 解析評価	構造信頼性評価
V 燃料移送設備の耐震・作動特性	構造概念の検討	作動機能試験 耐震特性試験	



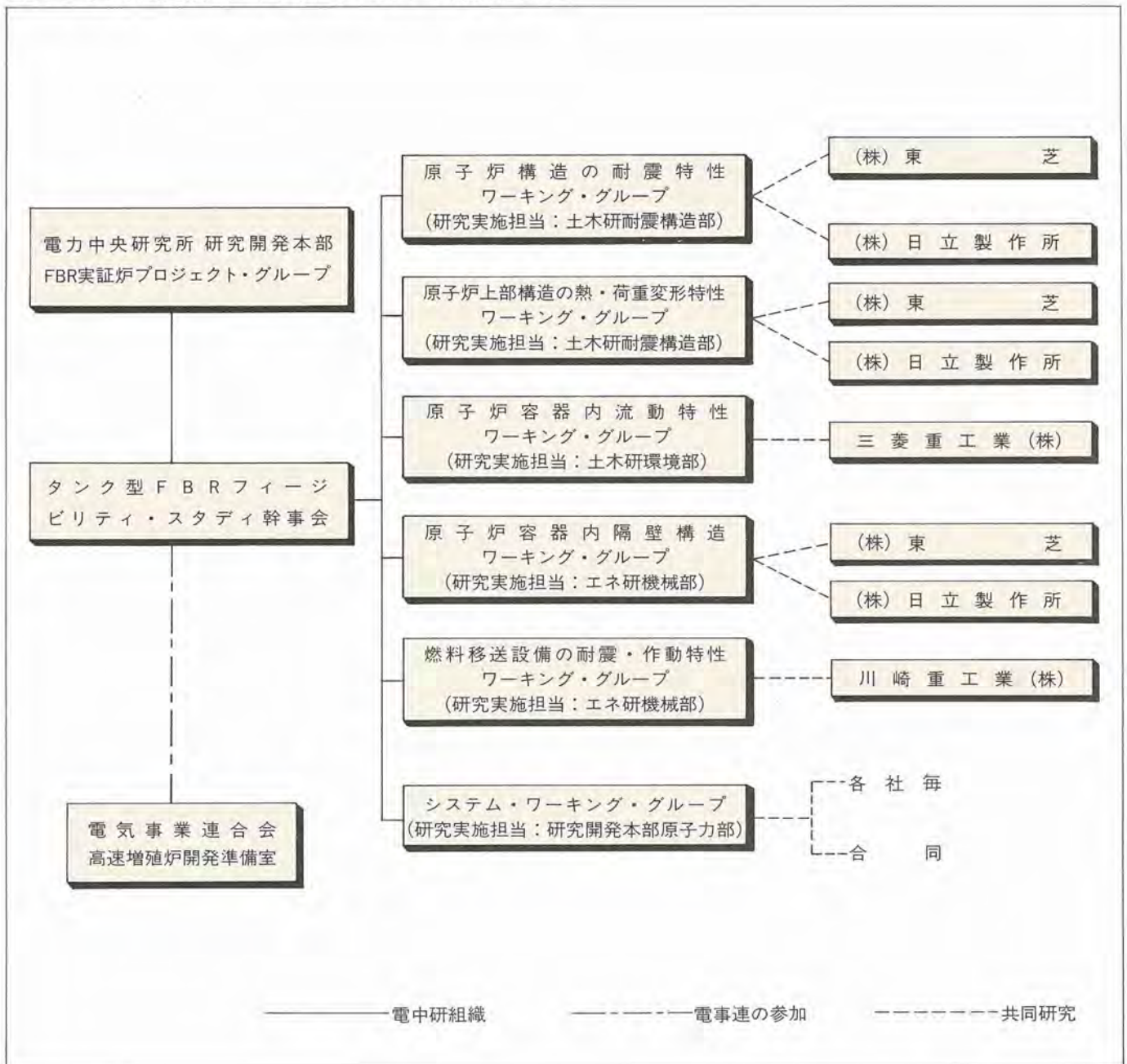
表2-1-3 プラント主要目

電 気 出 力	1,000M W e
熱 出 力	2,600M W t
原子炉出口温度	500℃
原子炉入口温度	365℃
一次主循環ポンプ	4 基
主中間熱交換器	6 基
全 重 量(暫定)	14,000ton } 15,000ton

推進に関する基本的問題について調整した。システム・ワーキング・グループは、各課題にまたがる検討用基本条件および技術的な関連問題を調整するもので、主たる実施の担当は研究開発本部原子力部が行った。また各課題毎の5つのワーキング・グループは、各課題別の研究の実施、研究内容の検討および技術的な関連問題を調整す

るもので、課題(1)および(2)については当所の土木研究所耐震構造部が、課題(4)については土木研究所環境部が、課題(3)および(5)についてはエネルギー研究所機械部が、主となり研究の実施を担当した。以上をまとめたフィージビリティ・スタディの研究推進体制図を図2-1-3に示す。

図2-1-3 タンク型FBRフィージビリティ・スタディ研究推進体制図



# 2-2 研究内容と成果

## 2-2-1 原子炉耐震構造の開発 —原子炉構造の耐震特性—

タンク型FBRのわが国での成立性を考える場合、その耐震性の確保が第一義的な課題となる。このため本課題では、タンク型炉のわが国での立地条件に適合し得る構造形態を、耐震性の面から模索・研究し、その成立の条件を求めることとした。

### I. 研究の方針

本耐震構造面からの研究開発においては、研究の基本方針として次の3つの観点から進めることとした。

- (1) 既往研究例の成果は最大限利用するが、既往例のみにとらわれないで、通常時の荷重に適合し、かつ耐震上の安全裕度の高い構造形態を、模索選択する。
- (2) 現行軽水炉、ループ型炉等の安全審査基準を満たす構造形態であるばかりでなく、今後予想される基準の改訂の方向も考えあわせて安全裕度をもたせる。
- (3) タンク型炉固有の耐震特性の考察に基づく設計法の定着のため、研究の当初より理論の整備、実証データの蓄積をはかる。

このため、図2-2-1に示す研究フロー図を立案した。

この基本的な考えは、上記基本方針(1)、(2)に従い、まず昭和56年度において、耐震性評価に必要な項目の摘出と共に、予め設定された検討条件の不足分の充足、および、これらに従って耐震構造概念(一次構造案)の提案を行うことにあった。

昭和57年度は、提案された耐震構造案に対し、ルーフスラブ、隔壁構造など、他の

課題におけるより詳細な検討を期待しつつ、本課題としては、タンク型炉の耐震特性の把握に着目した小型模型実験、要素実験を実施し、また、理論的な検討を行った。これは、上記基本方針(3)に相応するものである。

最終年度は、他の課題の成果をとり入れ、構造の具体化を図るとともに、また、小型・要素実験の総合として全体模型実験を実施し、小型・要素実験では把握できない現象の解明と耐震解析コードの検証を行い、これをもって全体としての成立性の評価を行った。これも、上記基本方針(3)に相応するものである。

また、昭和57年度、昭和58年度においては、その都度、前年度までの成果を評価し、昭和56年度に提案した耐震構造案をたえず見直すことにより、よりよい構造の創出に工夫を凝らした。

### II. 耐震構造開発のための基盤整備

#### 1. 既往研究例の調査と評価

高速増殖炉発電プラントの既往研究例を調査し、その結果、わが国に設置する場合の問題点等を評価した。

その主要な目的は、次の通りである。

- (1) 既往研究例のわが国での成立性を耐震設計の観点から検討する。
- (2) 原子炉構造の耐震特性に影響をおよぼす要因を整理、分析する。
- (3) 原子炉構造の耐震設計上の重要な技術課題を明確にする。

既往研究例のわが国における耐震成立性について、その耐震設計手法が比較的わが

国のそれに近い米国の研究例など、5例を評価検討した。その結果、主容器据付レベルにおける床応答加速度が、わが国の場合、米国の例に比べ5~10倍大きなものになっていることが明らかとなった(図2-2-2)。

このため、どの研究例にこれを適用してみても、主容器つけ根部の応力、あるいは、炉心頂部の相対変位が大きく、諸外国のタンク型炉研究例のわが国での成立の可能性は薄いという結論を得た。

#### 2. 耐震設計に影響する要因の分析

「既往研究例の調査と評価」の結果を踏まえ、わが国の耐震設計条件下で成立するタンク型炉の構造形態を創出することを目的として、耐震性改善の観点から耐震設計に影響する要因を分析し、それを以下の3つの基本要因に大別して、耐震性向上のための改善要因を明らかにした。

- (1) 構造形態の改善
- (2) 荷重条件の低減
- (3) 評価条件の改善

#### 3. 地震動に関する検討

基本検討用地震動は、水平動に関しては、昭和55年度実証炉概念設計研究で設定された床応答曲線を採用し(図2-2-2参照)、上下動については、タンク型炉は動的応答解析の必要があるため、本研究のために特に上下地震動について考察し、新たに床応答曲線を設定した。

また、タンク型炉は、その構造上、炉内ナトリウムの液面動揺(スロッシング)が生じ易いため、長周期地震動による影響を検討する必要がある。このため、スロッシン

図2-2-1 原子炉耐震構造開発の研究フロー

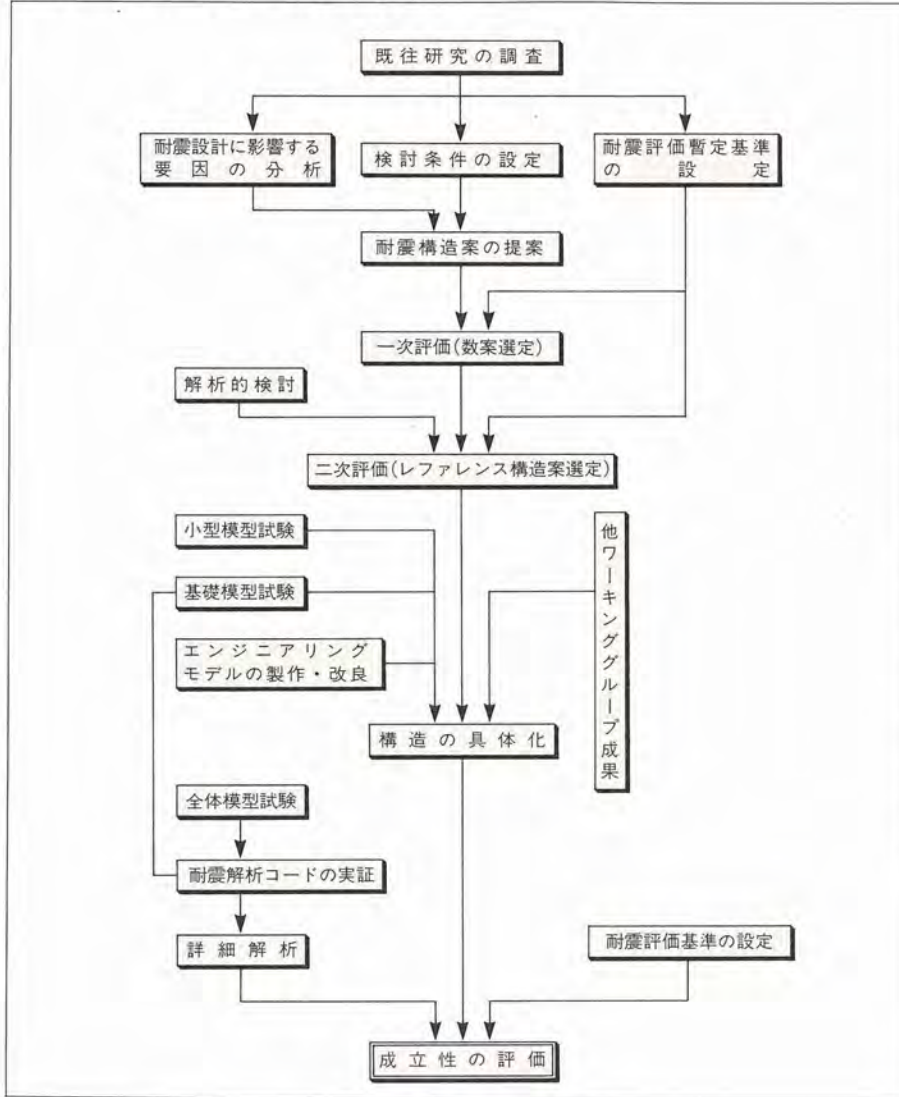
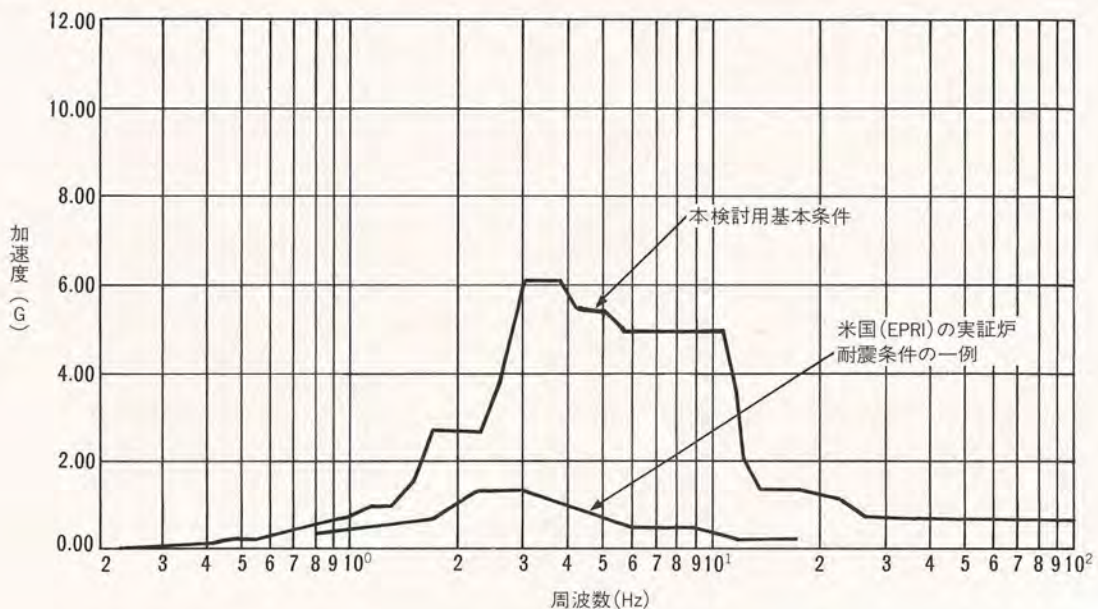


図2-2-2 床応答加速度の比較(水平方向 $S_1$ ベース)



グ検討用としては、暫定的に、長周期の地震波形を用いた。

### Ⅲ. 模型実験と解析法の開発・検証

タンク型炉固有の耐震特性の考察に基づく設計法の定着のための理論整備と実験データの蓄積のために以下の実験を行った。

#### 1. 小型模型実験

新しい研究開発においては、定量的な誤ちは直ちに破壊に直結しないが、定性的な間違いは致命的なものとなる。

タンク型炉は、内部に大量の液体ナトリウムを含む大型の薄肉構造物であるので、その耐震設計では、たわみ性設計の実用化と共に、流力弾性振動が支配的となる。

そこで、流力弾性振動としてどのような現象がタンク型炉において生ずるかという点に着目し、基本的ないくつかの構造、および、本研究において創出・選定された種々の構造について、約1/40縮尺模型(図2-2-3)による実験を行い、定性的把握を行った。

これにより、設計における留意点は、大略把握されたと考えられる。なお、流体連成振動解析プログラムの開発・検証も、併せて行った。

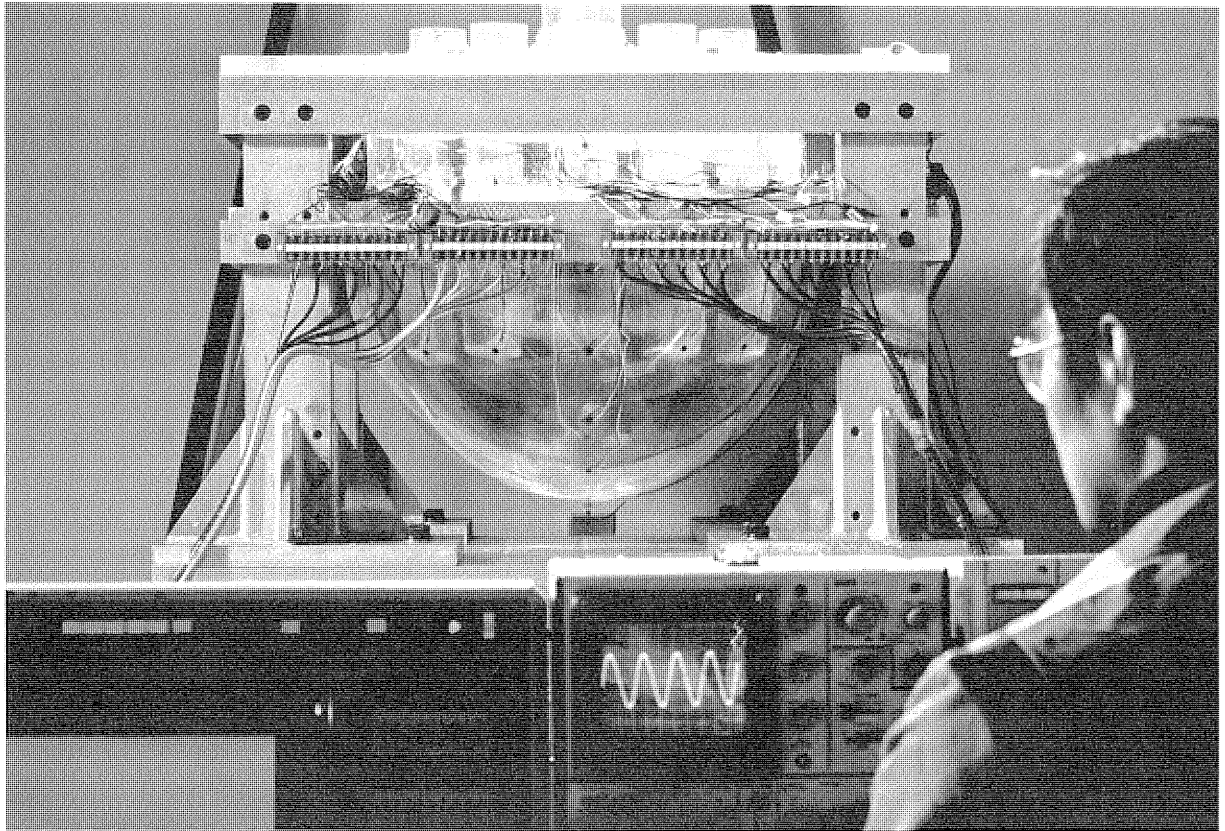
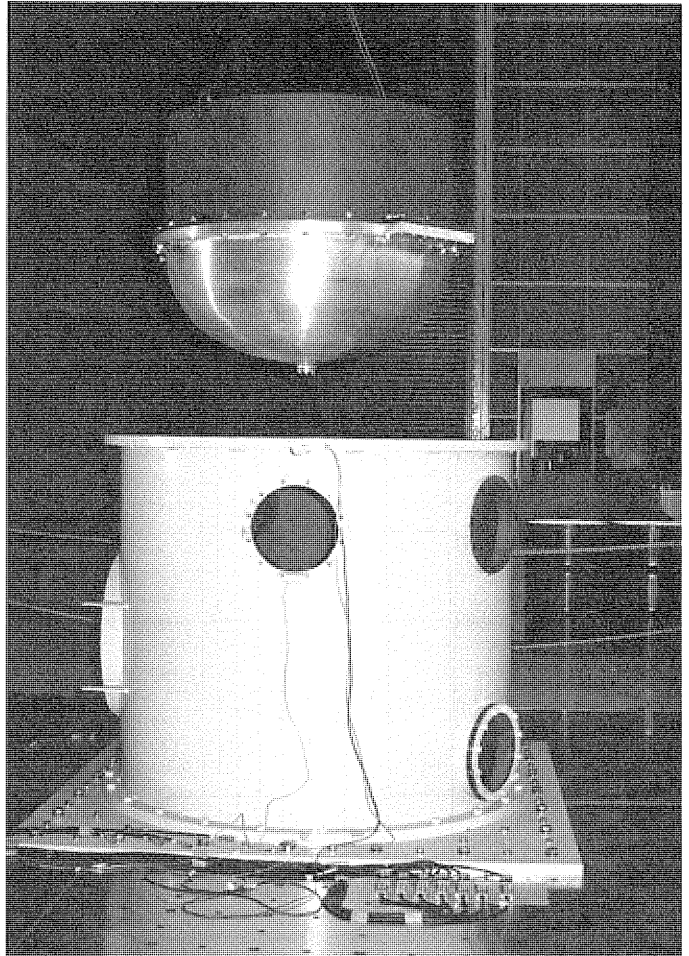
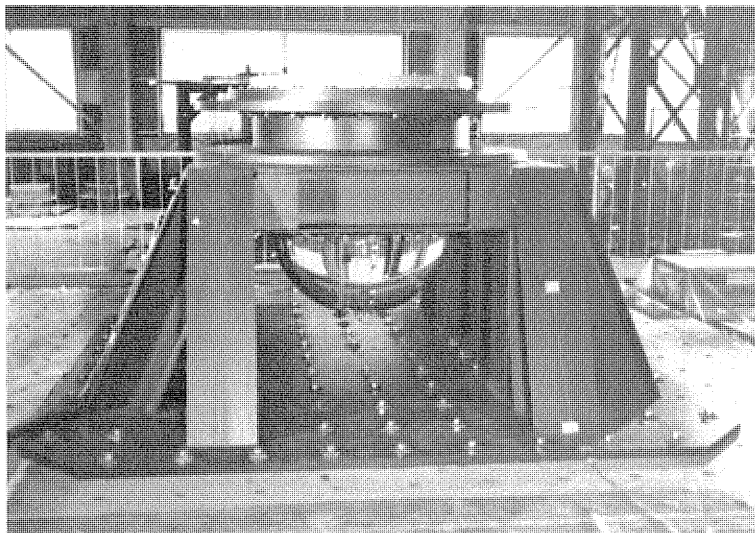


図2-2-3 小型模型実験 (1/40縮尺)

図2-2-4 基礎模型実験 (1/20縮尺)



(b) 炉心横吊り方式



(a) 炉心上吊り方式

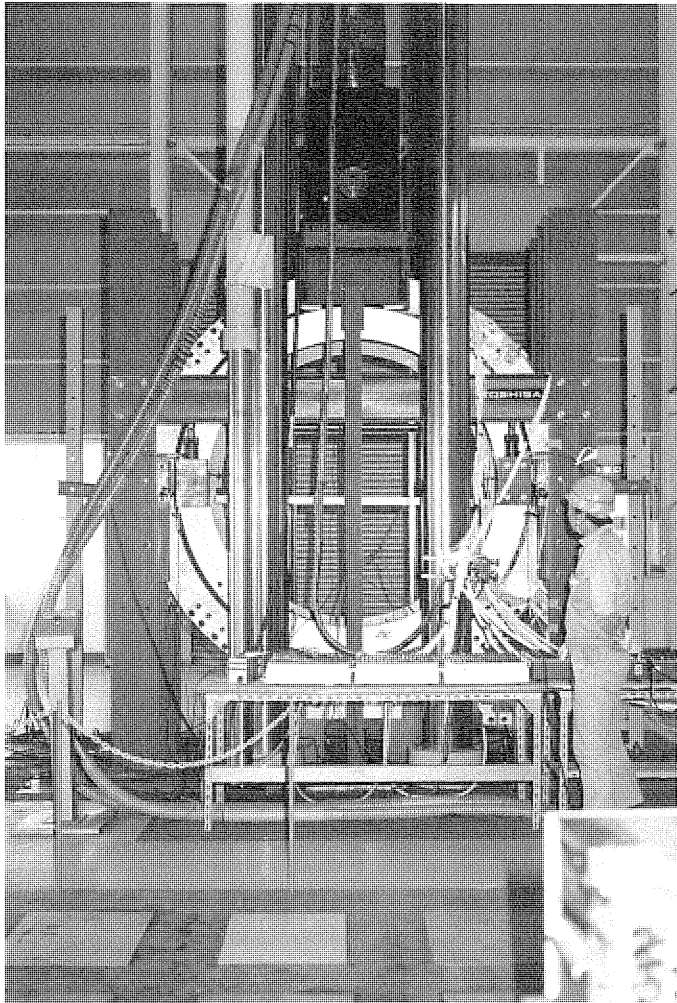
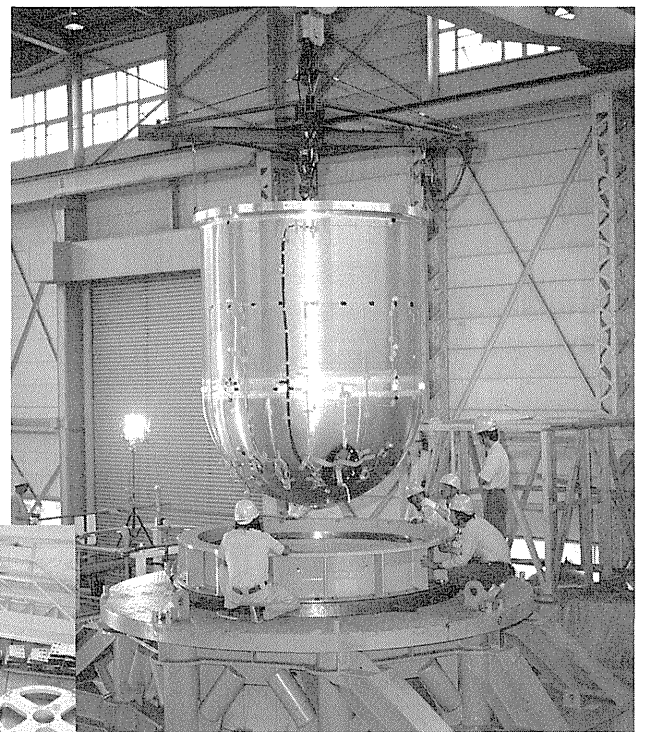
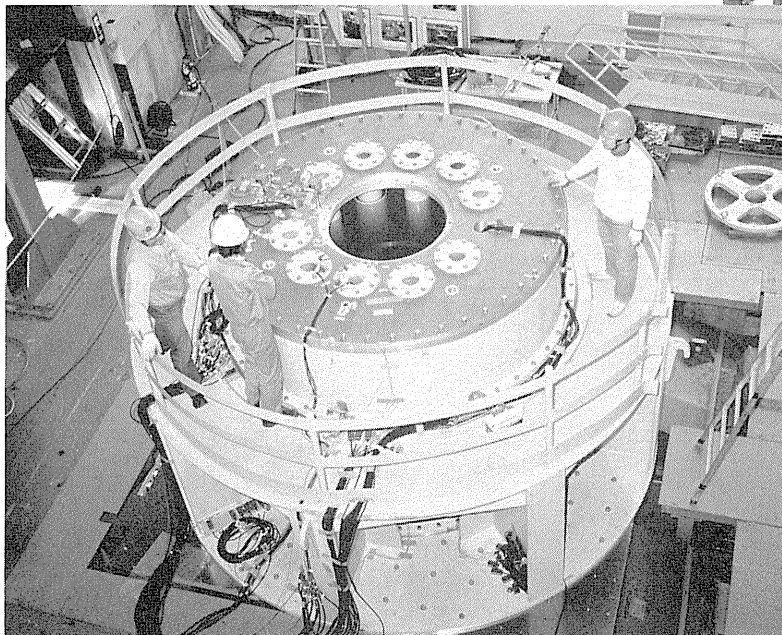


図2-2-5 シアキー方式による制振構造評価実験（1/10縮尺模型）



(a) 炉心上吊り方式



(b) 炉心横吊り方式

図2-2-6 全体模型実験（1/10縮尺）

## 2. 基礎模型実験

流体制振効果、機器の支持条件・支持構造が振動特性におよぼす影響などに着目して、炉心上吊り方式原子炉構造、中間熱交換器(IHX)、ポンプ、炉心支持構造について、約1/20縮尺模型による実験を行ない、定量的把握を行った。図2-2-4に例を示す。併せて、解析法の開発・検証を行った。流体制振効果は、上記流弾性振動の設計への積極的利用を目標とした基本研究である。

## 3. 制振構造評価実験(シアキー方式)

ガタ系は、主容器側部ふれ止(シアキー方式)などの他、いくつかの部分で採用されている。これらの設計については、減衰

効果が期待できる点はあるが、力の伝達が複雑になるなどの点もある。このため、これらの確認のため、主容器制振構造(シアキー方式)について、約1/20、1/10縮尺(図2-2-5)の模型による静的荷重実験を行い、構造の全体的な挙動をつかみ(荷重分担特性)、設計に必要な基礎データの蓄積を行った。

この信頼性が高まると、主容器胴肉厚を減少することができ、熱応力との調和がよくなる。また、シアキー構造の信頼性を検討する上で、これらのガタ振動特性の把握が必要となる。このため、シアキー部を単純化したギャップを有するガタ振動特性の把握を行った。併せて、解析方法の開発・検証を行った。

## 4. 原子炉廻り全体構造模型実験

原子炉構造全体の連成振動特性の把握と振動解析コードの検証、さらに、上記基礎実験より得られた知見の確認、およびこれらの基礎実験では表現できなかった現象の把握を目的とし、炉心上吊り方式、炉心横吊り方式の構造について、約1/10縮尺(図2-2-6)の模型による振動実験を行った。

以上実験した実験の項目・目的・内容・成果の概要を表2-2-1に示した。

また、上記の種々の模型実験結果に、解析結果を対比することにより、解析コードの検証を行い、その適用性を確認した。1例を図2-2-7に示す。さらに、これらの解

図2-2-7 流体制振効果実験結果と解析結果(炉心上吊り胴振れ止め構造)

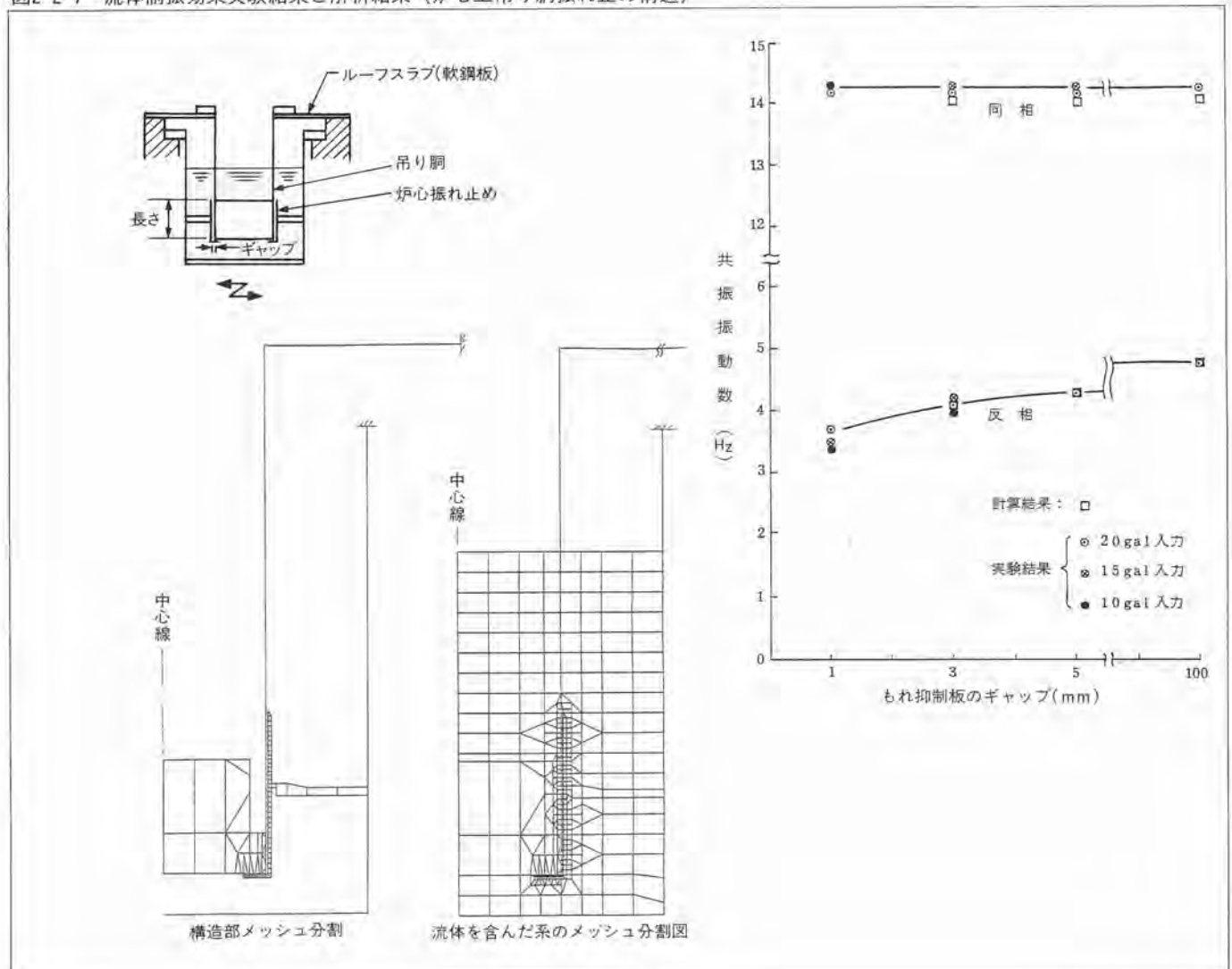
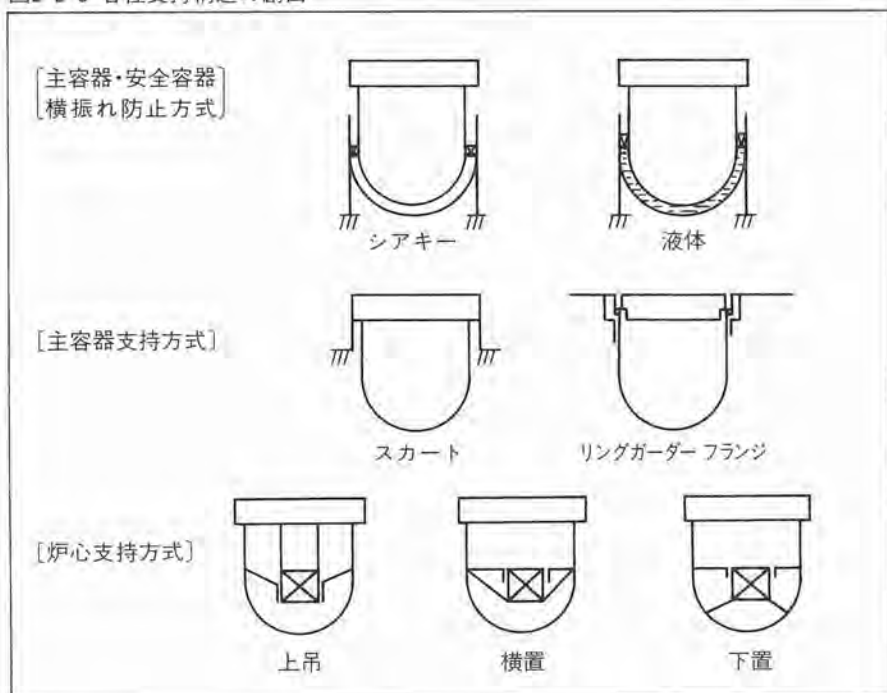


図2-2-8 各種支持構造の創出



析法を、次項で述べる構造成立性評価の解析に適用した。

#### IV. 原子炉構造の具体化と成立性の評価

##### 1. 耐震構造の創出

すでに述べたように、既往研究例成果の一部を改善する程度では、わが国での成立の可能性は薄いことが判明したので、わが国での耐震条件に適合し得る構造形式を創出するため、

- (1)各種構造要素の案出と一次評価
- (2)案出された全体構造に対する解析的検討を加えた二次評価
- (3)総合的判断に基づく耐震構造案の提案を行った。

案出され、以後検討を行う必要のある形態として、図2-2-8に示す各種方式を選定した。

これらは、既往研究例の構造や、本研究によって創出された新しい構造をも含み、考えるタンク型炉の耐震構造の基本的な構造をすべて含んでいるものと考えられる。

##### 2. 耐震構造の構築

わが国でタンク型炉を成立させるための改善目標にしたがい、発想の展開、および各種耐震構造の提案と評価を行い、

- (1) 炉心上吊り方式
- (2) 炉心横吊り方式
- (3) 炉心下置き方式

の原子炉構造を選定した。これに各種模型実験の知見を反映し、また実験により検証された解析法によるサーベイにより、耐震構造の構築を行った。

耐震構造の構築に当っては、主に以下の課題を検討した。

- (1) 炉心支持構造……炉内の中心部に位置する燃料(炉心)を支持する構造
- (2) 炉心振れ止め構造……地震時に炉心(上吊り又は下置き)が大きく振動することのないようにする構造
- (3) 主容器支持構造……主容器を支持する構造
- (4) 主容器側部ふれ止め構造……地震時の主容器の水平振動を抑制する構造
- (5) 主容器および吊り胴の熱保護構造……高温プール(500℃)や熱過渡時の厳し

い温度条件から主容器壁や吊り胴を護る構造

- (6) ルーフスラブ支持構造……ルーフスラブをコンクリート・ベドスタルに設置する構造

- (7) 全体耐震特性

その結果

☆ 炉心上吊り構造

☆ 炉心横吊り構造

を本案とした。

なお、炉心下置き構造は、炉心支持構造物とタンク内熱流動との干渉が少なく、熱応力的には課題が少ない構造であるが、本フィージビリティ・スタディの検討用基本条件である、炉心制御棒許容相対変位15mmを満足させるには、炉心支持構造物・ルーフスラブ共剛にする必要があり、物量が大きくなることから、代案とした。

年度毎に、前年度までの実験・解析の成果を取り入れ、耐震構造の見直し・改良を行った。各方式の58年度構造案とその特徴を図2-2-9-11に示す。

##### 3. 構造成立性の評価

原子炉構造(炉心上吊り構造、炉心横吊り構造)の成立性評価のため、以下の検討を行った。

- (1) 構造健全性評価

各種実験により検証された解析手法、モデル化による地震時応力、および熱応力解析、応力評価、機能維持評価、隔壁構造の耐震性評価、制振構造部健全性評価

- (2) 製作性・据付性評価
- (3) 安全性・許認可性評価
- (4) 運転・保守性

これらの検討結果から、両型式の原子炉構造は、応力および機能共に基準を満足すること、据付可能であることを確認した。また、安全性・許認可性および保守・点検性についても、本耐震構造特有の課題は特

表2-2-1 (1) 基盤整備のための主要な模型実験項目・目的・成果

実験項目	実験供試体	目的	内容	成果
小型模型実験	<p>(約 1/40モデル)</p>	<p>流弾性振動現象の把握</p> <p>① 仮想質量効果</p> <p>② 流体連成効果</p> <p>③ 流体制振効果</p> <p>④ 水平隔壁の振動特性</p> <p>⑤ 垂直隔壁の振動特性</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 設計における留意点の大約の把握</li> <li>● タンク型炉のほとんどの構造形態について、地震応答挙動の基本を把握</li> <li>● タンク型炉の耐震設計では、流弾性振動が支配的である。また、これを設計面に積極的に利用すべき要素であることを示した。</li> </ul>	
基礎模型実験	<p>IHX・ポンプ実験</p> <p>主容器・安全容器実験</p>	<p>IHX・ポンプの流体制振特性把握</p> <p>① はり単体の付加質量評価</p> <p>② アニユラスの制振効果評価</p> <p>③ アニユラスが弾性支持された場合の制振効果評価</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 円筒梁状の機器のアニユラス制振効果の確認</li> <li>● 耐震設計解析法の開発・検証</li> <li>● IHX・ポンプの制振支持構造具体化への適用</li> </ul>	
基礎模型実験	<p>主容器・安全容器実験</p>	<p>主容器・安全容器および炉心支持構造の液体連成振動特性の把握</p> <p>① 有効付加質量評価</p> <p>② 鏡の炉心支持効果の評価</p> <p>③ 安全容器の主容器支持効果の評価 (安全容器内に水)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心—鏡流体連成効果</li> <li>● 炉心支持構造上下相対変位評価への適用</li> <li>● 主容器・安全容器流体連成効果</li> <li>● 主容器制振構造代案の検討への適用</li> <li>● 耐震設計解析法の開発・検証</li> </ul>	
基礎模型実験	<p>基本構造模型実験</p>	<p>基本的な振動特性の把握と解析モデルの検証</p> <p>① 容器のフランジ支持条件が、容器の振動特性に及ぼす影響</p> <p>② 流体連成振動特性 (流体付加質量効果)</p> <p>③ 水平および上下動 (同時加振時) が主容器、吊り胴系の振動特性に及ぼす影響</p> <p>④ 主容器側部サポートと吊り胴とのギャップが容器—吊り胴系の振動特性に及ぼす影響</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● フランジ支持条件の影響の把握</li> <li>● 流体制振効果</li> <li>● 水平・上下連成振動の影響</li> <li>● 耐震設計解析法の開発・検証</li> <li>● 流体制振方式構造の具体化</li> </ul>	

D: 試験体の直径 / L: 制振効果を受ける部分の長さ / G: ギャップの巾 / W: 支持体調節用の重り / 単位: mm



表2-2-1(2) 基盤整備のための主要な模型実験項目・目的・成果

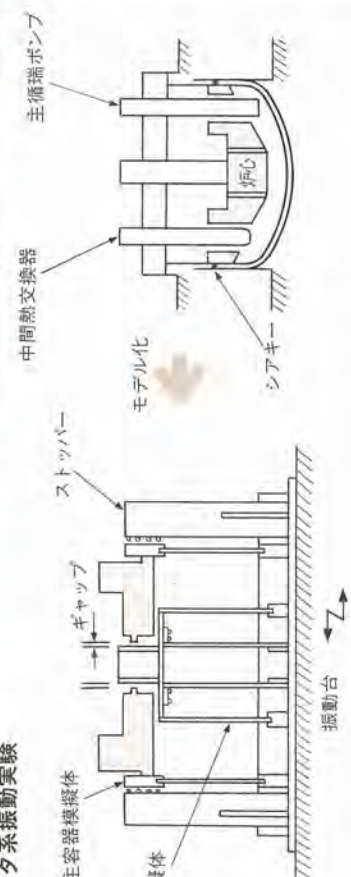
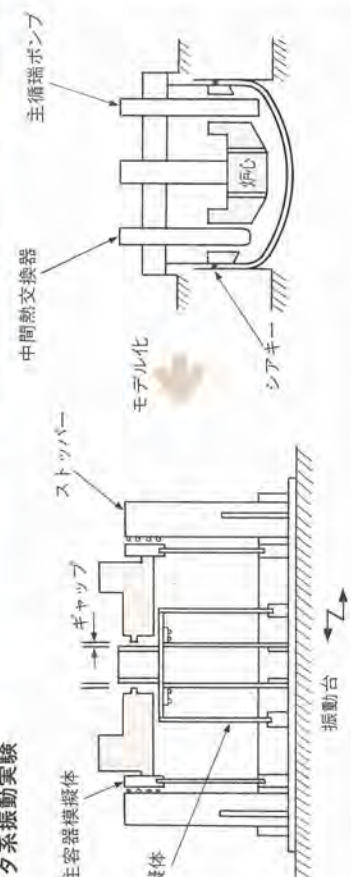
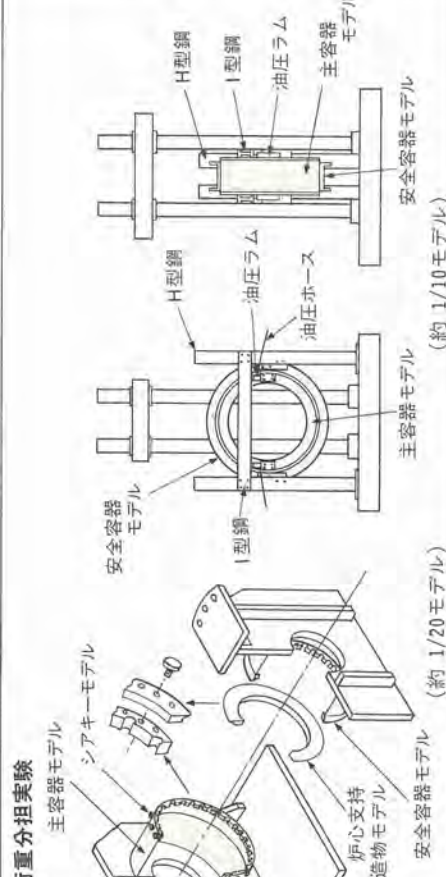
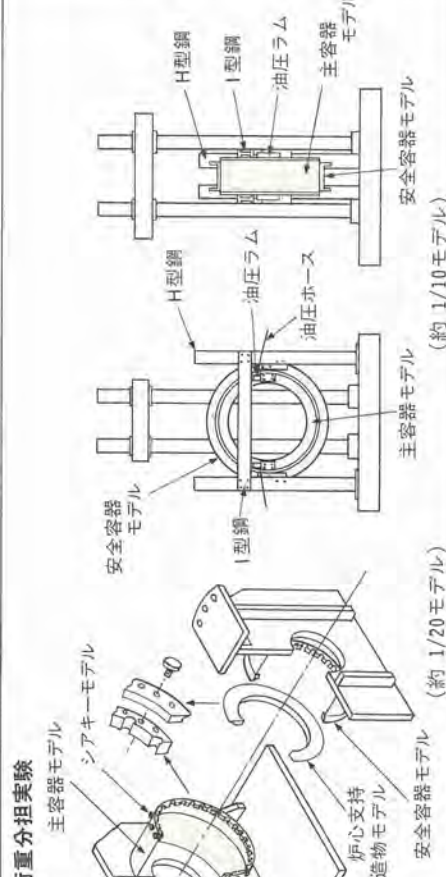
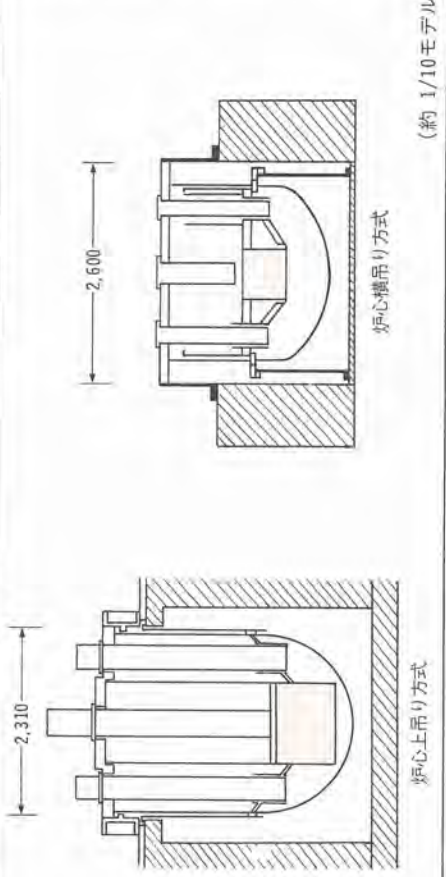
実験項目	実験供試体	目的	成果
<p>シアキーガタ系振動実験</p> 	<p>制振構造</p> 	<p>シアキーガタ部の振動特性の把握 ①模擬体単品の振動特性把握 ②ガタ連成振動による共振領域および等価剛性減衰比の把握</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●ガタ振動特性の把握</li> <li>●線形バネモデル化</li> <li>●耐震設計解析法の開発・検証</li> </ul> <p>水平制振機能確認</p>
<p>シアキー荷重分担実験</p> 	<p>評価実験</p> 	<p>シアキー荷重分担の評価 ①荷重一たわみ特性 ②シアキー強度 ③破壊モード</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●シアキーなじみ現象の確認</li> <li>●主容器座屈モードの確認</li> <li>●設計解析法の開発・検証</li> <li>●基礎データの蓄積</li> </ul> <p>→シアキー一部の強度健全性評価</p>
<p>全体構造模型実験</p> 	<p>全体構造連成振動の把握と解析コードの検証 基礎実験より得られた知見の確認 ①主容器—炉心構造—機器等全体の剛性バランスの確認 ②各部構造および流体の効果 ③シアキー支持効果 ④スロッシング現象</p>	<p>基礎実験において把握した振動特性の確認 ●全体構造模型実験において新たな現象が現われないことの確認 ●耐震設計解析手法の十分な検証 →実機設計での評価が可能</p>	<p>●基礎実験において把握した振動特性の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●全体構造模型実験において新たな現象が現われないことの確認</li> <li>●耐震設計解析手法の十分な検証</li> </ul> <p>→実機設計での評価が可能</p>

図2-2-9 炉心上吊り構造（昭和58年度案）

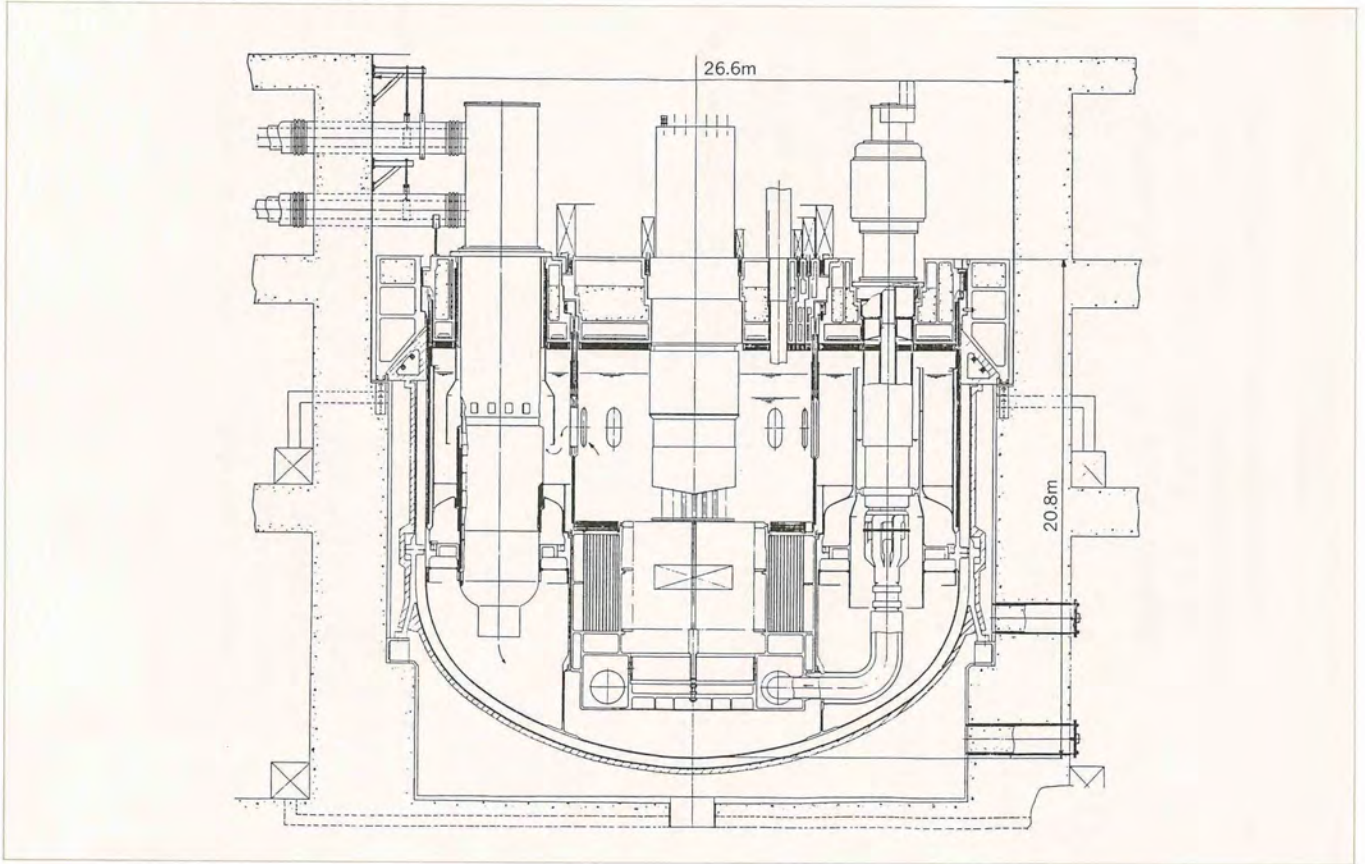


図2-2-10 炉心横吊り構造（昭和58年度案）

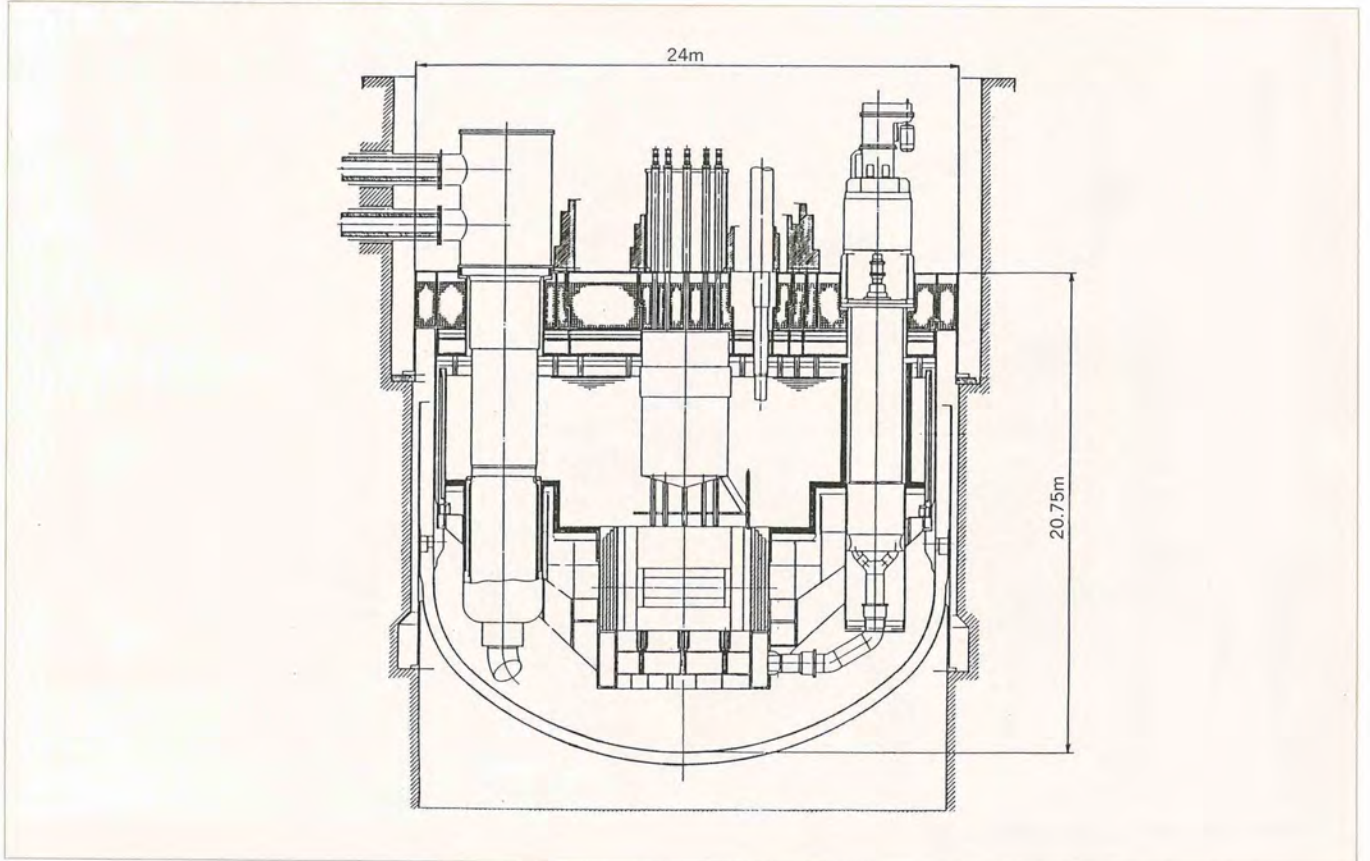
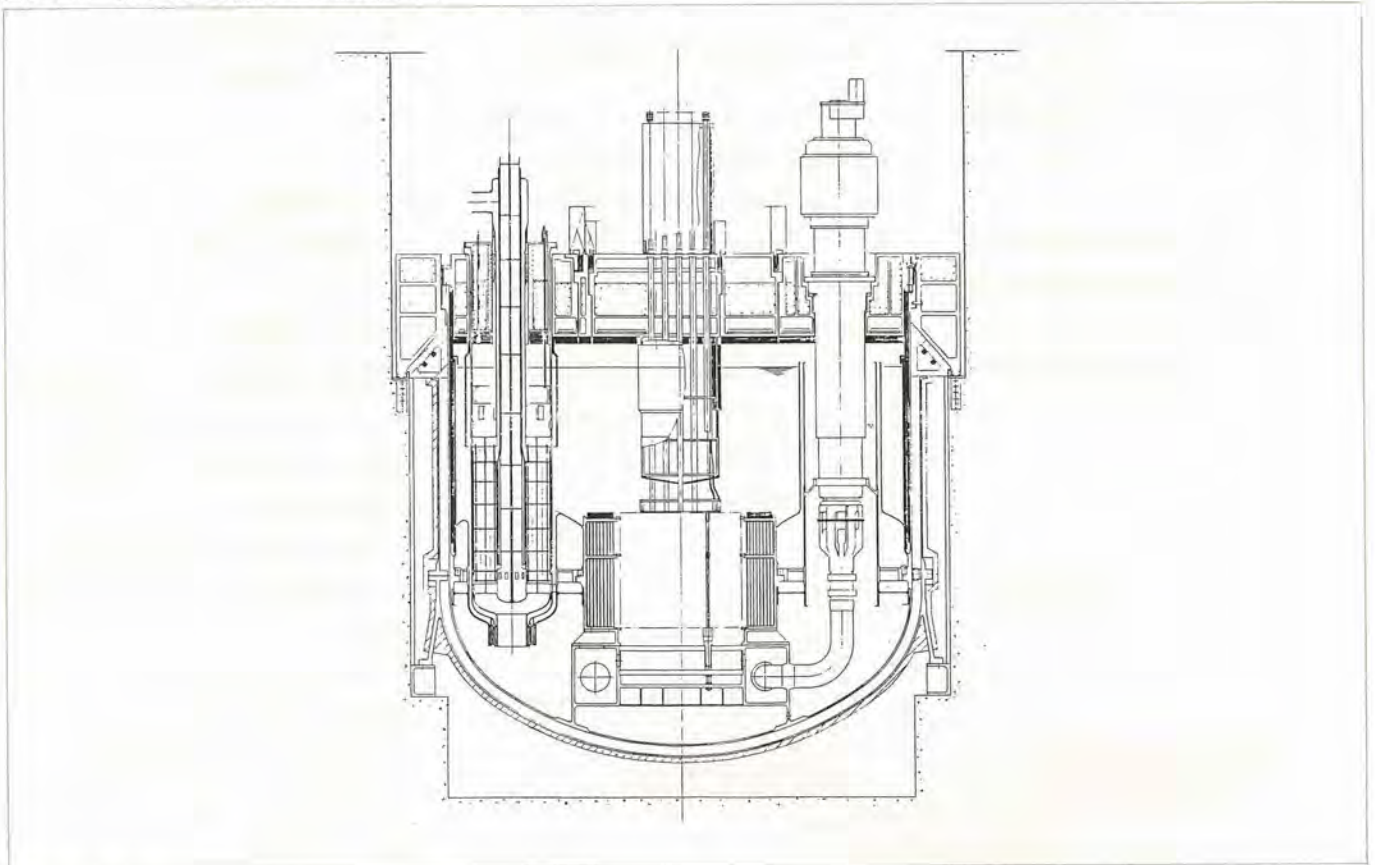


図2-2-11 炉心下置き構造（昭和58年度案）



各方式の特徴

炉心上吊り方式	炉心横吊り方式	炉心下置き方式
<p>①主容器支持：フランジ付主容器リングガード支持</p> <p>②ルーフスラブ：小径ルーフスラブ主容器搭載方式</p> <p>③主容器振れ止め：安全容器によるラジアルキー方式</p> <p>④ルーフスラブ内周より吊り胴により炉心を吊り下げる地震（水平、上下共）に強い支持構造を追求した炉心上吊り方式</p> <p>⑤鏡板は3：2半楕円形</p> <p>⑥安全容器スカート支持</p> <p>⑦炉心振れ止め方式は流体制振方式</p> <p>⑧隔壁の接続位置は流体制振壁</p> <p>⑨主容器熱保護はガスダム方式</p> <p>⑩吊り胴熱保護はナトリウムバケット方式</p> <p>⑪主容器胴板厚を50mmに設定</p>	<p>①主容器支持：ルーフスラブよりの吊下げ構造</p> <p>②ルーフスラブ支持：スカート支持</p> <p>③主容器振れ止め：シアキー方式</p> <p>④主容器側部低温域よりの炉心吊り支持方式</p> <p>⑤回転プラグは3重回転プラグ</p> <p>⑥水平隔壁は、水平積層板とその下に約2mのスタグナント・ナトリウム層の組合せとする</p> <p>⑦炉心支持構造は、上下面逆錐形状</p> <p>⑧炉壁冷却は、ガス層＋強制ナトリウム冷却方式</p> <p>⑨炉心支持構造の主容器との接続部は、圧縮ラグ型</p> <p>⑩主容器胴板厚を50mmに設定</p>	<p>①床応答曲線を条件として、構造設計上から許容される変位より炉心制御棒相対変位を求める</p> <p>②主容器円径は、19.2mに設定</p> <p>③半楕円鏡よりの下置炉心支持方式</p> <p>④主容器支持：フランジ付主容器リングガード支持</p> <p>⑤主容器振れ止め：安全容器によるシアキー方式</p> <p>⑥コンパクト炉心</p> <p>⑦2重回転プラグ</p>

にないものと考えられる。

以上の検討結果から、わが国のきびしい立地条件の下においても、上述の炉心上吊り方式原子炉構造および炉心横吊り方式原子炉構造は成立することが明らかとなった。

なお、炉心下置き方式原子炉構造については、今後、検討用基本条件の見直しを含めて検討を進める価値があると考えられるので、59年度以後に更に詳細な検討を行うこととした。

## 2-2-2 ルーフスラブの構造信頼性

### —原子炉上部構造の熱・荷重変形特性—

ルーフスラブは一次系ナトリウムを内包する主容器、炉内構造物をはじめとして、一次冷却系設備である中間熱交換器、主循環ポンプ、回転プラグ等をそれらが所定の機能を正常に果たすよう支持し、位置決めする大型重要構造物である。また、運転時、ルーフスラブ上面で作業が行われる場合があるので、原子炉からの熱および放射線に対するしゃへい機能、原子炉カバーガス密閉機能を要求されている。

本節では、わが国の立地条件や審査基準に整合しうる原子炉構造の成立性を特にルーフスラブ構造の面から検討した結果を述べる。

### I. 研究の方針

成立性評価のための研究を次の順序で行うこととした。

- (1) 国内外の既往研究を調査し、ルーフスラブ構造成立性評価に当たっての技術的課題を明らかにするとともに、予備解析を行って構造成立性の検討対象とする構造概念（一次案）を選定する。
- (2) 調査で明らかにされた基本課題に対応して、模型実験、および解析法の開発・検証を行う。
- (3) (2)で得られた知見をもとにルーフスラブ構造案の具体化を行う。
- (4) 構造案について成立性評価を行う。

以上を研究のフロー図として示したものが図2-2-12である。

### II. 既往研究の調査と評価、および構造概念の選定

#### 1. 既往研究調査

先行炉設計例を調査し、主要機器仕様、構造支持方式、構造基本構成について比較、検討した。

その結果、ルーフスラブは、次の5つの構造から構成され、それぞれについて数種の概念が採用されていることがわかった。

- (1)強度部材構造 (2)支持部構造 (3)冷却構造 (4)断熱構造 (5)放射線しゃへい構造

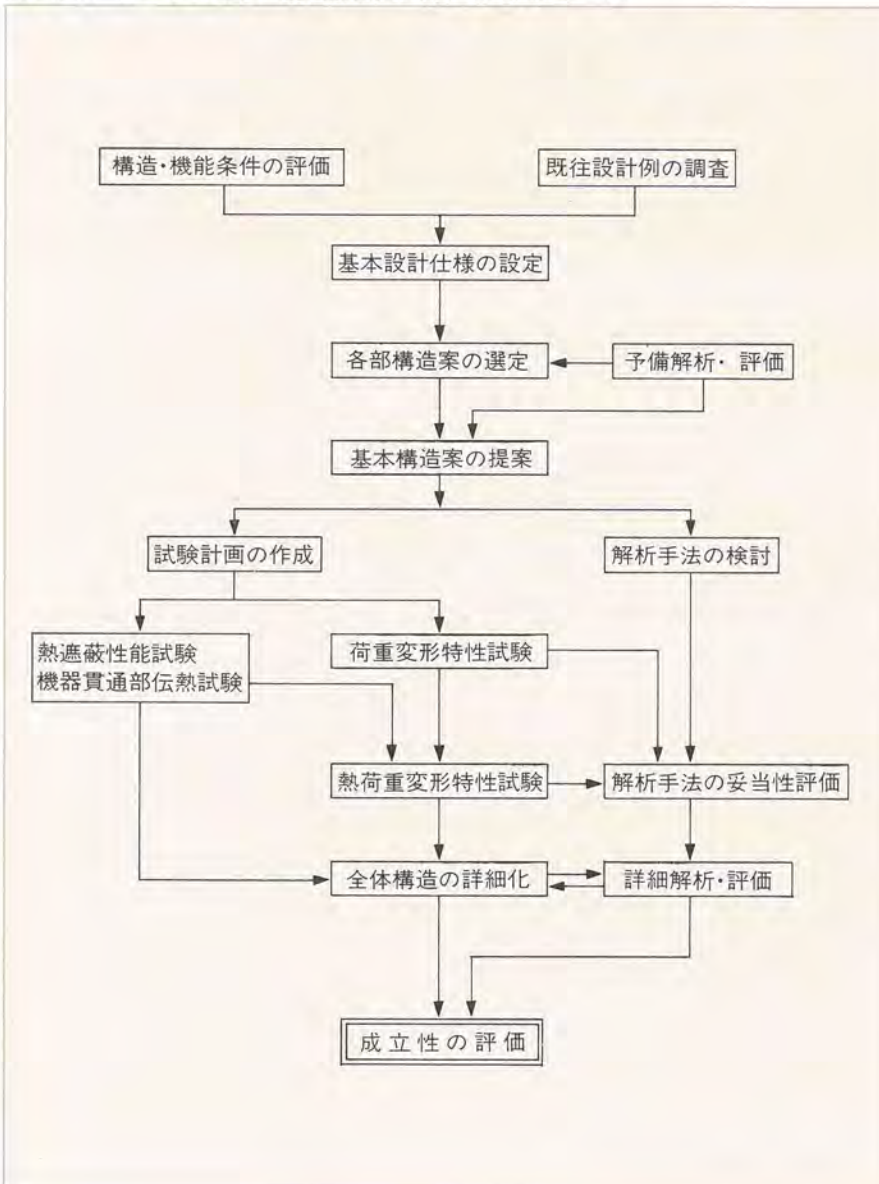
#### 2. 構造概念の選定

調査結果にもとづき、各構造について各概念を比較検討し、検討対象構造概念を次のように選定した（図2-2-13）。

#### (1) 強度部材構造

強度部材構造はルーフスラブ全体の強度及び剛性を確保するものであり、星形の梁構造を渡して機器を支持するタンジェンシ

図2-2-12 ルーフスラブの構造信頼性に関する研究フロー図



ャルビーム構造、多数の板で箱形の空間を構築して強度を向上させたボックスセル構造、およびプレストレストコンクリート構造が提案されている。

強度部材構造概念の選定の基準としては、(i)高い剛性を有すること(ii)搭載機器の配置に柔軟性のあることの2点が重要であり、この点からみて最も優れているボックスセル構造を選定した。

### (2) 支持部構造

ルーフスラブ支持部構造は、ルーフスラブ本体、原子炉構造の自重および地震荷重等の機械的荷重を建屋構造へ伝達するほか、ルーフスラブの温度変化による熱的荷重の吸収等の機能が要求される。

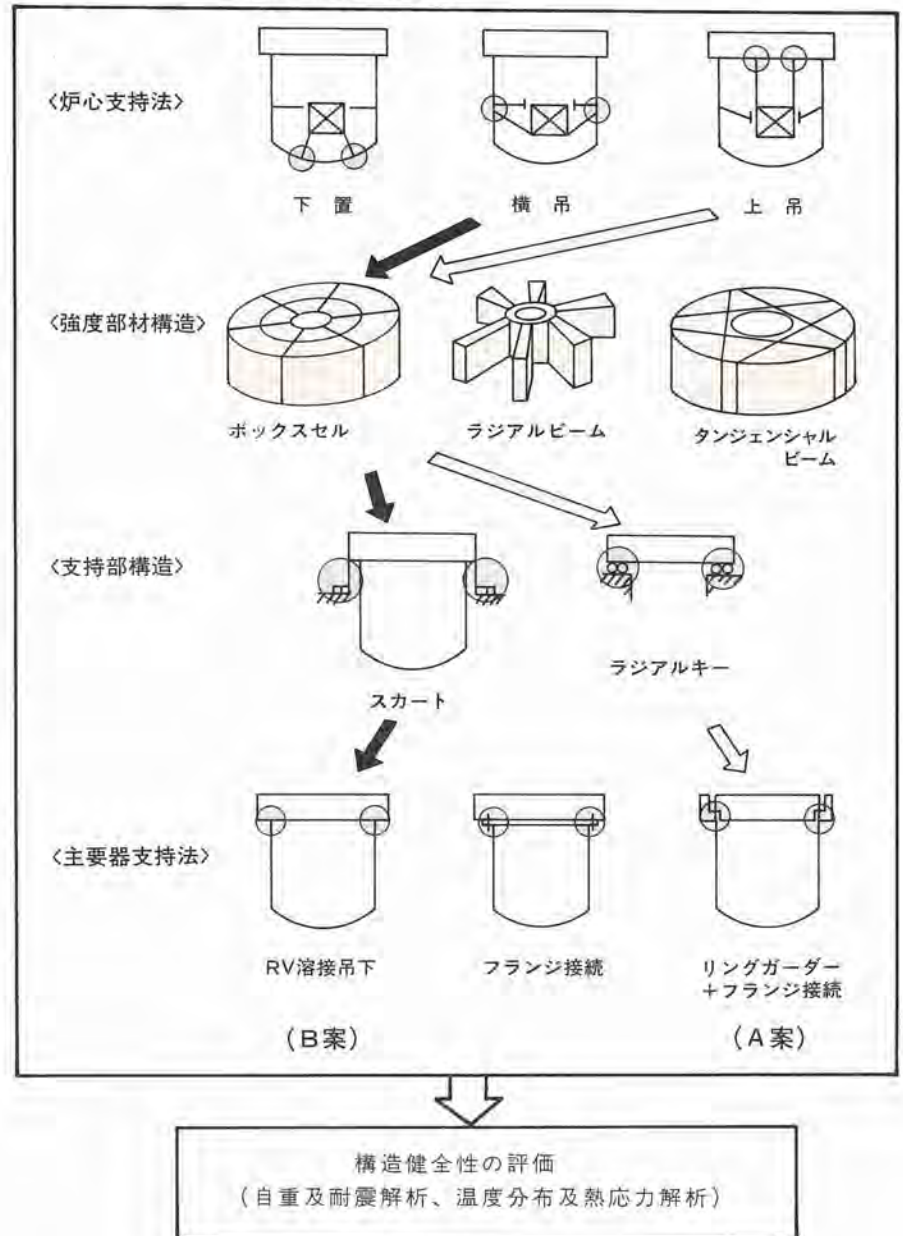
これらの荷重支持方式として、スカート支持方式とラジアルキー支持方式が提案された。スカート支持方式は熱的および機械的荷重をスカートの許容変位内で吸収するものであり、ラジアルキー支持方式は熱的荷重を撻動構造で吸収し、機械的荷重をラジアルキーで拘束するものである。前者は耐震性の要求からの剛設計と熱変位吸収の両立という課題を有し、後者は撻動部構造の信頼性の検討が必要である。両者一長一短があり、双方とも検討の対象とすることとした。

### (3) 冷却構造

冷却構造は断熱構造とあいまってルーフスラブ強度部材を低温に保ち、構造健全性を確保するもので、ガス、液体の強制循環冷却方式が採用されている。冷却流体の選定基準は、ナトリウムや周囲構造物との共存性、熱伝達性能、取扱い易さなどである。一般に液体(水、NaK等)は熱伝達性能はガスより優れるがナトリウムや周囲コンクリートとの共存性および取扱い易さで劣る。このため、気体の中で、窒素ガスおよび空気を選定した。

ガスによる冷却方式はルーフスラブ内にガスの流路をめぐらすダクト冷却方式と、

図2-2-13 ルーフスラブ構造仕様の選定過程



ノズルからガスを吹きつける噴流冷却方式の2種あるが、冷却能力が大きく、温度の均一性が良好な噴流冷却方式を選定した。

### (4) 断熱構造

断熱構造としては、積層板方式とメッシュ・板多層方式が採用されている。前者は構造が簡単でナトリウム蒸着による断熱性能の変化が小さいが厚さを大きくする必要があり、後者は薄型化可能だが構造がやや複雑でかつナトリウム蒸着防止構造が必要である。結局両者とも検討の対象とした。

### (5) 放射線しゃへい構造

放射線しゃへい構造は炉からの中性子、γ線をしゃへいするもので、コンクリートないし鋼等が用いられる。前者は単位重量当りのしゃへい機能が優れるが打設部 ISI (供用期間中検査) が困難となる。後者は重量が大きくなるが取はずしが可能で ISI が容易である。結局とりあえずコンクリートを採用するが、今後の ISI 基準の動向について鋼等に切り換え可能な設計とした。

以上の検討と、予備解析結果や原子炉構造全体系としての耐震性の評価結果を反映

して、(i)炉心上吊り方式、(ii)炉心横吊り方式に対応する2種の第一次構造案を設定した。

### 3. 成立性評価の基本課題

ルーフスラブに関連する技術課題は

- (1) 地震荷重等に対応した高剛性設計と熱荷重設計の調和
- (2) 熱荷重低減のための熱しゃへい性能の確保

とに要約される。

#### (1) 高剛性設計と熱荷重設計との調和

ルーフスラブは直径22~24mの大型構造物であり、回転プラグ、IHX等多数の機器を地震荷重を含め種々の荷重条件に対し適切に支持する機能を維持するに十分な強度、剛性を有していなければならない。一方では熱応力低減のため熱膨張による変形を許容することが要求される。わが国での耐震上の要求は欧米に比し数段厳しいため、より一層の高剛性が要求され、熱荷重設計との調和はより困難となっている。合理的な構造設計のためにはルーフスラブの変形性能および強度を適切な精度で評価することが必要である。

#### (2) 熱しゃへい機能の確保

ルーフスラブ上面を低温に保つため冷却構造、断熱構造が設置される。これらが所定の機能を有することを確認する必要がある。特に断熱構造はナトリウム蒸気を含んだカバーガス中で使用されナトリウムが蒸着する可能性があり、地震時のスロッシングにより直接ナトリウムが付着することも想定される。またルーフスラブに多数存在する機器貫通部付近には、対流に伴う温度分布の不均一により熱応力および変形が生じることが予想される。

従って合理的な構造設計のためには、冷却性能、断熱性能におよぼすナトリウムの影響、機器貫通部を通じての強度部材への熱伝達特性を適切な精度で評価することが必要である。

## III. 模型実験と解析法の開発・検証

ルーフスラブ成立性評価の基本課題に対応し、成立性評価のための資料を得ること、および解析手法の開発・検証を図ることを目的として

- (1) 荷重変形特性実験(静的荷重変形特性実験および動的荷重変形実験)
- (2) 熱荷重変形特性実験
- (3) 熱しゃへい機能実験(冷却性能実験、断熱性能実験)
- (4) 機器貫通部伝熱特性実験

を行った。これらの実験については、次のような考えにもとづいて行った。

- (i) ルーフスラブの模型実験としては、実験装置の製作性、取扱性も考慮に入れた上で、ほぼ実機の性能を予想しうると考えられる1/6縮尺模型を選定した。
- (ii) 熱しゃへい特性実験についても、できるだけ実機の状態に近い条件で実験を行う。
- (iii) 従って本実験で表われる現象を十分に把握し、その解析手法を検証することにより、実機に対して十分適用しうる評価手段を持ったことになる。表2-2-2に各実験項目と結果の概要を示した。

### 1. 荷重変形特性実験

炉心上吊り方式、炉心横吊り方式の2種の構造案について1/6模型による静的、動的実験を行い、ルーフスラブの水平、鉛直荷重に対する変形特性、固有振動数、固有モードを評価した(図2-2-14~15)。

この結果、選定されたボックスセル構造は荷重伝達・分散特性が良好で構造的な安全余裕に富んでいること、応力、変形とも許容値以内であることが示された。また、静的実験結果および動的実験結果は解析結果と良く一致した。

このことから、支持部にキー、スライド構造を有する非線形構造、スカート支持の線形構造の双方に対し解析モデルと解析手法が妥当であることが裏付けられた。

### 2. 熱荷重変形特性実験

荷重変形特性実験と同一の模型を使用し、ヒーターで貫通部や下部を熱し、ルーフスラブ内の温度分布、変形、応力を測定した。この結果、キースライド構造により熱変形が吸収されること、スカート部応力は応力集中部も含め許容応力以下であることが示された。

温度分布、変形、応力について実験値と解析値は良好に一致し、解析手法、解析モデルの有効性が示された。

### 3. 熱しゃへい機能実験

冷却性能を確認するため、部分模型によりガス噴流冷却性能実験を行った。その結果、冷却性能は設計に用いた実験式と良く一致し設計法の妥当性が検証された。

メッシュ・板多層構造の断熱性能については、60日間の実験結果ではあるが、ナトリウムの蒸着量は極めて少なく、長期間運転しても断熱性能の劣化は少ないことが予想された。

積層板断熱層については、ナトリウム蒸着により断熱性能が劣化せず、スロッシング等でナトリウムに浸されても積層板間にナトリウムが貯留しないことが確認された。

### 4. 機器貫通部伝熱特性実験

ルーフスラブ機器貫通部を模擬した部分模型を使用し(図2-2-16)、流体として水やアルゴンガスを用い、貫通部幾何形状、上下温度差、圧力等を変えて貫通部の対流による伝熱特性を調べた。

この結果、何も対策をしない場合、対流により一對の周方向循環流が生じ、かなり大きな周方向温度差がつくことが明らかとなった。また周方向温度差について解析コードと実験値は良好に一致し、機器貫通部の温度分布の解析法の有効性が示された。

## IV. 構造案の具体化

これまでに得られた知見をもとに、構造

表2-2-2 各実験項目と結果の概要

項 目	目 的 と 内 容	主 な 成 果
I) 荷重変形特性実験 〔規模 1/6×2種類〕 〔設置場所：電研〕	ルーフスラブ強度部材の荷重変形特性の把握と解析コードの検証を行うため、以下の特性試験を行う。 (1) 静的荷重変形特性 (2) 動的荷重変形特性	① 静的および動的とも解析手法および解析モデルの妥当性を確認。 ② 本設計概念（ボックスセル構造）の荷重分散機能が良好であることを確認
II) 熱荷重変形特性実験 〔規模、設置場所 I）と 同じ〕	ルーフスラブに実機と同様の熱負荷を与え、温度分布による変形モード、熱応力を把握し、解析コードの検証を行う。	① 温度分布、熱応力解析手法、解析モデルの妥当性を確認 ② 熱変形応力が許容値以下であることの確認
III) 上部構造物下面熱遮蔽機能実験 〔規模 1/2～1/1 （部分）〕 〔設置場所：東芝、日立〕	熱遮蔽構造の断熱性能（熱伝達量）を明らかにするため、以下の項目につき試験を行う。 ○多層板断熱 ○ナトリウム蒸気付着の影響 ○冷却性能	① メッシュ・板多層構造の断熱特性の長期信頼性を確認 ② 積層板断熱特性がナトリウム蒸着で劣化しないことを確認 ③ スロッシング時積層板間でナトリウムがブリージングをおこさないことを確認 ④ ガス噴流冷却方式が想定どおりの性能を有することを確認
IV) 機器貫通部伝熱特性実験 〔規模 1/6×2種〕 〔設置場所：日立〕	上部構造機器貫通部のガス自然対流による伝熱特性を把握し、機器のわん曲性を評価するため、部分モデルを用い、液体ナトリウム—Arカバーガス系での試験を行う。	① 貫通部温度分布評価解析手法の妥当性を確認 ② 貫通部対流特性を把握

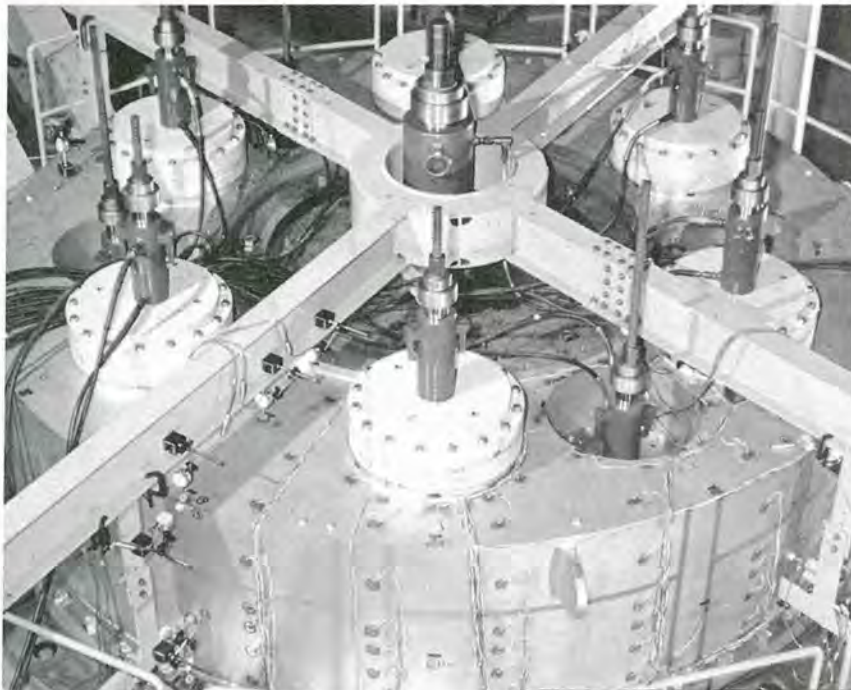


図2-2-14 静的荷重変形特性試験  
(1/6縮尺模型)



図2-2-15 荷重変形特性実験  
(ハンマリング加振試験、1/6縮尺模型)

一次案を見直し、具体化を行った。

### (1) 炉心上吊り方式

模型実験により検証された解析法で設計を見直した結果、強度部材のかなりな板厚削減を行った。

また熱しゃへい機能実験の結果を参考としてメッシュ・板多層構造にナトリウム蒸着の行われにくい構造を選定した。

### (2) 炉心横吊り方式

炉心横吊り方式は、制御棒挿入反応制限からくる炉心とルーフスラブの相対変位量許容値15mmが強度部材設計上の支配要因であったが、動的解析により炉心とルーフスラブの地震時相対変位が小さいことを確かめ、ルーフスラブに配分した変位の制限を緩和した。このことと、搭載機器の小型化

を考慮に入れることにより、ルーフスラブの厚さや板厚の削減を行った。また、熱しゃへい機能実験により、積層板断熱層の性能が確かめられたことにより裕度を削減し厚さを減少させた。

炉心上吊り方式および炉心横吊り方式の構造図を図2-2-17に、主要目を表2-2-3に示す。

## V. 構造成立性の評価

設定された2種の構造案に対し、構造健全性、機能保持性、設計、製作性、保守・点検性について検討し、成立性を評価した。

### 1. 構造健全性

検証された解析法を用い、自重、地震荷

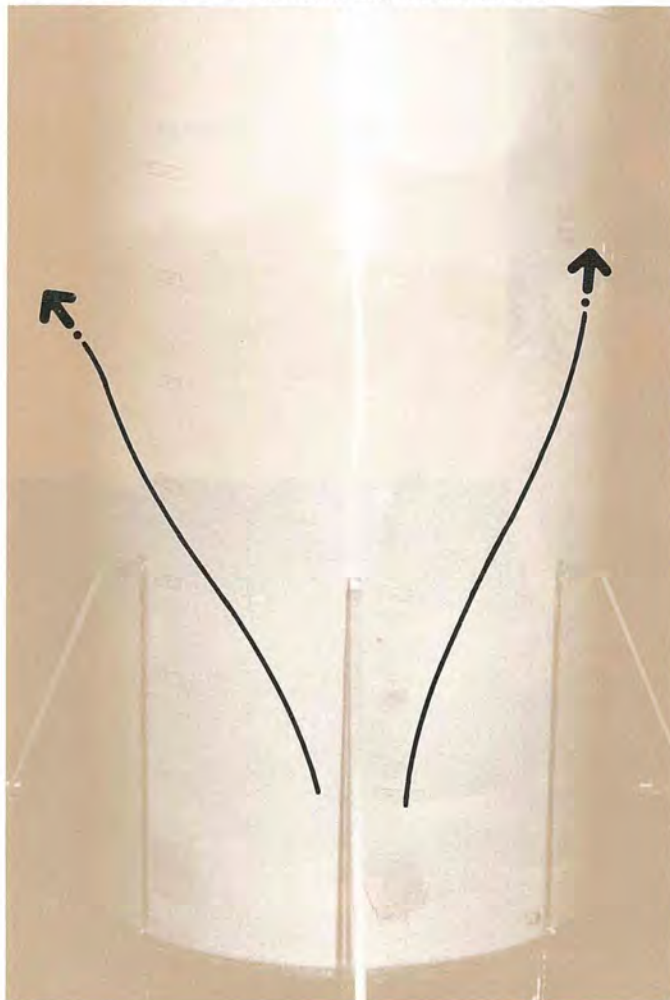
重、熱荷重を加えた際のルーフスラブの応力を求め、各部の最大応力値と許容値との比較を行った。この結果、両案とも応力は許容値以内であり、健全であることが示された。

### 2. 機能保持性

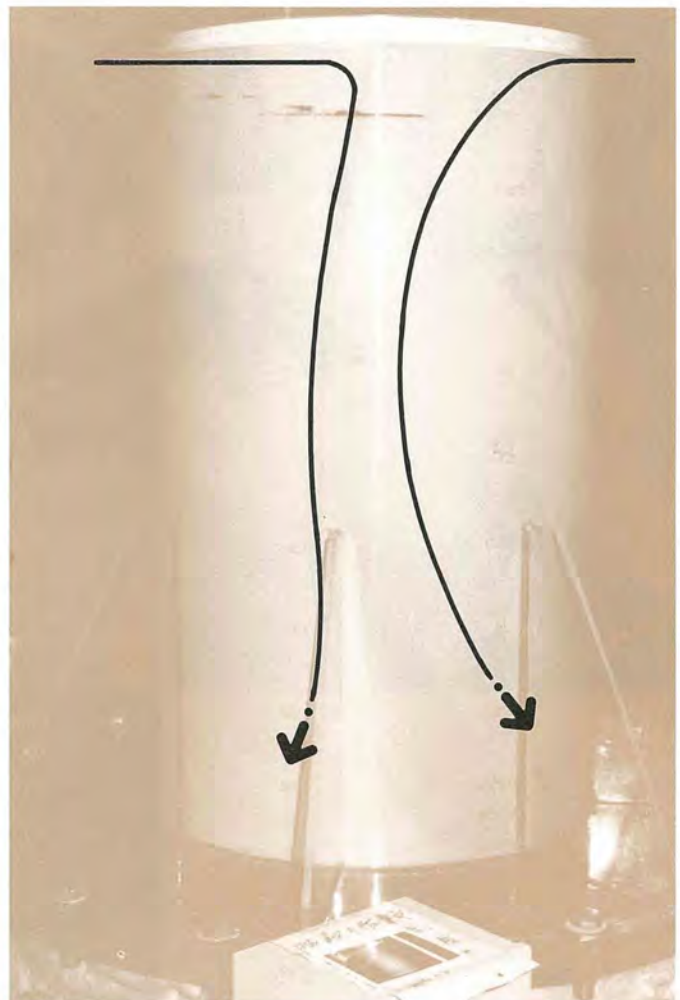
ルーフスラブに要求される機能としては、機器の搭載支持機能、カバーガスシール機能、放射線しゃへい機能、熱しゃへい機能があげられる。

搭載支持機能としては、ルーフスラブの構造健全性の他に、上下地震動下における炉心とルーフスラブの相対変位制限を満たす必要がある。横吊り方式での炉心とルーフスラブの相対変位が8.3mmで許容値15mm以下であることが確かめられた。

図2-2-16 部分模型による機器貫通部の伝熱特性実験



(A) 上昇流



(B) 下降流



放射線しゃへい機能、熱しゃへい機能は解析や前述の実験等で所定の機能を有することが確かめられた。

### 3. 製作性・据付性

工場で部分的に製作・熱処理を行い、現場で全体を溶接で組立て、焼鈍を行うことで製作可能と判断された。据付性についても最大組立部材の重量と大きさを検討した結果、問題はないと判断された。

### 4. 保守・点検性

定期検査時に確認すべき項目を抽出し点検可能なことを確認した。ISIについては基準を満足させる検査が可能であると判断された。

以上、構造案は十分な成立性を有することが明らかになった。

## 2-2-3 原子炉容器内隔壁構造

隔壁構造は原子炉容器内にあって高温・低温プレナム境界付近の主要構造物を熱的に保護する役割がある重要な構造物である。

### I. 研究の方針

この隔壁構造の構造信頼性を考える上でこのポイントは次の通りである。

(1) 隔壁構造の熱応力低減のためには柔構造が、また、地震時の構造健全性確保のためには剛構造が要求され、この両者を満足し得る構造形態が必要である。

(2) 隔壁構造に課せられる熱荷重・地震時荷重等の荷重条件が複雑であり、構造信頼性評価にはまず荷重条件の明確化が必要である。

そこで、本研究ではつぎの方針によって研究を進めた。すなわち、耐震性の観点か

図2-2-17 ルーフスラブ構造図

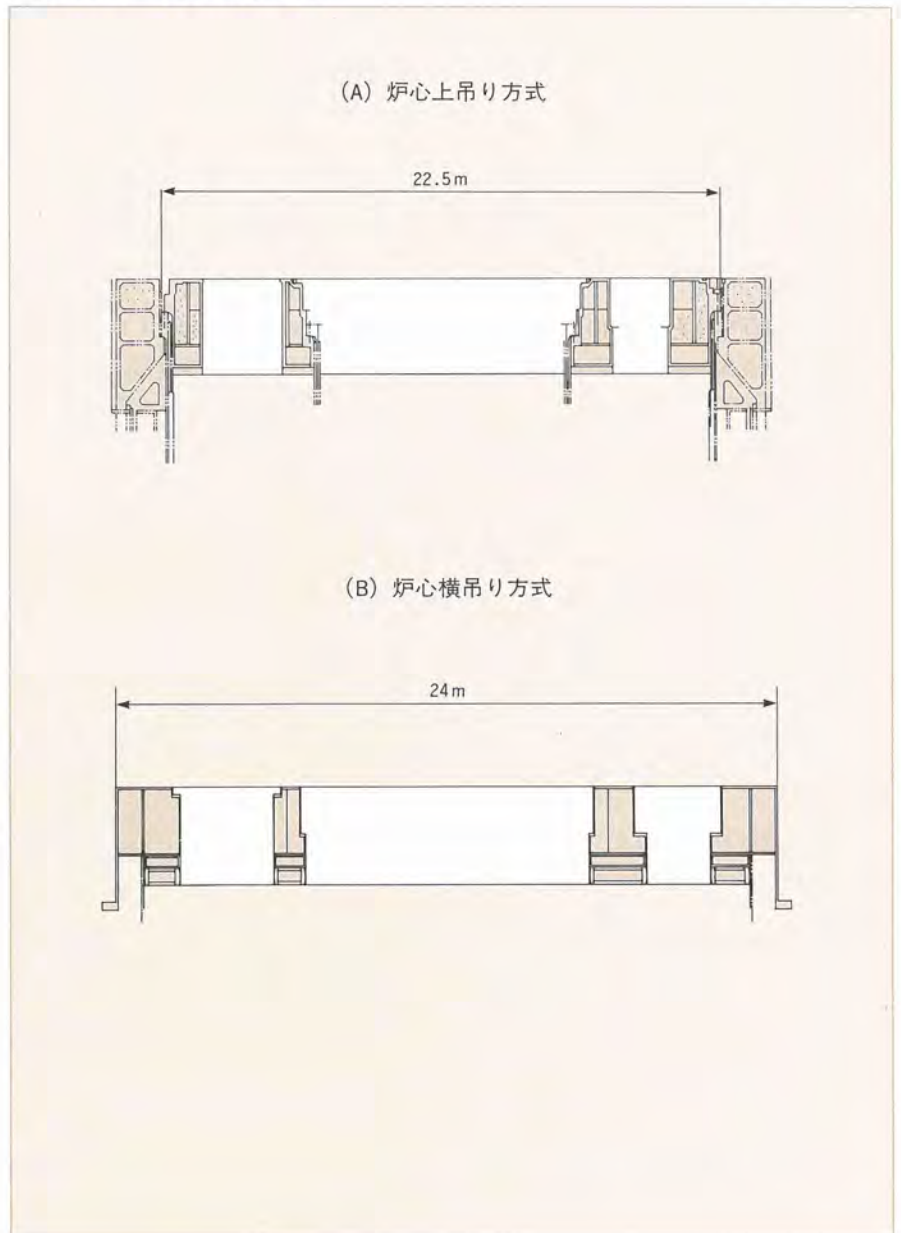


表2-2-3 ルーフスラブの構造案

項目	形式		炉心横吊り	炉心上吊り
	強度部材	直径		24 m
桁高			2.5 m	3.5 m (冷却構造0.8mを含む)
板厚			38~75mm	50~100mm
熱遮蔽構造	冷却構造	高さ	0.45 m	強度部材内部
		流体	N <sub>2</sub> ガス	空気
	断熱構造	高さ	0.66 m	0.3 m
		構造	積層板	メッシュ・板多層構造
総重量(放射線遮蔽材重量)			約2,800t(約1,400t)	約2,600t(約1,000t)

ら設定された原子炉構造概念をベースにして、プラント性能上必要な機能を持った隔壁構造概念を創出した。さらに、荷重条件(主に熱荷重)を明らかにするための評価手法の確立に努め、構造健全性の評価を通じて設定された隔壁構造の成立性を示した。本研究のフロー図を図2-2-18に示す。

### 1. 隔壁構造研究の手順と方向

隔壁構造成立性評価のための研究は次の手順で行なうこととした。

- (1) わが国においては隔壁構造設計に関して全く経験が無いことから、国内外での既往研究例の調査を行い、これをベースに隔壁構造の機能条件・設計条件を明確化する。
- (2) わが国の厳しい耐震基準を満足する見通しのある原子炉構造に整合し得ることを前提として、隔壁構造形態の創出・選択を行なう。
- (3) 既往研究例調査をふまえ、隔壁構造の成立性評価に重要な課題を抽出し、評価手法の整備、実験データの蓄積をはかる。
- (4) 整備された評価手法により荷重条件を明確にし、設定された構造形態が機能の保持・構造健全性ともに満足し得るものであることを解析的に評価する。

### 2. 成立性評価のための課題

隔壁構造成立性評価にあたって解明すべき課題は次の通りである。

#### (1) 中間プレナム内冷却材の伝熱流動評価

隔壁構造の断熱方式として、冷却材であるナトリウム自身の淀み層(中間プレナム)を利用する方法が構造の簡素化に有利である。さらに、中間プレナムを形成することにより高温・低温プールの境界部構造材の温度分布が滑らかになり、熱応力の低減が図れる。隔壁構造として、中間プレナム方式をとる場合、その断熱性能および構造材熱応力評価に中間プレナムの定常時および過渡時の伝熱流動評価が必要である。

#### (2) プラント過渡時の構造材温度分布評価

隔壁構造が必要な熱的保護機能をもつことを示すためには、プラントの起動・停止およびトリップ時の構造材温度分布変化を知る必要がある。このため、プラントの長時間の過渡伝熱流動を適度な精度で評価できる解析コードの整備が必要である。

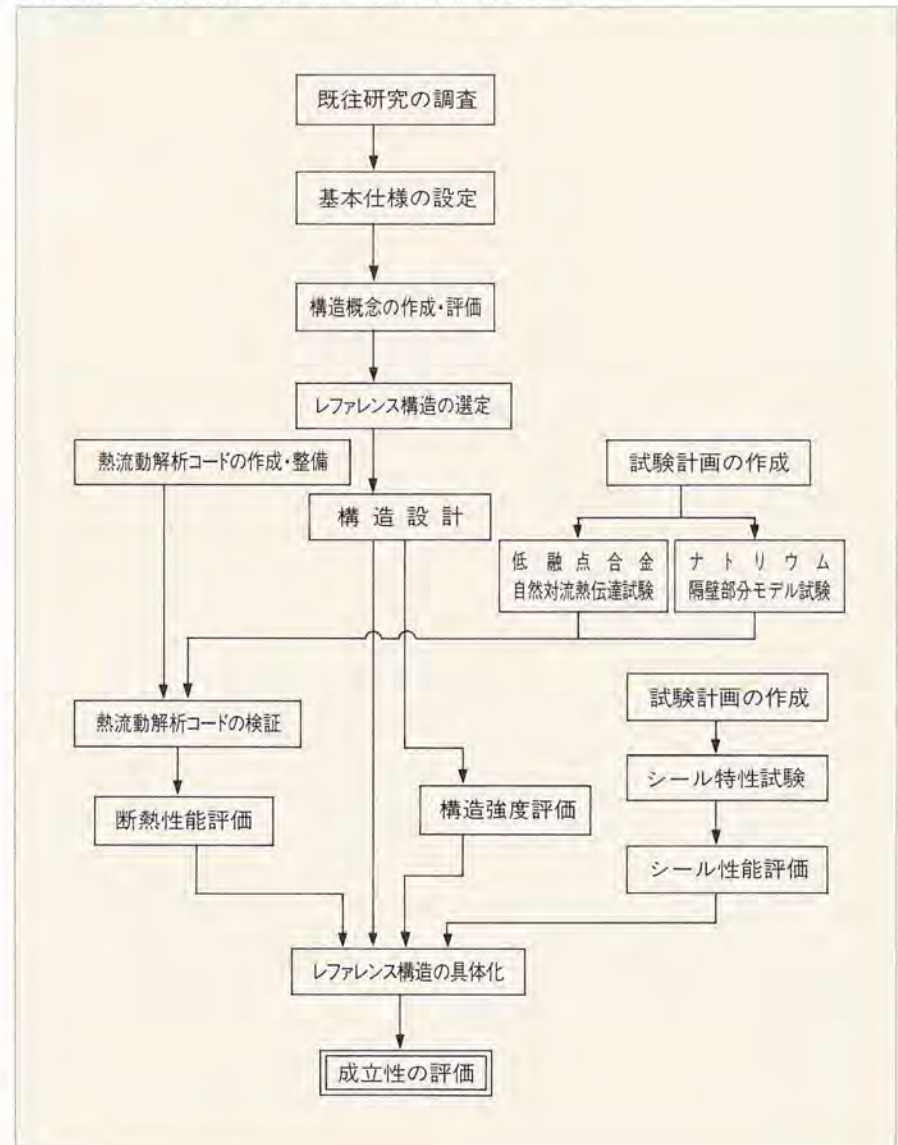
#### (3) シール特性評価

機器貫通部からの漏洩ナトリウム量によっては炉心支持構造材温度が低温設計の制限温度を越える可能性がある。従って隔壁構造の長期健全性を確保するためには機器貫通部のシール特性評価を行なう必要がある。

さらに、隔壁構造の地震時荷重は原子炉構造全体の振動特性に依存するが、流体力との干渉についての評価が必要である。この評価は「原子炉構造の耐震特性」において実施された。

以上により、隔壁構造に課せられる荷重の条件を明らかにした。引き続き応力値・疲労損傷値の解析には、構造強度解析用の汎用コードを用い、健全性評価のための判断基準はわが国における先行炉のものを準用した。さらに、主容器壁については隔壁構造の設計裕度を評価する目的で非弾性解析を試みた。

図2-2-18 原子炉容器内隔壁構造に関する研究フロー図



## II. 模型実験と解析コードの開発・検証

### 1. 中間プレナム内冷却材の伝熱流動評価

FBRの冷却材に用いられるナトリウムは水などの普通流体より100倍ほど熱を伝え易い。そこで、縮小模型における自然対流温度場の相似性を考慮して、実験ではナ

トリウムのほか低融点合金(鉛-ビスマス合金)を用いた。

さらに液体金属実験では明らかでない流動状況を可視化により把握するとともに、解析コード検証のための基礎データを得ることを目的として水による自然対流の可視化実験(図2-2-19)を行なった。この実験で得

られた知見をもとに、温度成層の生じた液体金属層の温度分布を計算する解析モデルを作成した。

これは、流体層を中心コア一部、境界層に分割し、一次元として計算するものであり、数値解析コードでは多大な計算時間を必要とする広い領域においても簡易に計算できる。このモデルによる流体層温度分布の計算値を低融点合金実験と比較したところ、数値解析コードによる詳細な解析と同様にはば良い一致が得られた(図2-2-20)。

さらに、過渡時についても温度分布を解析するモデルを作成し、実験からその妥当性を確かめた。

### 2. プラント過渡時の構造材温度分布評価

隔壁構造材の過渡時温度分布評価は既存の熱流動解析コードを高温・低温プールおよび中間プレナムを結合して解析し得るよう改良した。

さらに、当所、ANL、GEの水流動実験結果との比較により、熱流動解析が構造材の過渡時温度分布評価に必要な精度を有することを確認した。

図2-2-19 中間プレナム内自然対流可視化実験

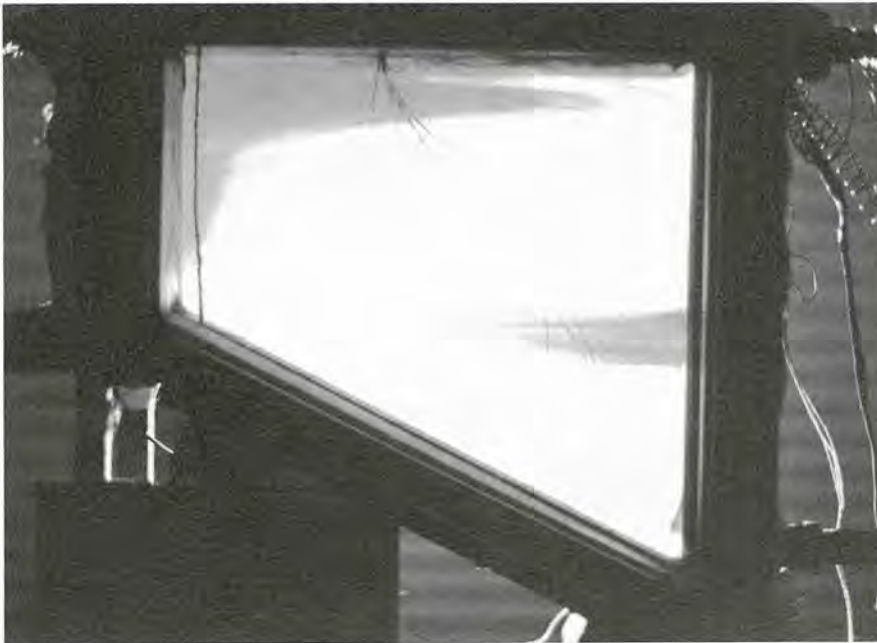


図2-2-20 定常時流体層温度分布予測

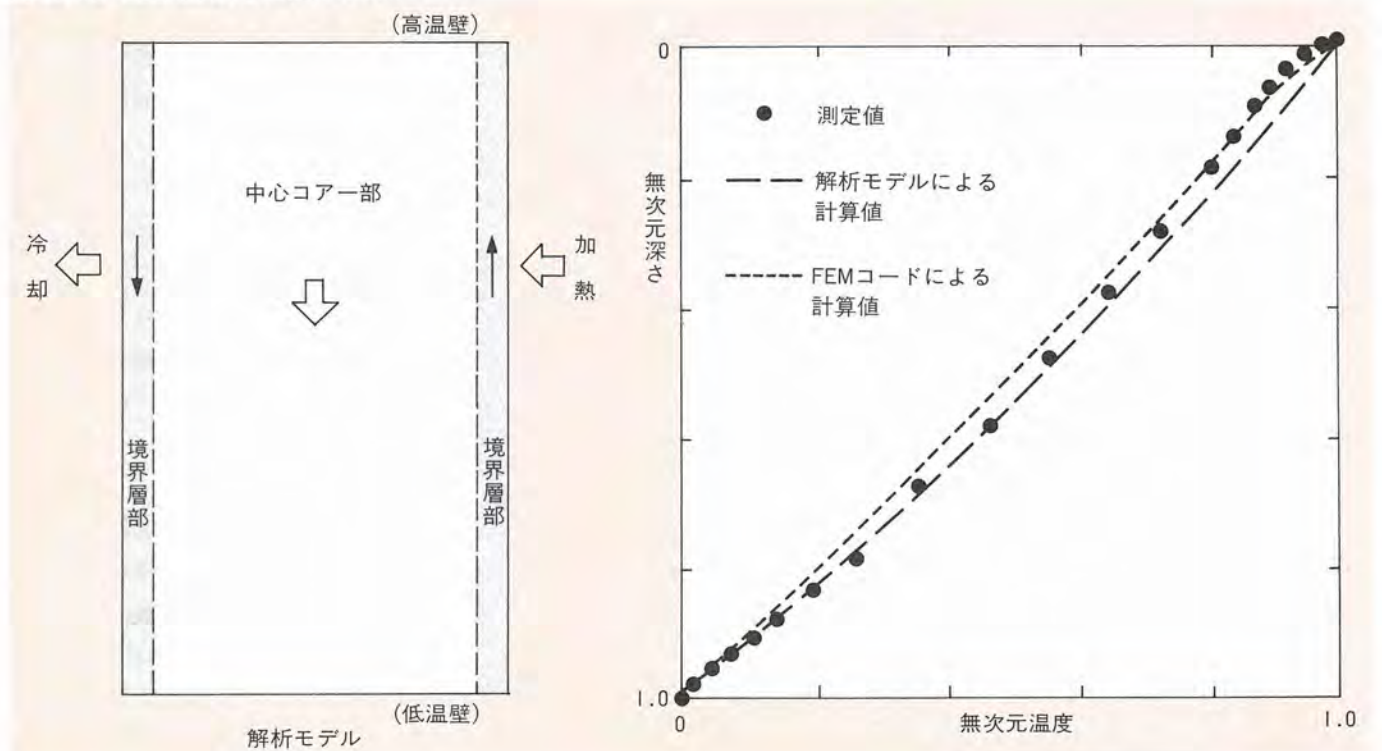


図2-2-21 中間熱交換器貫通部シール構造

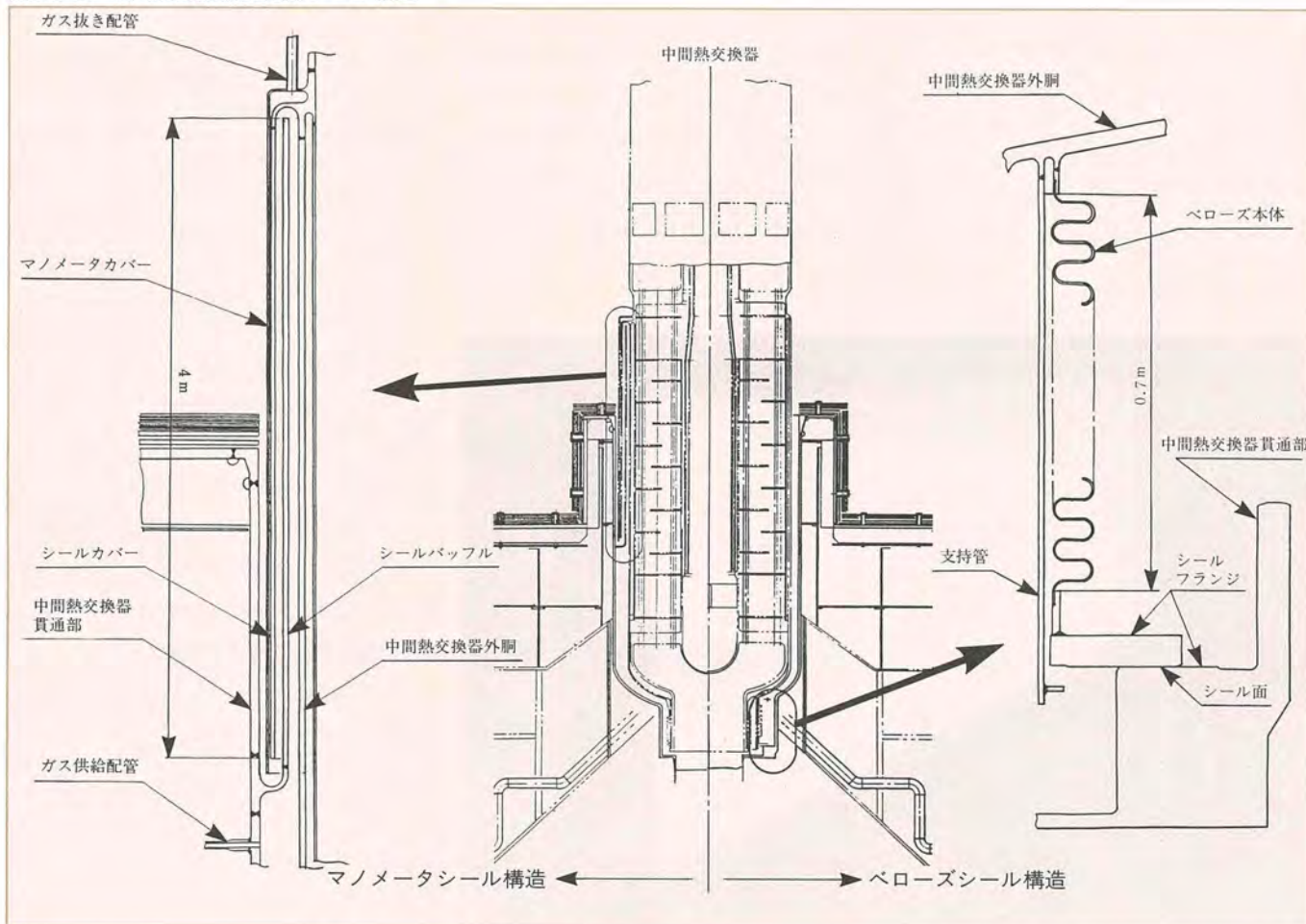
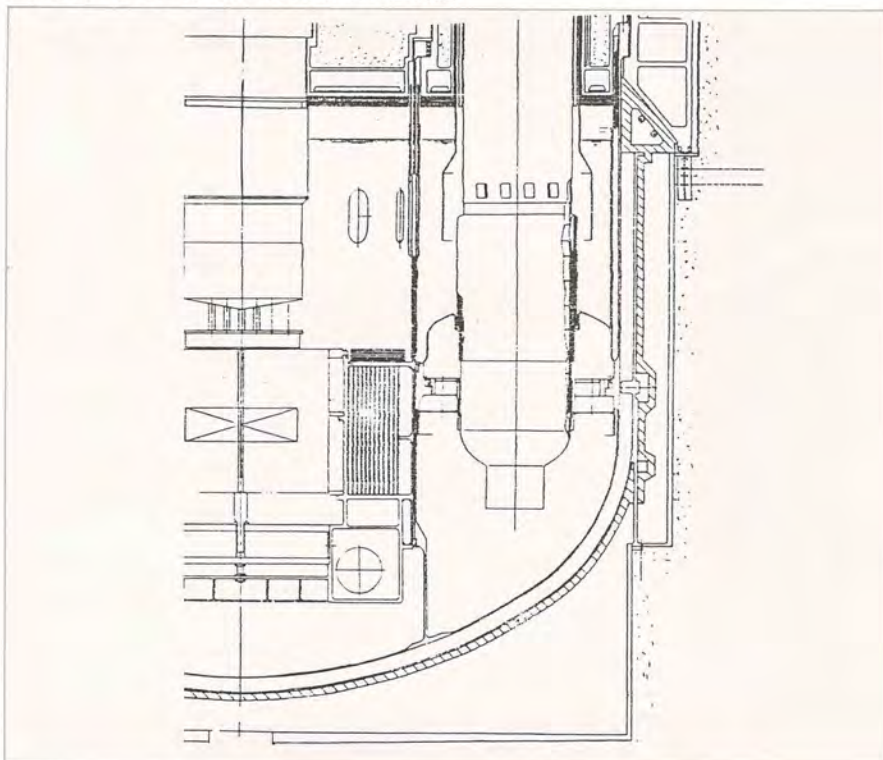


図2-2-22 炉心上吊り方式における隔壁構造



### 3. シール特性評価

隔壁構造部材は基本的に溶接構造で無漏洩であることから、機器貫通部でのシール構造として選定されたマノメータ方式とベローズシール方式(図2-2-21)のうち、原子炉容器の小型化には有利であるが冷却材漏洩が考えられる後者について1/2縮小模型を用いシール特性試験を行なった。

この結果シールフランジ面ギャップ幅と漏洩量の関係が明らかになった。

### Ⅲ. 隔壁構造の構築

耐震構造本案として選定された炉心上吊り方式と炉心横吊り方式の原子炉構造について、それぞれに隔壁構造概念の構築を行なった。構築案は予備的検討の成果をふまえ、毎年見直しを行ない次に述べる最終案を得ている。

## 1. 炉心上吊り方式における隔壁構造

図2-2-22に炉心上吊り方式における隔壁構造の概略図を示す。隔壁構造は制振筒とガス断熱方式によるガスダム壁の間をトロイダル(環状)構造で接続し、高温プール/低温プール間の差圧仕切り構造を形成している。トロイダル構造には大きな曲率を持たせ熱応力の集中を避けると共に、高温・低温プール間差圧および地震時圧力荷重に対する剛性を確保している。トロイダル構造の上方にはバップル板を設け、差圧仕切り構造が直接高温プールの熱過度にさらされるのを防止している。

## 2. 炉心横吊り方式における隔壁構造

図2-2-23に炉心横吊り方式における隔壁構造の概略図を示す。水平隔壁構造は、積層板および炉心支持構造物の間の静止ナトリウム層(よどみ層)により構成され、炉心支持構造物の熱保護を目的としている。垂直隔壁構造はガス断熱層と低温プール・ナトリウムの強制冷却による炉壁冷却層で構成され、炉容器壁の熱保護を目的としている。

# IV. 構造成立性評価

## 1. 構造健全性

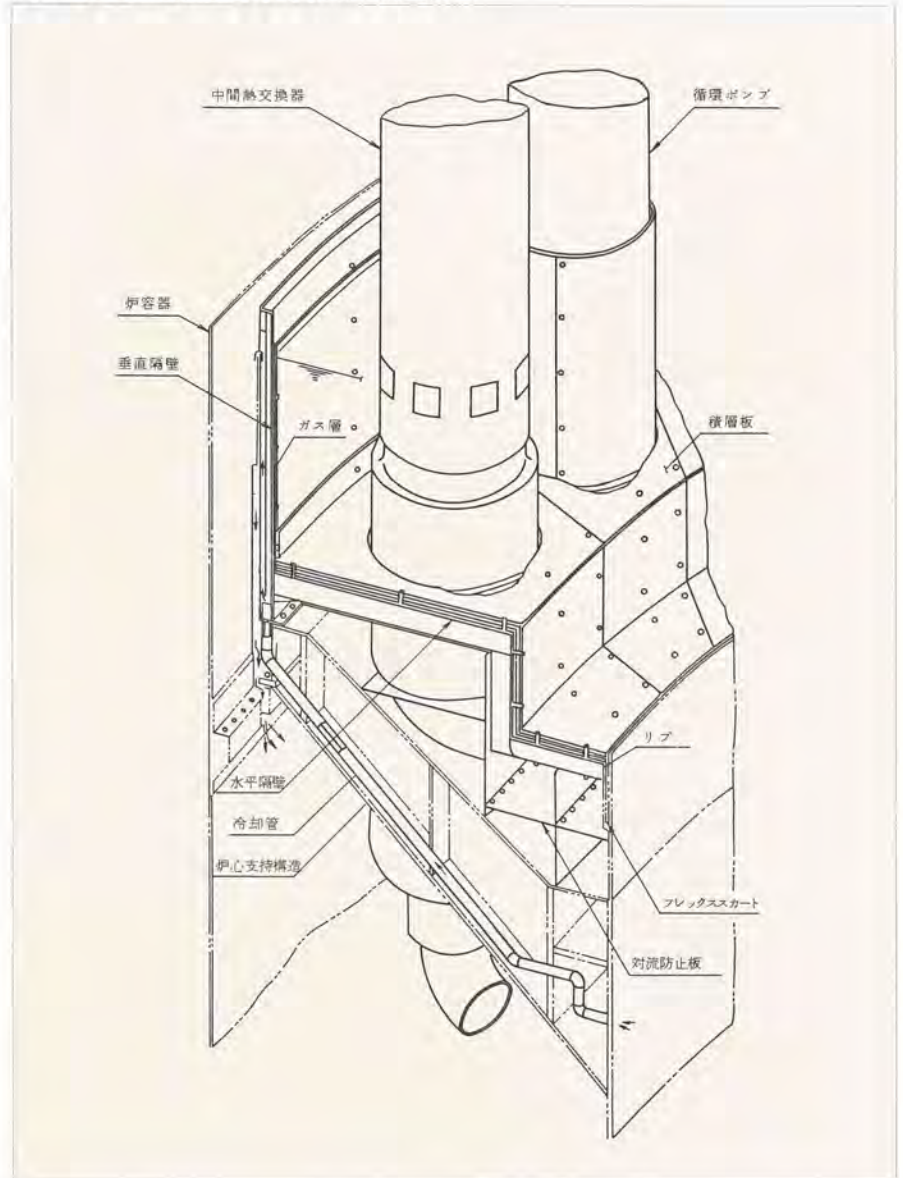
選定された隔壁構造について、隔壁内冷却材の伝熱流動評価、プラント過渡時の構造材温度分布評価の成果をふまえ、構造健全性評価を行なった。

考慮した荷重は、高温・低温プール間差圧、自重、熱荷重であり、必要な部位には地震時荷重を重畳している。

評価部位は次の通りである。

- (1) 水平隔壁構造(炉心上吊り方式、炉心横吊り方式)
- (2) 垂直隔壁構造
- (3) 炉心支持構造
- (4) 原子炉主容器壁
- (5) 炉心支持構造物支持台
- (6) シールベローズ

図2-2-23 炉心横吊り方式における隔壁構造



## (7) 熱しゃへい板支持構造

評価の結果、いずれも熱応力値、疲労損傷値は許容値内であり、隔壁構造の構造健全性のみならず、選定された隔壁構造が主要構造物に対する必要な熱保護機能を有するものであることが示された。

さらに、主容器壁熱保護を目的とした垂直隔壁(炉壁保護構造)の設計裕度を非弾性解析により評価した。図2-2-24が評価を行なった構造案である。

この結果通常的设计評価に用いられる弾性解析では、主容器壁液面近傍部の疲労損傷評価に過度の余裕を含むことが明らかに

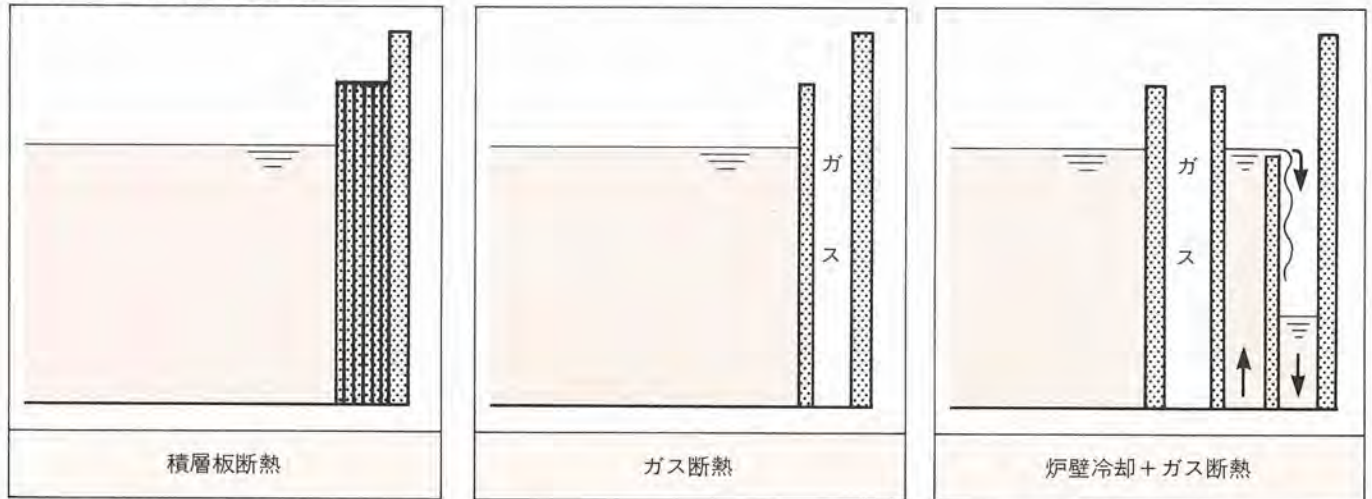
なった。さらに、弾性解析に基づく強度評価を満足しない積層板断熱構造についても、非弾性解析に基づく評価では十分な裕度で構造健全性を確認できた。

## 2. 機能保持

隔壁構造に要求される基本的な機能は、高温・低温プールを分離するシール機能、両プール間の熱移動を抑制する断熱機能、および熱保護機能である。

このうち、上に述べたように設定された隔壁構造は必要な熱保護機能を備えている。また、高温プールから低温プールへの隔壁構造部を通じての総熱移動量は両方式

図2-2-24 主要器壁熱保護構造



の原子炉構造とも熱出力の0.3%以内であり、十分な断熱機能を持つことが明らかになった。

シール機能はベローズ方式を採用した場合でもその漏洩量は実機定格流量の0.1%であり、その熱的影響により隔壁構造の長期健全性が損なわれることは無いと考えら

れる。

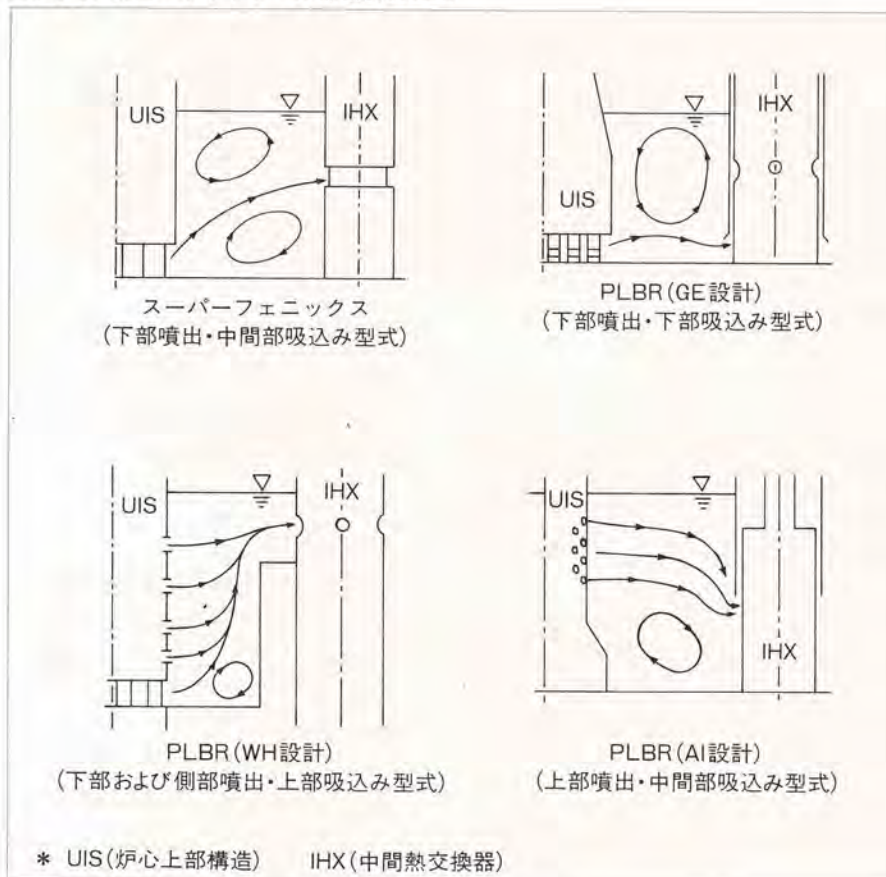
### 3. 構造成立性評価

本研究により選定した2種類の隔壁構造は、ともに構造健全性、機能保持性能を満足することが明らかになった。さらに、両構造案に対し、他機器との整合性、設計・

製作性、安全性、および運転・保守性の評価を行ない、構造成立性を脅かす技術的課題の無いことを確認した。

以上の検討結果から、両方式の原子炉構造案における隔壁構造は、十分な裕度をもって成立すると判断された。

図2-2-25 既往のホットプール部設計の比較



## 2-2-4 原子炉容器内の熱流動特性

原子炉容器内の複雑な熱流動現象により、原子炉構造各部に生じる熱応力を検討することが、タンク型炉の成立性評価のうえで重要である。このため、模型実験や解析コードの開発、検証を行ない、熱流動面からの成立性を評価した。

### I. 研究の方針

本課題では、2-2-1~3節において具体化された原子炉構造概念について熱流動特性を明らかにし、成立性を評価した。

とくに、タンク型炉では原子炉容器内部に4~8基の中間熱交換器(IHX)と4基の1次主循環ポンプが内蔵されているため、炉容器内の流れは複雑に変化する。また、炉容器内の1次冷却材は炉心部を出ると、高温プール、IHXを経て、低温プールへ流出し、ポンプを介して再び炉心部へもどる循環ループを形成する特徴を持っている。

そのため、タンク型炉では、高温ならび

に低温プール部は熱流動上重要な役割を果たすことになり、熱応力を評価するに当りまずこれらのプール内での熱流動現象を十分に把握する必要がある。このうち、容積が最も大きく炉心からの噴出流の影響を直接受ける高温プール部は最も厳しい熱過渡下にさらされるため、欧米の設計においても、温度変化の緩和の面から高温プール部は図2-2-25に示すような種々の設計が考えられている。

一方、最近の欧米での熱流動研究によると、原子炉トリップ時のように炉心出口温度が急激に低下する場合、密度効果のため低温の冷却材が下方に沈降し、プール内部に明瞭な界面を有して高・低温の流体が成層化する温度成層化現象が発生すること、ならびに炉心出口部では燃料と制御棒の場合のような集合体出口温度差の違いにより、その上部に高サイクル温度ゆらぎ(サーマル・ストラビングと呼ばれる)現象が生じることが報告されている。プール内にこのような現象が生じると、それに接する炉内構造材に熱応力を発生させる原因となり、構造成立性上問題となることが予想される。

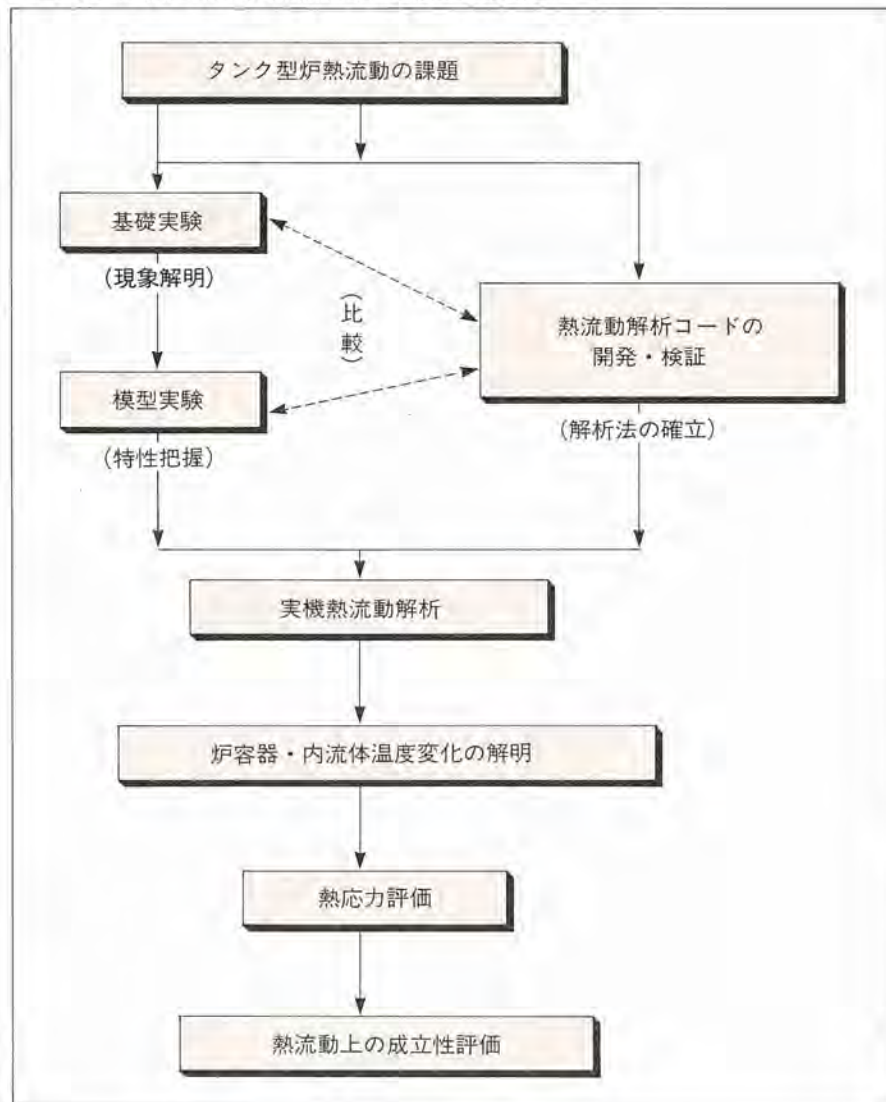
以上の観点から、タンク型炉の熱流動上の課題として以下の5つを取り上げ、実験と解析により検討を加えた。

- (1) 自由液面の変動とガス巻き込み
- (2) プール内の停流・偏流
- (3) プール内の温度成層化現象
- (4) 炉心出口近傍でのサーマル・ストラビング
- (5) 自然循環時の熱流動挙動

これら課題のうち、温度成層化現象とサーマル・ストラビング現象は、わが国のタンク型炉の熱応力評価上とくに重要と考えられるが、わが国ではこれまで系統だった研究はほとんど行われていなかった。

そのため、まずこれら2つの現象に着目して、単純形状下で多くのパラメータを変化させた基礎実験を行ない、これらの現象の基本特性と発生メカニズムを検討した。

図2-2-26 原子炉容器内の熱流動特性に関する研究フロー図



得られた成果は、タンク型炉の1/10縮尺熱流動模型実験(以下、模型実験と略す。)に反映させ、実機形状下での特性の把握と設計対応の検討を図った。

また、残りの課題のうち自由液面の変動とガス巻き込み現象ならびにプール内の停流・偏流現象についても模型実験により検討を加えた。

さらに、自然循環時の熱流動挙動に対しては、新たに解析コードを開発し評価した。なお、模型実験で自然循環模擬を行ない、開発した解析コードの検証用データを取得した。

一方、実験結果との比較のもとで、汎用熱流動解析コードの検証、ならびに詳細モ

デルの検討を行なった。その後、これらの開発・検証された解析コードを用いて想定される各種熱過渡事象に対し実機解析を行ない、炉容器内の流体温度変化を求めた。

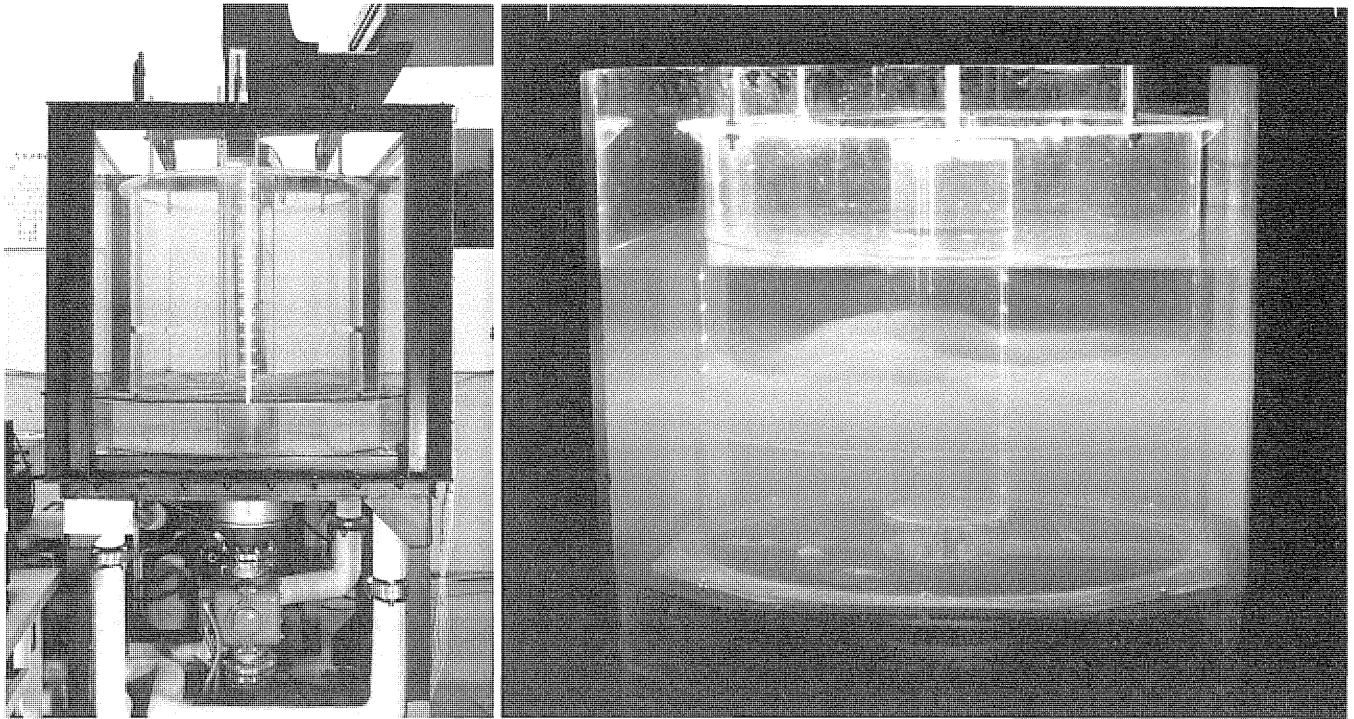
最後に、得られた温度変化をもとに炉内構造材の熱応力を評価し、タンク型炉の熱流動上の成立性を評価した。

以上の研究フロー図を図2-2-26に示す。

## II. 基礎実験の成果

多くのパラメータを変化させた基礎実験より、温度成層化現象とサーマル・ストラビング現象に対し、以下のような知見が得られた。

図2-2-27 原子炉容器内熱流動特性の基礎実験



(A) 実験水槽(1/20縮尺)

(B) 成層化現象

(1) 炉心出口温度を変化させると、高・低温の流体により明瞭な界面を有する温度成層が発生する。界面では激しい流塊の連行現象が生じ、界面は非常にゆっくりと上昇する。また、界面での温度勾配は極めて急峻であり、特定の条件下では界面の顕しい揺動(内部スロッシング)が生じる。(図2-2-27)には、実験水槽と成層化現象の発生の様子を示す。)

(2) 温度差をもつ流れでは、高サイクルの温度変動を示すサーマル・ストライビング(温度の異なる流体の境界に生じる温度のゆらぎ)が発生する。この変動は噴出口近傍で最大となり、流下とともに減少する。(図2-2-28には、レーザー流速計で流れの速度を測っている状況を示す。)

(3) これらの現象の発生ならびに特性は、流量、温度差、ならびに幾何学的形状に大きく依存する。

### Ⅲ. 模型実験の成果

高温、ならびに低温プールの数種類の型式に対する1/10縮尺の模型実験より以下

の知見が得られた(図2-2-29に高温プールの縮小模型を示す)。

#### 1. 温度成層化現象

流入温度が変化すれば、高温プールでも低温プールでも明瞭な温度成層が発生する。温度成層化現象の基本特性は基礎実験とはほぼ同じ性状を示す。そのため、温度成層により炉内構造物に温度の変動が発生する。

#### 2. 炉内温度変化特性

とくに、原子炉手動トリップは想定回数が多く、炉内構造物の温度成層による繰返し熱応力が問題となる。

模型実験より得られた原子炉手動トリップ後の炉内温度変化特性は以下のものである。すなわち、原子炉手動トリップ後の炉容器内の任意点での温度の時間変化は図2-2-30のような特性を示す。

まず、原子炉トリップ時の急激な炉心出口温度の低下に伴い短時間(実機換算で30~50秒)のパルス状温度低下(コールド・ショック)が生じる(図中の Zone I)。

その後、プール内では高・低温の冷却材の混合が生じるとともに、浮力効果で十分に混合できなかった高温冷却材は上層部に浮上し滞留する。これによって、高・低温の冷却材が成層化し、温度成層が生じる(Zone II)。

その後、この成層界面では下層の低温流体が上層の高温流体の流体塊を間欠的に巻き込む現象(連行現象)が生じ、この現象により成層界面は激しく変動しながら徐々に上昇する。そして、成層界面は想定する点を通過する。この時、上層の高温流体から下層の低温流体に激しい温度変動を示しながら急激に温度が低下する(Zone III)。

その後、想定点は下層の流体温度になりプールの混合に伴いゆっくりとした温度低下を示す(Zone IV)。

#### 3. 熱流動上の問題点と対策

##### (1) 原子炉トリップ直後(Zone I)

###### (i) 問題点

急激なパルス状の温度低下により、IHXの管板のようにライニング等で熱しゃへ



図2-2-28 レーザによる流速の測定

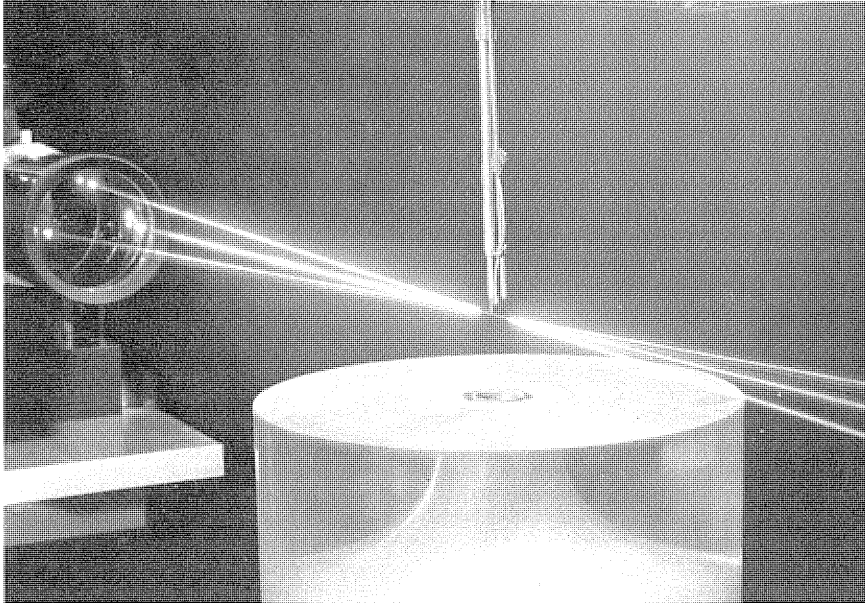
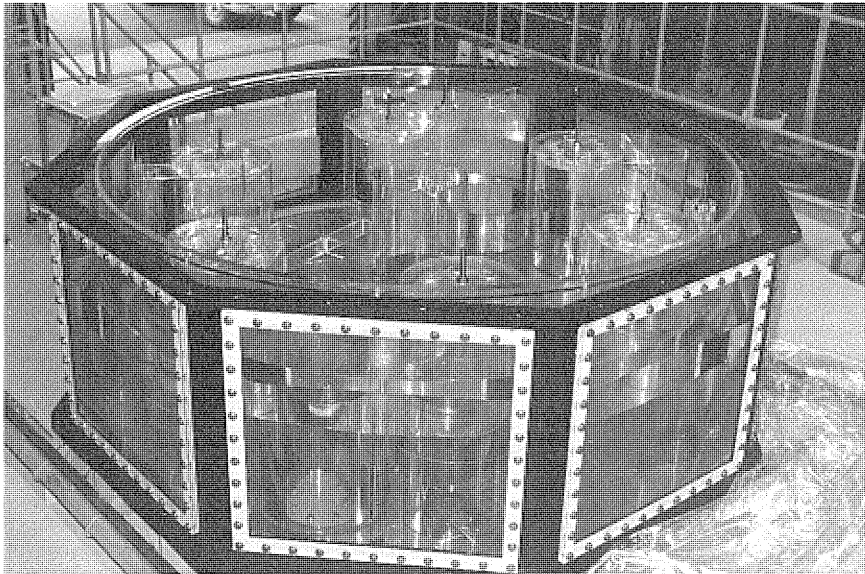


図2-2-29 高温プール部の模型 (1/10縮尺)



いできない構造材には急激な熱応力変化を生じることになる。そのため、温度低下量が大きく、温度時間変化率が厳しくなると疲労破壊につながる恐れがある。

(ii) 対策

原子炉トリップ後、できるだけ急速に1次ポンプ流量を低下させれば温度低下量を低減させることができる。

また、設計対応上からはIHX吸込み口にじゃま板等を設置することなどにより、炉心からの噴出流が直接IHXに吸込まれないようにし、温度低下量を低減させる対

策が考えられる。

(2) 成層界面形成期 (Zone II)

この領域では、温度成層化の上層(高温層)内での混合によるゆるやかな温度低下であり、熱応力上ほとんど構造材には影響がない。

(3) 成層界面通過期 (Zone III)

(i) 問題点

成層界面内では急峻な温度勾配となっているため、ならびに成層界面上昇速度が

非常にゆっくりしているため、炉壁やスタンドパイプに対して厳しい熱応力分布を生じさせる。

(ii) 対策

1次主循環ポンプをゆっくりと停止させるか、ポンプ・モーター流量を高流量に保持させることで炉容器内で流体の混合を促進させ、成層界面での温度勾配と上下層間の温度差を低減させる。

(4) 成層界面上昇期 (Zone IV)

温度成層の下層(低温層)内での混合によるゆるやかな温度低下であり、熱応力上ほとんど構造材には影響を及ぼさない。

4. 最適ポンプ・フローコストダウン特性

上記の検討により、原子炉手動トリップ時の1次主循環ポンプの停止条件(フローコストダウン)として、トリップ直後に急激な流量低下を与え、その後ゆっくりと停止させる条件を設定し実験を行なった。その結果、初期のコールド・ショックと成層界面の通過による温度低下をともに低減させるポンプフローコストダウン特性を明らかにすることができた。

5. その他の熱流動特性

程度の差はあるが、検討した全ての高温プール型式で液面の擾乱と気泡の巻き込みが認められた。

そのため、実機では液面に何らかの防止対策が必要であろう。また、高温ならびに低温プールの全ての型式で、顕著な停留・偏流は認められなかった。

IV. サーマル・ストライピング対策

流体側(図2-2-31参照)から高サイクルの温度変動が作用すると、構造材表面近傍に熱応力が生じ、その温度変動に従った熱疲労が加わる。この現象が長期間続くと、構造材表面にクラックが生じる可能性がある。

このサーマルストライピング現象に対して構造の健全性を確保する手段は種々考

られているが、たとえば本検討ではその1例として次のような対策を考えた。

すなわち、構造材表面に予め、数mm程度のノッチを入れることにより、熱応力の緩和やクラックの進展を防止する構造型式を考案し、そのノッチの幅、深さ、ならびに間隔を種々検討した。

その結果、ノッチは配列ピッチを小さくすれば表面応力をより緩和し、また深ければ深い程ノッチ先端の応力が下げられる。ノッチの形状としてはV型よりもU型の方が先端応力上有利であることが明らかにされた。

## V. 熱流動上の成立性評価

ここでは上記のような各種の炉内温度変化の緩和対策を計った上で応力評価を行ない、熱流動上の成立性の結論を導き出した。応力評価は図2-2-32に示す4個所に対して行なった。

その結果、想定された各種熱過渡事象に

対し、高温プール内構造物やIHX上部管板部では熱応力も許容範囲内に収まり、構造健全性は確保される見通しである。なお、その他の構造については次のことが言える。

IHX下部管板部については応力の評価は行わなかったが、経験的にいうと下部管板には2次系ポンプスティック事故の時に最も厳しいホットショックがかかるが、想定回数が少ないこと、また下部管板は低温プール内にあり、通常時は低温の非クリープ領域にあるためクリープ疲労がないことより全体の損傷は許容内に収まる可能性がある。なお、歪制限に対しては厳しくなるが、成立性上クリティカルになることはないと推定される。

また、低温プールは、高温プールと比べて過渡時の温度変化幅、温度変化率とも小さく構造健全性は確保されると推定される。

以上の個別の成立性を総合すると、タンク型FBRの主容器内構造は適切な対策を施すことにより、熱流動上成立する見通し

である。

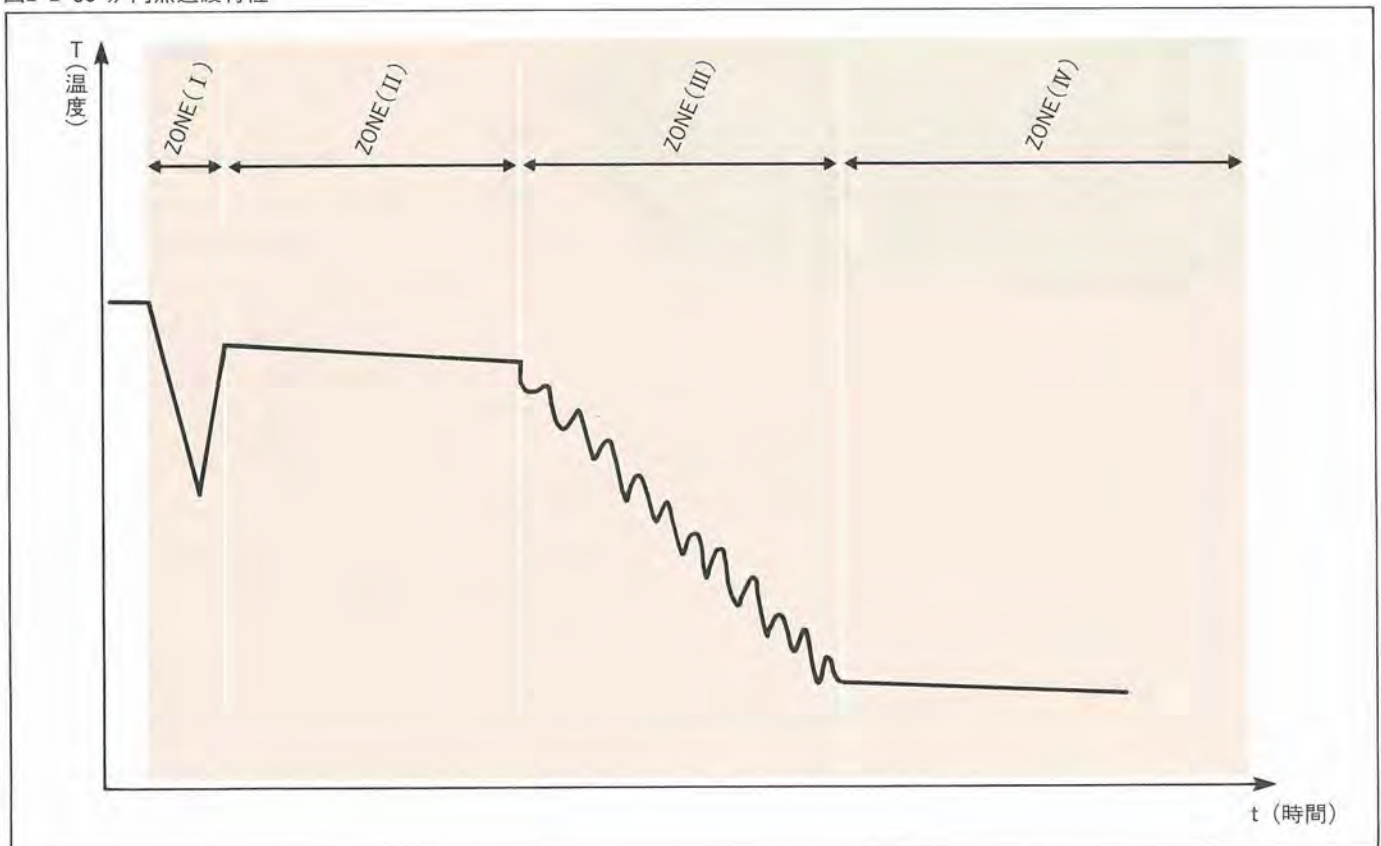
タンク型炉はループ型にくらべ原子炉容器が大きいと、炉内構造物の形状・配置等を工夫することにより熱過渡緩和対策が施せる余裕を有しており、プール内熱流動上から見ると、きわめて魅力ある炉型である。

今後、構造型式の具体化に際し、以下の課題について、さらに検討を加えることが望まれる。

まず、本研究では実験に流体として水あるいは空気を用いたため、ナトリウムとの熱伝導度の違いによる差異を明らかにできなかった。とくに、温度成層化時の界面での温度勾配に対しては、この熱伝導度の違いが作用することが考えられる。

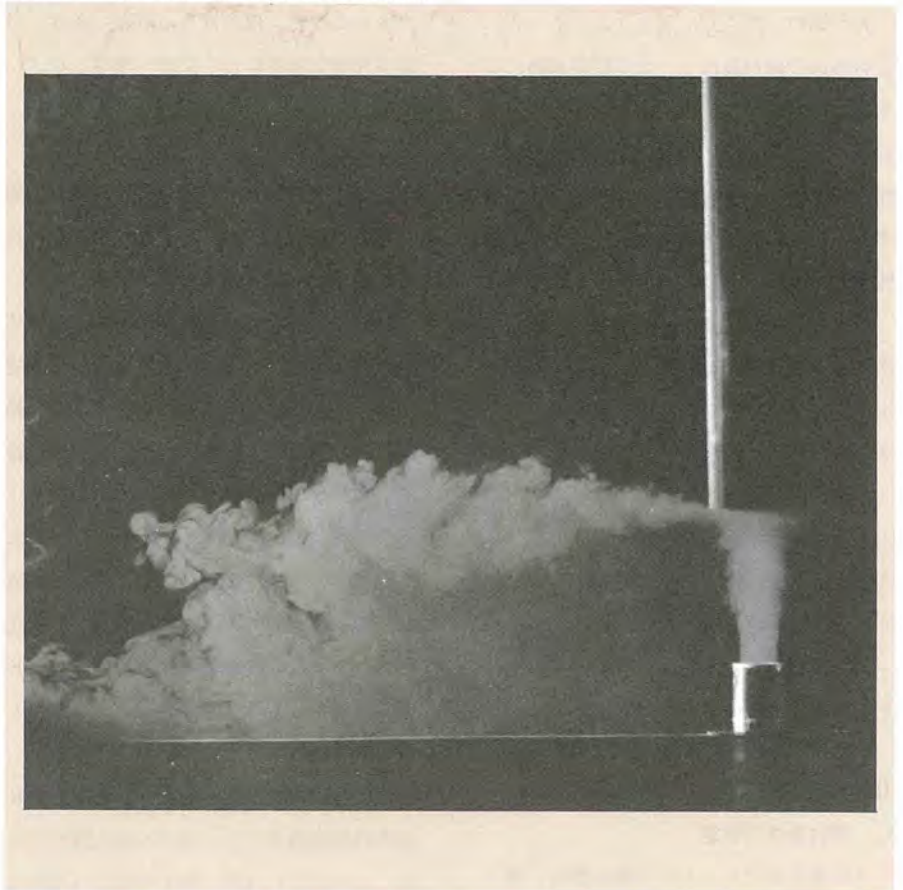
また、原子炉容器の小型化に際し、IHXやポンプの基数ならびにそれらの配置に対して十分に検討を行ない、熱流動設計上最も合理的な型式を選定する必要がある。

図2-2-30 炉内熱過渡特性



さらに、今回多大な時間をかけて開発・検証を行なった解析コードも、精度において十分とはいえず、今後さらに精度向上が要求されるであろう。そのため、本格的な熱流動解析モデルの開発・検証が望まれる。

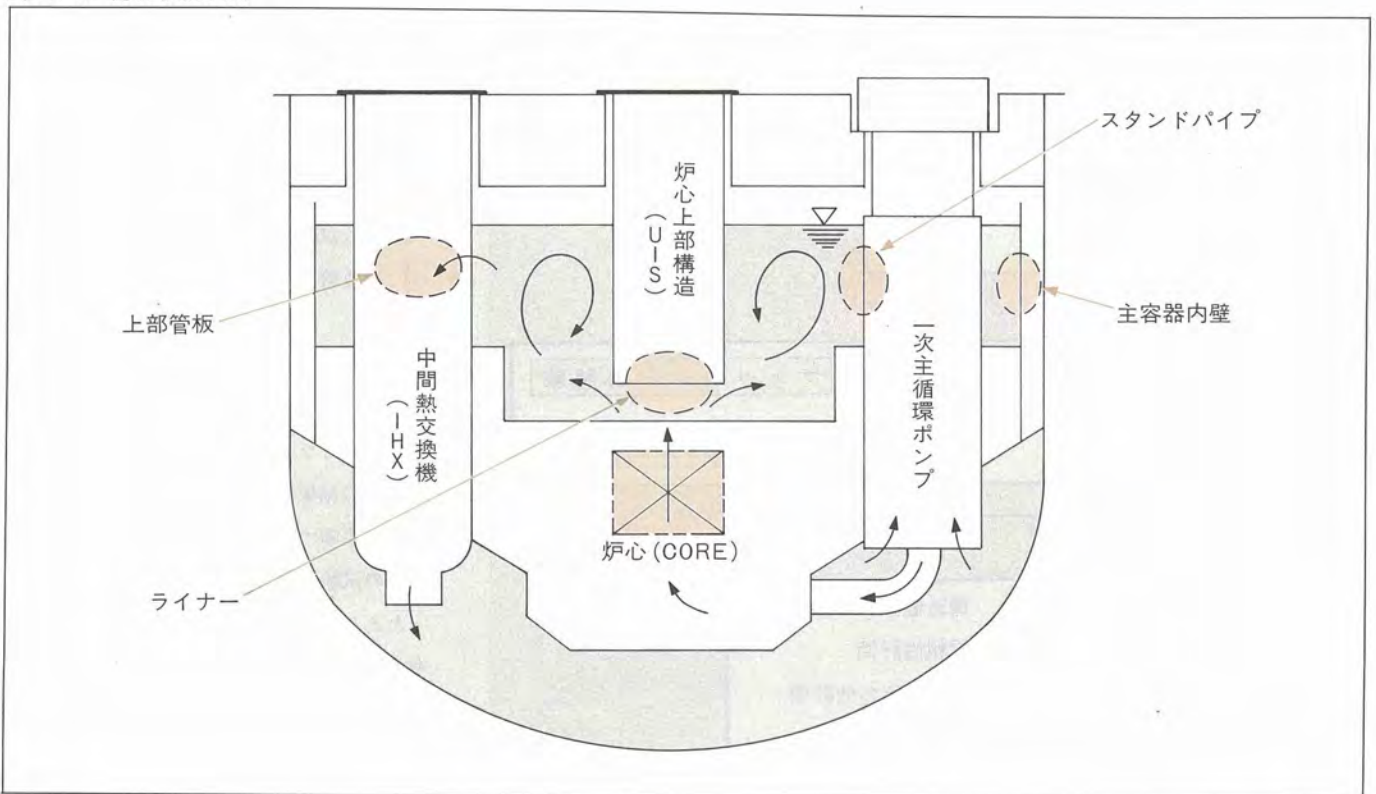
図2-2-31 炉心出口部の流況（基礎実験）



## 2-2-5 燃料移送設備の耐震・作動特性

FBRは冷却材として化学的に活性でありかつ不透明なナトリウムを用いるので、その燃料交換は遠隔操作で行う必要がある。また、プラント稼働率の点から燃料交換時間をできる限り短縮することが要求される。FBRの燃料移送設備としては、台車方式、斜道方式などがあるが、主容器が大口径となるタンク型には斜道方式が適合すると言われている。しかし、わが国においてはこの斜道方式について経験がなく、さらに30mの長尺かつ重量物であることから、その作動機能の確認および耐震特性を評価する必要がある。

図2-2-32 応力検討箇所



## I. 研究の方針

わが国の立地条件に適合する斜道方式の燃料移送設備を設計し、大型模型試験により作動機能および耐震特性を把握する。またナトリウムを用いた基礎試験により保守性、安全性等の検討のためのデータを収集する。これらの試験結果をもとにその成立性を評価する。

成立性を評価するための検討項目として次のものを設定した。

- (1) 燃料移送設備の設計
- (2) 作動機能確認試験
- (3) 耐震性試験
- (4) ナトリウム付着試験
- (5) ナトリウムミスト挙動試験
- (6) 成立性の評価

図2-2-33にこれら各研究項目相互の関連と、成立性評価のフロー図を示す。

## II. 斜道方式燃料移送設備の設計

### 1. 検討条件の設定

本設備を設計し、その作動信頼性、構造

健全性を評価するに先立って、本設備に要求される機能、他設備との取合い条件、設計条件等を明確にし、整理・設定した。

### 2. 型式選定

タンク型FBR用斜道方式燃料移送設備としては回転式とスイング式が考えられる。図2-2-34に両方式の例を示す。

回転式は円錐形の燃料移送室内に機械部を収容し、原子炉容器側と炉外燃料貯蔵槽(EVST)側の斜道間の燃料移送を回転動作で行なう方法であり、斜道は原子炉容器側、EVST側それぞれ1本で燃料バケット2台を同時に操作することが可能である。スイング式は燃料移送室が角形で斜道間の燃料移送をスイング動作で行なう方式であり、2組の機構部と原子炉容器側、EVST側それぞれ2本の斜道を設けることにより燃料バケット2台を操作する。

これら両方式がわが国のタンク型FBR用燃料移送設備として成立し得る概念であることを確認した後、種々の面から両方式

の比較評価を行なった。その一覧を表2-2-4に示す。この結果、スイング式は多重性を有し、他系統との整合性、開発手順の裕度の面で回転式より優れていることなどを総合的に判断し、スイング式を設計対象として選定した。

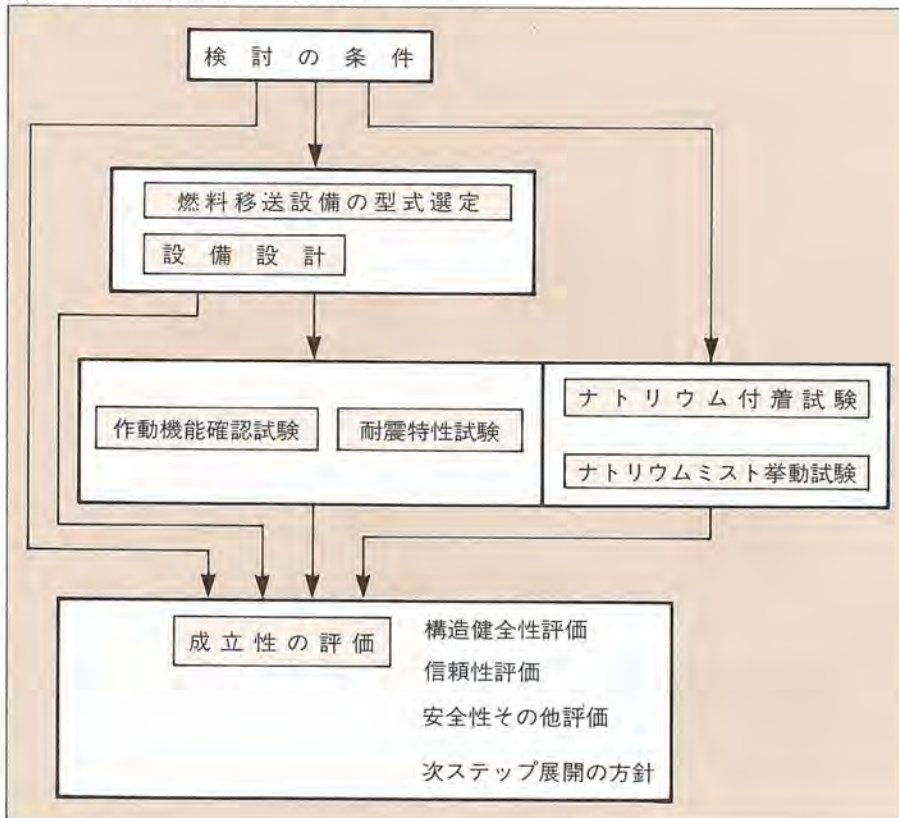
### 3. 設備設計

燃料移送設備を構成する次のサブシステムについて設備設計を行なった。

- (1) 燃料移送室
- (2) 燃料移送機構
  - ① 燃料バケット
  - ② 燃料バケット駆動装置
  - ③ 可動トラック
  - ④ 斜道
  - ⑤ 直立機構
  - ⑥ トラック連結装置
- (3) ポート弁
- (4) ナトリウム除去装置

燃料移送設備の主要仕様を表2-2-5に、鳥瞰図を図2-2-35に示す。

図2-2-33 燃料移送設備に関する研究フロー図



## III. 試験の成果および成立性の評価

### 1. 作動機能確認試験

上記のように設計されたスイング式燃料移送設備の作動信頼性を評価するために、図2-2-36に示す実機の1/2縮尺の模型を製作し、本設備の作動機能確認試験を行なった。主な試験項目は次のとおりである。

- (1) 直立機構における燃料バケットの直立性
- (2) 燃料バケットの斜道内走行性
- (3) 斜道と可動トラックの連結性
- (4) 可動トラックのスイング作動性

試験の結果各構成は円滑に、かつ所定どおりの手順で作動することを確認した。

この試験結果から実機設計の評価を行なったところ、本設備が十分な作動信頼性を有することが確認された。また交換時間は13分と推定されるので、所定の時間内に燃料交換作業を完了できるという評価結果を得た。

## 2. 耐震特性試験

燃料移送設備の耐震特性を検討し、地震時発生応力に対する構造健全性を確認することは本研究の大きな課題のひとつである。

本設備の耐震特性を把握するため作動機能確認試験で使用した1/2縮尺模型を用いて振動試験を行なった。その結果と解析結果とを比較した結果、両者の固有振動数、振動モード共よい一致を示し、解析モデルの妥当性が確認できた。

この解析手法によって先に設計した実機の燃料移送室、可動トラック、斜道の固有振動数を解析したところ、それぞれ19Hz、11Hz、13Hzであり、床応答曲線のピーク箇所である4 Hzを越えた準剛性領域にあることが確認できた。また応力解析、構造解析などを行なった結果、発生応力が許容値以下であり、本設備の構造健全性が確保できる見通しが得られた。

## 3. ナトリウム付着試験

燃料交換時、一次ナトリウムの1部は燃料バケット、バケット牽引部材表面に付着して燃料移送室に持ち込まれる。この量を少なくすることは設備の信頼性、安全性、保守・補修性等の向上につながる。この点を考慮したバケット牽引部材を選定するのに必要なデータを得ることを目的として、燃料バケット牽引部材候補についてナトリウム付着試験を行なった。各候補部材のナトリウム付着状況の例を図2-2-37に示す。一連の試験により、各候補部材について比較評価を行なったところ、ショートリンクチェーンが、ナトリウム付着量、屈曲性、洗浄性等の面で優れており、燃料バケット牽引部材としてこれを選定した。

## 4. ナトリウムミスト挙動試験

燃料移送室は通常アルゴン雰囲気であるが、燃料交換時には前述した通り一次ナトリウムの一部が持ち込まれる。このナトリウムが蒸発、拡散、沈着することに起因す

図2-2-34 燃料移送設備の例

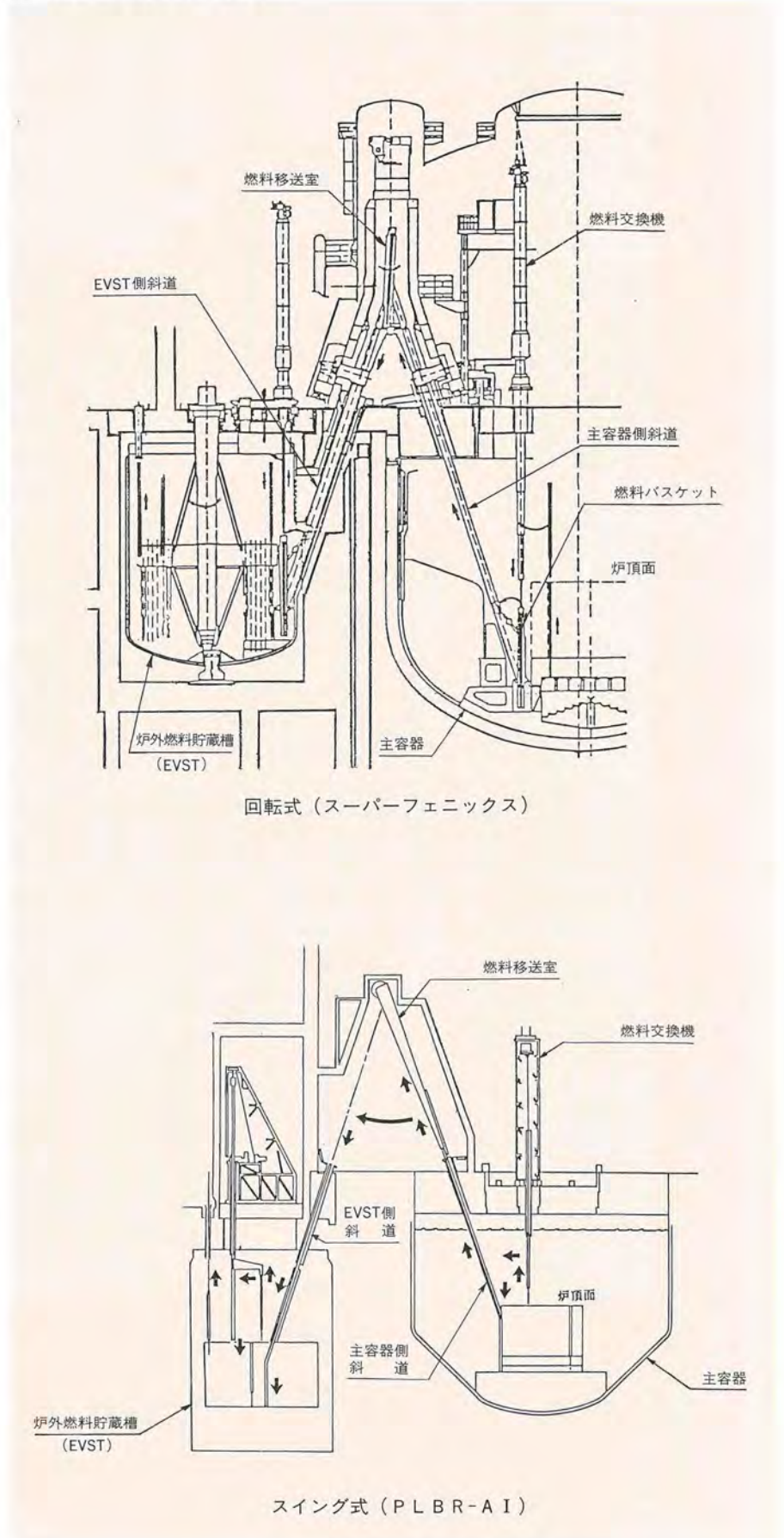


表2-2-4 燃料移送設備の概念選定検討結果のまとめ

タンク型FBRを開発 する上で考慮すべき事項	評価項目		回転式		スイング式	
	a		見通しあり		見通しあり	
1 技術的 フィージビリティ	b	耐震性の見通し	耐震成立性あり		耐震成立性あり	
	c	床応答が低減できた場合の見通し	耐震裕度ができる		耐震裕度ができる	
	d	耐震構造面の単純性	原子炉構造との干渉は少ない		原子炉構造との干渉は少ない	
	e	耐震以外の技術分野の問題見通し	見通しあり		見通しあり	
	a	開発工程、研究開発項目の極小化	ループ型より長くはならない 開発手順は機構相互で影響多い		ループ型より長くはならない 開発手順は機構独自で見通す裕度あり	
2 プロジェクト 推進上の利点	b	外国の研究開発計画への非依存性	独自に開発できる		独自に開発できる	
	c	原型炉技術の活用	活用できる		活用できる	
	d	我国としての技術の独自性	フランスからの特許出願あり、独自性は保てる。		独自性は保てる	
	e	システムインテグレーション	他系統との整合性よし スイング角度の選択裕度少ない		他系統との整合性よし スイング角度の選択裕度あり配置が楽	
	f	応力評価と全体構造試験	燃取系独自に評価できる		燃取系独自に評価できる	
3 タンク型FBR建設の 意志決定に対するサポート	a	先行炉の運転実績と意志決定の論拠	スーパーフェニックスの実績を参照できる		フェニックスの実績を参照できる	
	b	コスト、建設工程	物量はスイング式よりやや少ない 運転コストはスイング式よりやや多い 工程はクリティカルではない		物量は回転式よりやや多い 多重性により稼働率向上が図れる 工程はクリティカルではない	

◎：良好 ○：良好であるがやや劣る △：やや劣る

る問題を検討するため、ナトリウム蒸気、ナトリウムミストの沈着速度を評価する試験を行った。試験結果を解析検討に反映させ、燃料移送室内のナトリウム沈着量分布を算定した。

算定した沈着量分布をもとに設備の耐環境性を評価したところ、作動性、電気機器の絶縁性低下、監視窓の透明度の低下、室内の放射線レベルの上昇等に対する影響は小さいという結果が得られた。

### 5. 成立性の評果

以上の設計、試験、解析および種々の検討にもとづく実機設計の評価の結果、本燃料移送設備は耐震性、信頼性(作動性、稼働性、耐環境性)、安全性のどの点においてもわが国の立地条件下で十分適合し得るものであるということが確認された。 ●

表2-2-5 スイング式燃料移送設備の主要仕様

項 目		仕 様
1. 燃料移送設備	型 式	斜道方式建屋搭載型
2. 燃料移送室	型 式	気密角形セル
	壁構造	重コンクリート製壁、鋼製壁
	室内雰囲気	アルゴンガス
3. 燃料移送機構		
1) 燃料バケット	基 数	2 基
	牽引部材	ショートリンクチェーン、2本/基
2) 巻上ドラム	基 数	2 基
3) 可動トラック	型 式	スイング式、チェーン伝動歯車走行方式
	基 数	2 基
4) 斜 道	本 数	2 本
	主容器側	2 本
	E V S T 側	2 本
4. ポート弁とポートプラグ		
	型 式	ポート弁・ポートプラグ一体型
	主容器側	ピンジ式蓋型弁
	E V S T 側	
	基 数	2 基
	主容器側	
	E V S T 側	2 基
5. 冷 却 設 備		
1) 燃料移送室冷却設備	冷却方式	ユニットクーラ
2) 斜道冷却設備	冷却方式	強制アルゴンガス循環間接冷却
6. 燃料交換所要時間		1体あたり30分

図2-2-35 燃料移送設備の概念図

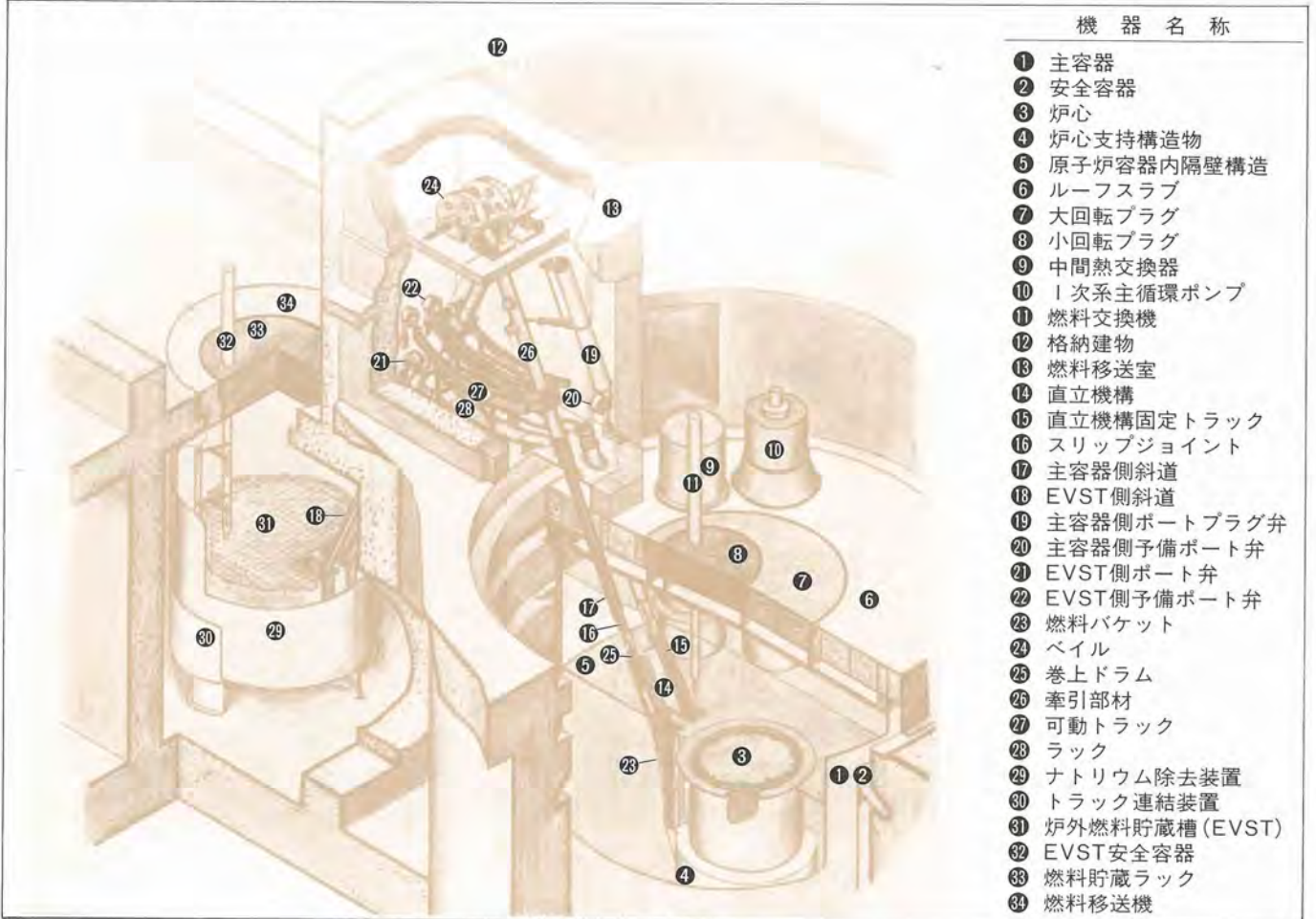
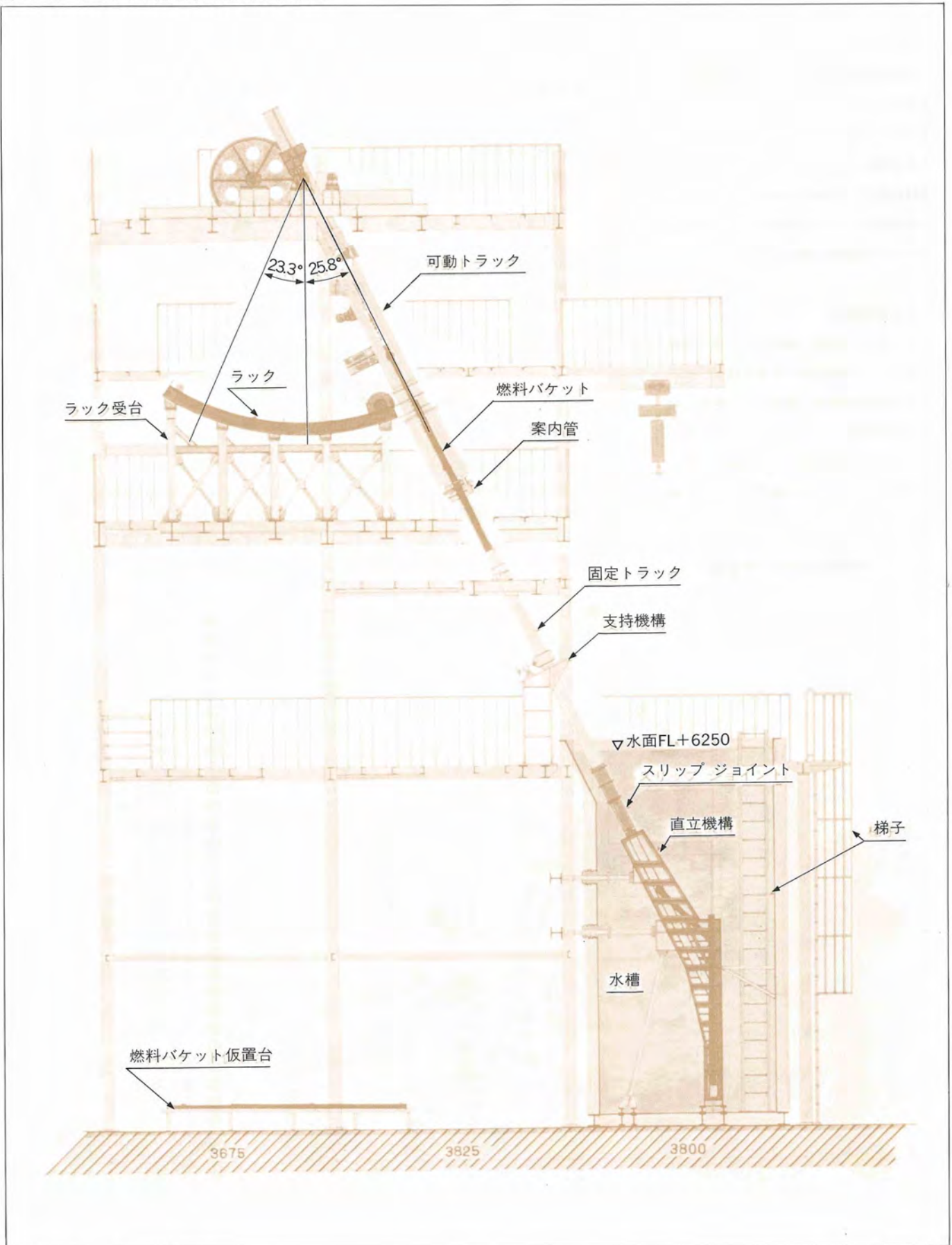


図2-2-36 スイング式燃料移送設備の1/2模型





## 2-3 成果の要約

昭和56～58年度の3カ年にわたるフィージビリティ・スタディでは、数多くの試験・解析等により、これまでわが国になじみの薄かったタンク型炉について多くの知見を得たとともに、わが国のきびしい耐震設計条件、安全条件を満足する独自のタンク型炉構造概念を創出した。

試験においては二十数項目にも及ぶ基礎試験並びに模型試験を行い

### 1. 原子炉構造の耐震特性では

- (1) 構造物の振動に与える流体の質量効果（仮想質量効果）
- (2) 狭い空隙に存在する流体による制振効果
- (3) 原子炉容器の支持方法による振動の大きさの相違
- (4) 原子炉容器の振動を低減するために用いる制振構造（シアキー）の振動特性、構造強度特性
- (5) 地震時主容器上部液面に発生する波立ち（スロッシング）の影響



1/6縮尺ルーフスラブ模型

- (6) 上下地震動と水平地震動の相乗効果
- (7) 内部構造物を含めた原子炉容器全体での振動特性

### 2. 原子炉上部構造の熱・荷重変形特性では

- (1) ルーフスラブに塔載される炉心上部機構、中間熱交換器、ポンプなどの荷重によるルーフスラブの変形特性
- (2) ルーフスラブの上面と下面の温度差による熱変形特性
- (3) ルーフスラブ下面に設置する熱しゃへい構造の断熱特性

### 3. 原子炉容器内隔壁構造では

- (1) 隔壁の重要な機能の一つである断熱性能並びに隔壁部材の健全性評価に必要な温度分布を求めるための隔壁内の自然対流現象
- (2) 原子炉起動・停止時の温度変化時における隔壁内の流動状況および温度分布
- (3) 隔壁の他の一つの重要な機能であるシール性能に関し、ペローシールからの漏れ量

### 4. 原子炉容器内流動特性では

- (1) 通常運転状態時の流れの状況、液面からのガス巻き込みの有無
- (2) 原子炉起動・停止時等の温度変化時における温度成層化現象並びにその緩和策

### 5. 燃料移送設備の耐震・作動特性では

- (1) 燃料移送設備の円滑な作動
- (2) 移送設備主要部の地震時の振動特性並びに地震後の作動性

- (3) 燃料移送室へのナトリウム持ち込み量を評価するための移送設備へのナトリウム付着状況およびナトリウム蒸気の挙動

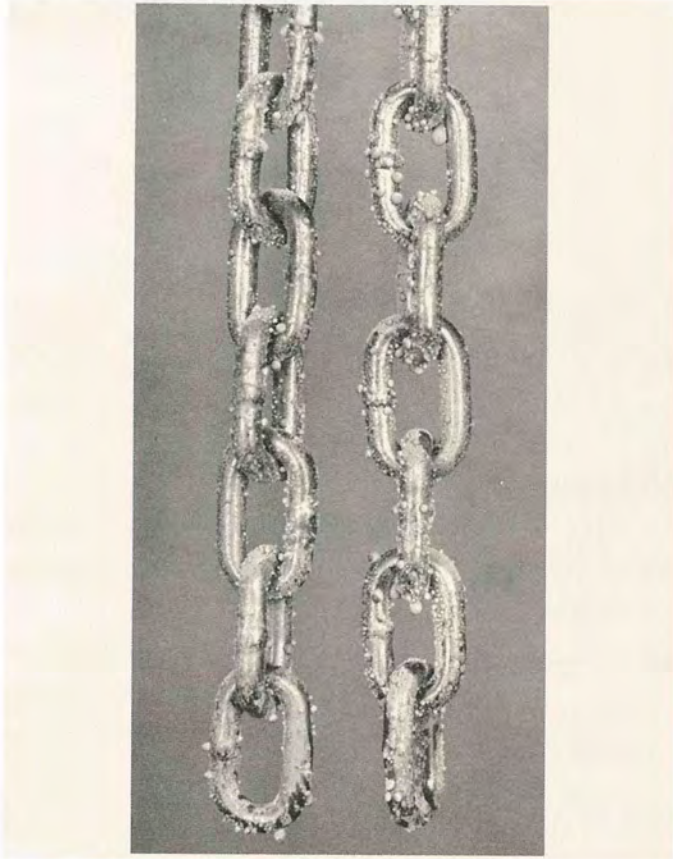
などの現象、特性について膨大なデータが取得され、定性的あるいは定量的な把握ができた。

解析においてはこれらの現象、特性を評価するための多くの解析手法の改良・開発を行い、上記試験の結果を用いこれらの解析手法の検証・整備ができた。これらの解析手法は今後実施されるタンク型炉の設計並びに評価に十分活用できるものである。

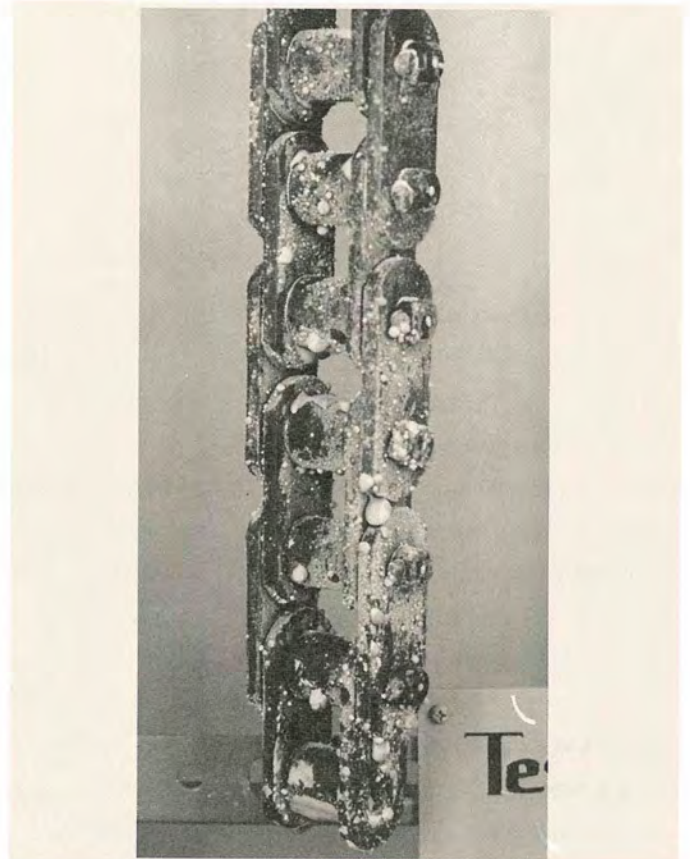
一方、これらの試験・解析と並行して、タンク型FBRの構造概念の構築を図るとともに耐震応力評価、熱応力評価、機能評価を実施した。これらの評価結果並びに実験・解析結果をもとに構造概念を入念に見直し、さらに製作性、据付性、運転・保守性等についても検討し、わが国の厳しい耐震設計条件、安全設計に適合する100kW級タンク型炉の基本構造を創出した。

3年間のフィージビリティ・スタディで創出したタンク型FBRの基本構造は、わが国の厳しい耐震条件を満足させることを目的として検討したため、設計の裕度を大きくとっており、換言するとかなり保守的に設計されたものである。FBRの実用化にあたっては建設コストを軽水炉と競合するまで低減することが要求されるため、今後は設計裕度の切りつめなどによるコスト低減、並びにより一層の健全性向上を指向する実用化のため研究を進めることが重要である。

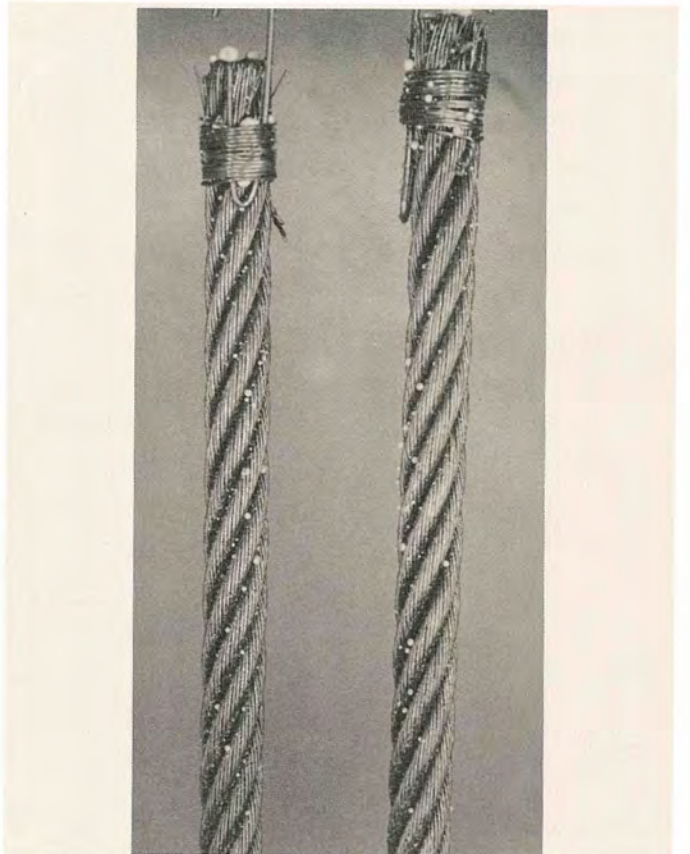
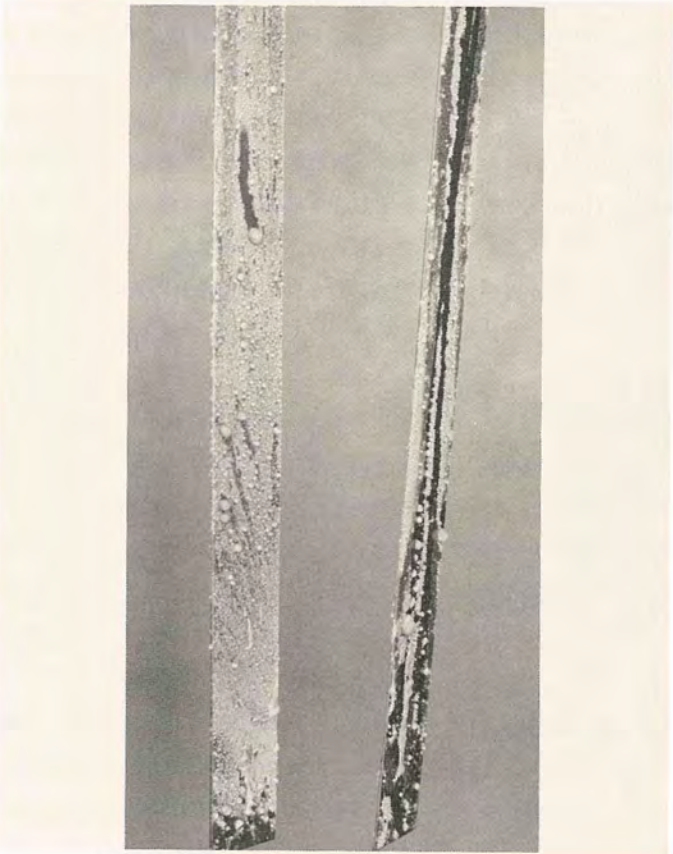
図2-2-37 ナトリウム付着状況

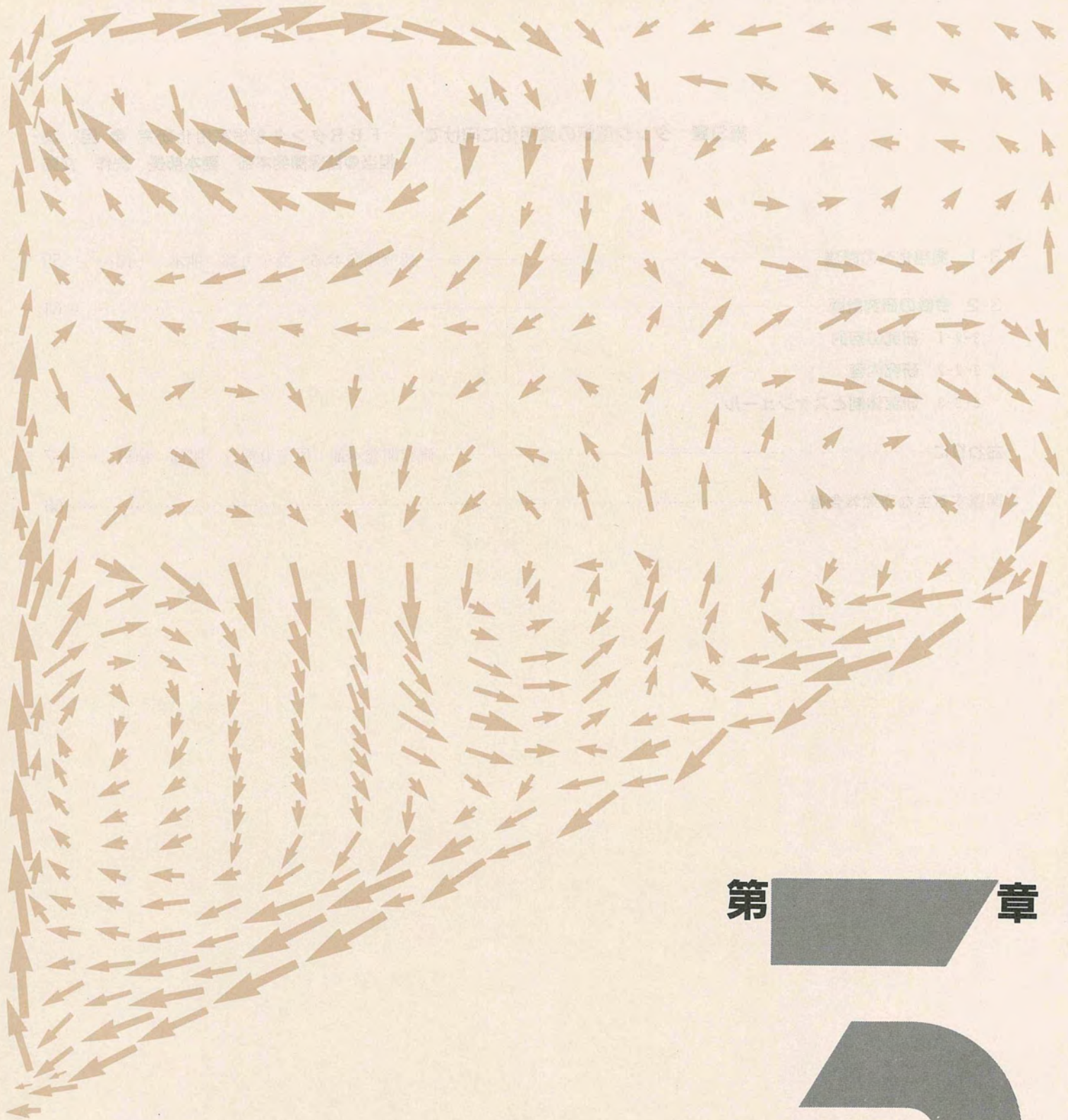


ショートリンクチェーン  
テープ



ローラーチェーン  
ワイヤロープ





第 5 章

FBRタンク型炉実用化研究

# タンク型炉の実用化に向けて

第3章 タンク型炉の実用化に向けて——FBRタンク型炉実用化研究 ● 目次  
担当●研究開発本部 副本部長 矢作 文弥

3-1 実用化への課題	研究開発本部 原子力部 池本 一郎	59
3-2 今後の研究計画	” ”	61
3-2-1 研究の目的		
3-2-2 研究内容		
3-2-3 研究体制とスケジュール		
おわりに	研究開発本部 原子力部長 服部 禎男	67
関連する主な研究報告書		68

## 3-1 実用化への課題

昭和56～58年度の3年間にわたる「タンク型FBRフィージビリティ・スタディ」の結果、電気出力100万kW級のタンク型FBRがわが国の厳しい立地条件のもとで建設できる見通しが得られたとともに、多数の模型実験によって検証されたタンク型炉の設計手法を構築することができた。これにより、いままでわが国においてほとんど蓄積のなかったタンク型FBRに関する知見と経験が飛躍的に充実したし、それともななって実用炉としてのタンク型炉の魅力をますます認識することとなった。

一方、昭和59年度より3年間の計画で電気事業(電気事業連合会)を中心としたFBR実証炉の設計が開始された。この実証炉設計は原子炉メーカーとの共同研究により、タンク型とループ型の両炉型について設計を行うもので、この結果を比較・検討することによりわが国のFBR実証炉の炉型が選定されることになる。

この実証炉設計では設計合理化による建設費の低減に最大の努力が払われることになろう。というのは、第1章で述べたように、FBRは他の発電システムに比べて数多くの魅力を持っていることは事実であるが、未だ十分に開発され、実証された技術ではない部分もあるために、設計余裕をとりすぎたり、過剰な設備対応を余儀なくされたりすることで、軽水炉に比べて建設費が高いのが現状である。

それでも、いま研究開発されている次世代発電技術の中では、最も手近な実現性と秀れた経済性を既に有している。

しかし、現在、最も発電コストの安い軽

水炉の中に、FBRが発電技術として競合的に導入されるためには、その経済性および信頼性において軽水炉並みに、あるいはそれ以上にする必要がある。FBR実用化に向けての課題はまさにここにあるといえよう。

FBRの経済性と信頼性を向上するために必要なことは、軽水炉に比べて技術的に困難な点や未解決の部分に重点を置いて対策を講じるのではなく、FBRが軽水炉に比べて発電プラントとして優れている特徴を十分に利用することである。

たとえば、表1-1-2(第1章)を見てもわかるように冷却材(運転)圧力は軽水炉がPWRで160気圧、BWRで70気圧と非常に高いのに比べて、FBRではほぼ常圧に近い。運転圧力が低いことは、万一、容器や機器・配管などにヒビ割れが生じて、冷却材が急速に噴き出してカラダきの状態になる心配が少ないという安全性、弁のパッキンや計器類の接続部からの微少なリークがないため、原子炉の建屋内がクリーンで作業員が放射線を浴びる量も少ないという運転性、さらには容器や機器・配管を薄く軽くすることができるという経済性など、数多くの利点につながる可能性を持っている。

この他にも、FBRでは冷却材としてナトリウムを使うことが特徴として挙げられる。表1-1-1(第1章)に示すように、軽水炉の冷却材である水に比べて、ナトリウムは原子炉の冷却材として数多くの長所を有している。この長所を有効に活かせば、原子炉の緊急冷却設備を簡素化したり、放射

性廃棄物の量を減らしたり、格納建物を小型化することも可能となろう。

このようなFBRの長所が現在、十分活かし切れていない理由はいくつかある。たとえば、原子力の場合、設計は国で定められた規格や基準等に沿って行なわれるが、その規格や基準類が軽水炉用に作られたものであり、FBRの特徴を十分織り込んだものが未だできていないことも一因である。

その一例として地震に対する設計が挙げられよう。わが国は世界有数の地震国であるため、耐震設計に対しては非常に厳しいものが求められる。

現在の原子力発電所に対する耐震設計は、地震に対してビクともしないようなガッチリした構造で対処する基準にもとづいている。これは軽水炉のように圧力が高く、そのため容器や機器・配管の肉厚が大きい剛な構造に対しては適しているが、FBRのような薄肉の容器や配管をこの基準で設計するためには、あちこちに振れ止めや支持構造をとりつける必要がでてくる。

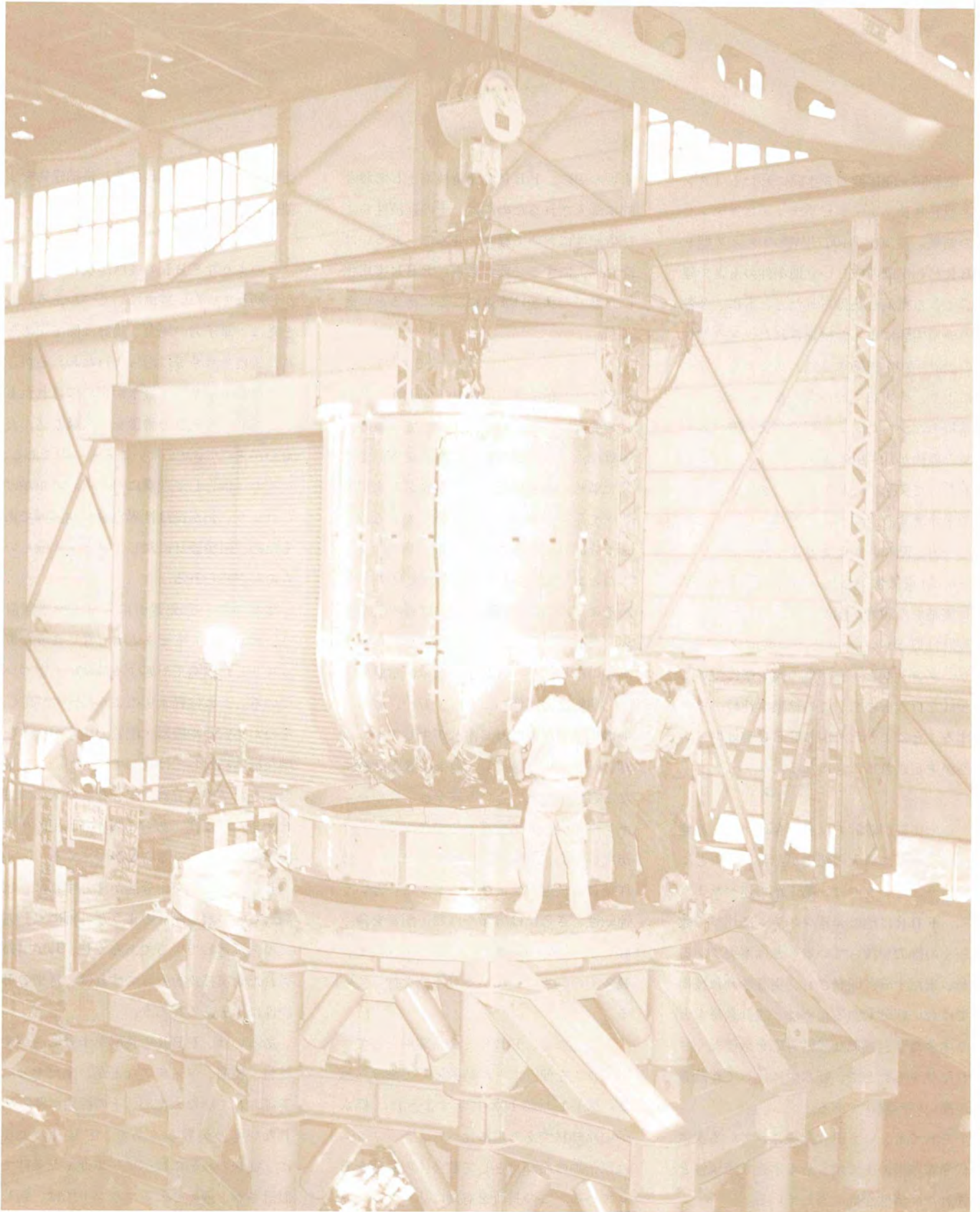
FBRの特徴を十分活かすとすれば、超高層ビルの耐震設計のような「柳に風」方式の方が適しているであろうし、わが国の秀れた耐震技術をもってすれば、将来の可能性は十分あるだろう。

あるいは、FBRの長所を十分に活かす材料、技術、アイデアなどが、未だ十分に実証されていないため、その採用に踏み切れないものが数多くある。FBRのように、従来の技術に比べて一歩進んだ条件で設計され、運転されるプラントでは、新しい技術やアイデアの採用によって飛躍的に

経済性や信頼性を向上させることが少ない。

タンク型FBR実用化への課題は、このように経済性や信頼性を向上させ得る特徴

を設計の中で有効に利用し、技術的な裏付けをもって、具体化してゆくことである。●



1/10縮尺全体構造模型（炉心上吊り方式）の組立

## 3-2 今後の研究計画

### 3-2-1 研究の目的

現在、全世界中のFBR研究開発の努力は、軽水炉を含む他の発電技術と競合するための経済性(コスト低減)と信頼性の向上に集中しているといっても過言ではない。米国のFBR原型炉クリンチパーが建設中止になったのは、コスト低減に成功しなかったことが大きな原因の一つであったし、現在までに、仏、西独、英国、米国等で次々に発表されている次世代のFBR実証炉設計のセールスポイントも、いかにコスト低減に成功したかである。

わが国においては、電気事業(電気事業連合会)、動力炉・核燃料開発事業団両者における実証炉概念設計、およびタンク型炉フィージビリティ・スタディによって、わが国の厳しい立地条件と安全基準のもとで、ループ型炉、タンク型炉とも技術的には十分建設できることが明らかとなった。今後の課題は経済性と信頼性の点で軽水炉を含む他の発電技術と競合できるFBRの追求である。

当所では、3年間のタンク型FBRフィージビリティ・スタディにおいて、タンク型FBR技術に関する知見と経験、および数多くの設計合理化技術やアイデアが得られた。その後、これらの成果をもとに、コスト低減と構造の信頼性向上のために専門的な検討を要する重要な課題を選び、「FBRタンク型炉実用化研究」として原子炉構造合理化の追求が開始された。

この研究は、電気事業を中心とする概念設計と同じく昭和59年度から3年間で行わ

れ、電気事業連合会との密接な連携により成果を実証炉設計研究に反映することとしている。

### 3-2-2 研究内容

フィージビリティ・スタディにおいて、タンク型FBRの設計に関する技術的な知見や経験が得られるにしたがって、今後、それを実用化してゆくために評価・検討すべき技術的課題が明らかになって来た。その中から、今後、電気事業を中心として実施される実証炉設計と炉型選定に必要な課題を主体として「FBRタンク型炉実用化研究」が実施されている。

この研究の大きなテーマはコスト低減と構造信頼性の向上であり、フィージビリティ・スタディにおける以下の知見から選定されたものである。

1. タンク型炉のような大型薄肉構造物に適した新しい設計手法やアイデアによって、地震に対する設計や、機器・構造の設計に大幅な合理化の余地があること
2. フィージビリティ・スタディに用いた検討用の前提条件は、ループ型炉の概念設計で設定されたものであり、これをタンク型炉向けに見直すことによって設計の合理化が可能であること
3. ガッチリした厚肉の構造で地震に耐えようとする耐震設計と、逆に薄いガラスコップの方が熱湯に対して強いと同じ理由で、薄肉の構造物で高温に耐えようとする耐熱設計からの相反する要求を、さらに調和させ最適化することにより設計の合理化と構造信頼性の向上がはかれること

4. 構造に無理がかからないように設計や運転方法を改良し、さらに構造の健全性をより精度よく評価することにより、設計に取り入れられている余裕の確認と構造信頼性の向上がはかれること

具体的な研究課題としては、数多くの提案項目の中から重要性と緊急性の観点から図3-2-1に示す16課題を選定した。

研究内容の概要を以下に示す。

#### I. 耐震構造の合理化

##### 1. 低床応答建屋の構造計画

建屋構造計画の見直しによる機器への地震荷重(床応答)の低減は、コスト低減に直接結びつく。

複合建屋、埋込み建屋等、原子炉建屋の応答を低減させる可能性のある建屋構造を創出、選定し、これら構造につき、機器配置との整合性、耐震性を検討し、低床応答建屋構造計画を示す。

##### 2. 炉心支持方式に関する検討

炉心設計改善により、炉心ルーフラブ許容相対変位が緩和されたり、あるいは建屋の床応答が低減された場合、炉心支持構造の熱応力低減および構造信頼性の向上が期待できる下部支持方式に関し、実験的、解析的にその成立性を検討評価する。

また、フィージビリティ・スタディにおける炉心上吊り方式、横吊り方式の検討・評価結果も参考にして、わが国のFBRタンク型炉の炉心支持方式として最もコスト低減と高信頼性が得られる方式の選定に資する。

### 3. 新構造概念に関する検討

現在までに提案された種々の新構造概念の中には、主容器-安全容器間にNaKを満たし液体の制振効果を利用する方法など、実用化の可能性がありかつコスト低減に結びつくものがある。

実用化の可能性のある新構造概念につき、安全工学的側面からの検討、システムとしての検討を行うとともに、実験・解析的な方法による検証を行う。

## II. 機器の小型化

### 1. 1次主循環ポンプの検討

1次系ポンプの小型化はタンク型炉の直径の減少につながる。小型化に有利な新型ポンプ(インデューサポンプ)はそのキャピテーション損傷特性が解明されれば、有望なもの1つである。

タンク型FBRに適した1次系ポンプの比較検討に資するため、インデューサポンプのキャピテーション損傷特性を小型模型により実験的に評価・検討する。

### 2. 中間熱交換器の検討

中間熱交換器(IHX)の内部流動を均一にし、その伝熱性能を向上させることは、この機器の小型化、さらには主容器の直径減少につながる。

炉心内でのIHXの最適配置を流動面より検討するとともに、IHX内の熱流動特性を実験的、解析的に把握し、伝熱管の振動やIHX構造の熱応力評価もあわせて、健全性を保持したIHXの小型化の検討を行う。

### 3. 複合断熱材の検討・評価

炉内断熱構造は原子炉構造物を熱的に保護する上で不可欠な構造物であり、その断熱性能の向上により機器の信頼性向上、断熱構造の物量削減が可能となる。

より合理的かつ高性能な断熱設計が可能と考えられる複合断熱材を選定し、タンク型FBRへの適用性の検討を行う。

### 4. 主容器熱保護対策

耐震設計と高温構造設計の調和を図り、主容器の直径を低減する上で、効率的な主

容器壁の熱保護対策が望まれる。

ガス断熱層方式の伝熱特性を実験的、解析的に把握するとともに、主容器・安全容器間の自然対流による温度分布評価手法の検討を行う。

## III. 構造物の健全性

### 1. 主容器側部ふれ止め構造の耐震強度試験

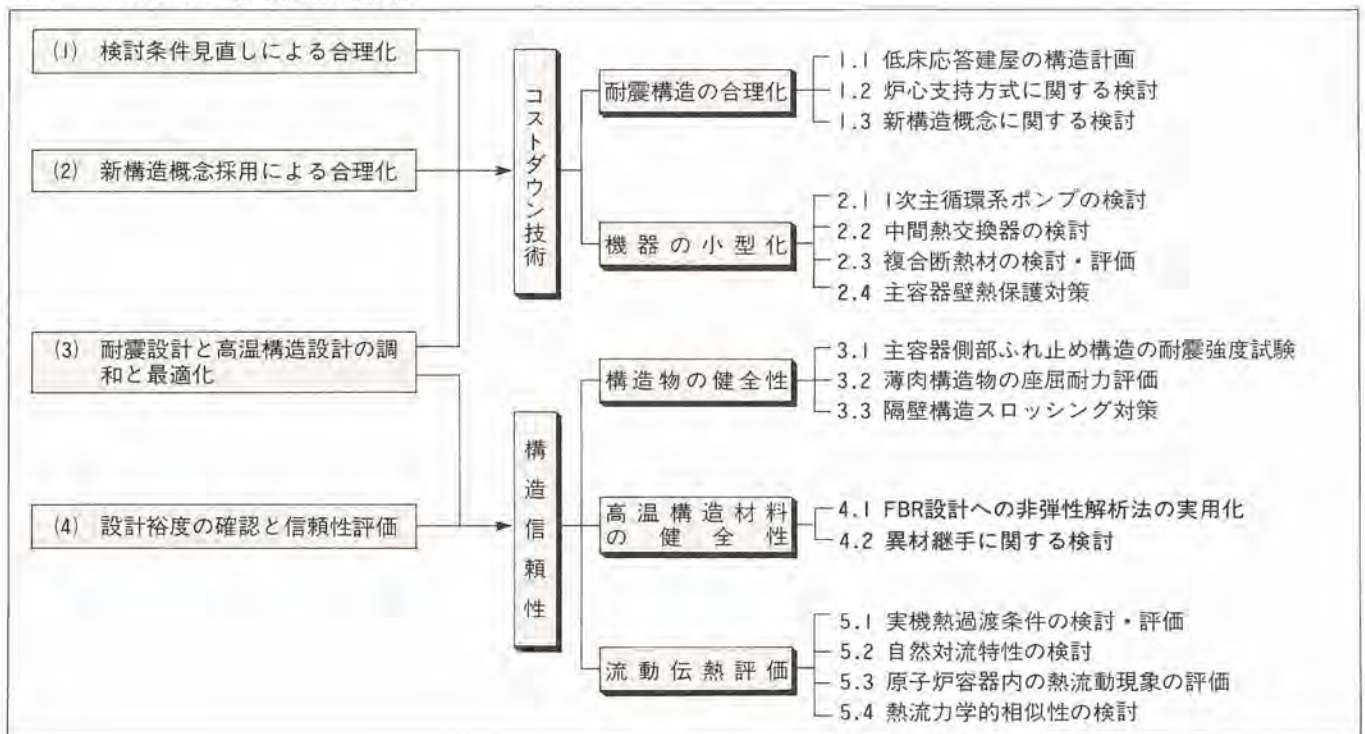
タンク型炉の主容器側部ふれ止め構造(シアキーなど)の信頼性は、主容器肉厚の減少など熱応力との調和およびコスト低減に結びつく。

フィージビリティ・スタディにおける小型模型実験結果をふまえ、部分模型により、主容器側部ふれ止め構造の荷重分担特性、強度・変形特性、終局耐力を求める。

### 2. 薄肉構造物の座屈耐力評価

主容器や炉心上部構造の薄肉化のためには座屈耐力の検討が必要である。初期不整を考慮した座屈解析法の開発を進め、小型模型により荷重の種類や初期不整、板厚比等が座屈に与える影響の把握を行う。また

図3-2-1 FBRタンク型炉実用化研究項目





大型模型により座屈耐力の確認、解析法の検証を行う。

さらに、地震荷重、熱荷重を付加した場合の座屈耐力のパラメータサーベイを行い、薄肉化の限界、許容製作誤差を明らかにする。

### 3. 隔壁構造スロッシング対策

炉内構造物、特に隔壁構造における地震時の流体スロッシング荷重に対する構造健全性を確認する必要性が指摘されている。

流体スロッシング現象が隔壁構造物等の炉内構造物に及ぼす影響を実験的、解析的に明らかにし、炉内構造物の健全性を確認する。

## IV. 高温構造機器の健全性

### 1. FBR設計への非弾性解析法の実用化

非弾性解析法を機器・構造設計に適用することにより、信頼性の確立および経済性の向上が期待できる。

そのため、構造材料の非弾性構成方程式や寿命予測法などの検討を通じて、主容器、隔壁構造等の主要高温構造機器の設計への非弾性解析法適用の実用化に関する研究を進める。

### 2. 異材継手に関する検討

主容器とルーフスラブの接続に異材溶接を使用すると、原子炉上部構造の物量削減が期待できる。しかし、そのためには、異種材料溶接部の強度、健全性を把握することが必要である。

ステンレス鋼と炭素鋼の異材溶接に関して、施工法、強度評価法、検査法などを検討し、構造健全性を評価する。

## V. 流動伝熱評価

### 1. 実機熱過渡条件の検討・評価

非対称運転および各種運転状態における炉容器内熱過渡条件を検討し、熱応力を評価する必要性が指摘されている。

そのため、セクター模型実験と全体模型実験により、炉内の構造物配置、運転モード等をパラメータとして実機における熱過渡条件を検討し、熱応力評価を行う。また、

自然循環等の評価手法の確立を目的として、一巡解析コードの整備を行う。

### 2. 自然対流特性の検討

プラント過渡時における隔壁構造の熱的信頼性向上を目的として、中間プレナム内の過渡時伝熱・流動現象を模型実験により定量評価するとともに、解析手法の精度向上を図る。

また、ルーフスラブ貫通機器の熱変形防止対策の確立を目的として、実験的・解析的にアニュラス部自然対流に対する評価手法の検討を行う。

### 3. 原子炉容器内の熱流動現象の評価

サーマルストライピングや温度成層等の炉内熱流動現象を明らかにするには、それらの現象の評価コードの確立を図る必要がある。そのため、実験結果との比較のもとに、これらの現象に対して乱流モデル等を導入した解析を実施し、評価コードの整備を図る。

### 4. 熱流力学の相似性の検討

炉容器内熱流動現象の評価には、冷・温水実験が用いられるのが一般的である。しかし実機熱応力の評価に対しては、水とナトリウムの熱流力学の相似性を実験的に明らかにする必要がある。

そのため、同一形状下の水ならびにナトリウムの実験を比較・検討し、それらの定量的評価を行う。また、実験結果は一連の熱流動解析コードの精度と信頼性の向上に資する。

## 3-2-3 研究体制とスケジュール

実用化研究はフィージビリティ・スタディと同様に、原子力メーカー4社との共同研究のもとに実施されている。共同研究先は16課題それぞれについて、フィージビリティ・スタディにおける分担内容、各社のタンク型炉設計の特徴、技術提携先などを参考に決定した。

各課題とも、当所と共同研究先それぞれの特徴と施設を最大限に活かすよう実験および解析を分担して実施し、共同で結果の

検討・評価を行う。

研究推進体制を図3-2-2に示す。研究推進の中核をなすのは耐震構造、熱流動、高温材料、機器小型化の各ワーキンググループ(以下WGと略す)であり、それぞれ当所土木研究所耐震構造部、環境部、エネルギー研究所機械部が研究の実施を担当する。各WGはいくつかの課題をまとめて分野別に構成されており、これら課題の研究計画、経過、成果などについても評価・検討を行う。WGのメンバーは当所および共同研究先の担当者で構成されるが、実証炉設計との調整、連絡のため電事連高速炉準備室からも参加する。

4つのWGの他に、プラント設計や設計基準など、全体システムに関連する課題を検討したり、各種情報を処理するためにシステムWGが設置されており、各WGからメンバーが参加する。

実用化研究幹事会は、各WG間の研究調整、協力、連絡を行うことにより、この実用化研究プロジェクトをまとめあげていくことを目的としている。

FBR委員会は、当所のFBR研究全体の推進に関して、各所の総合調整をはかるために設置される。

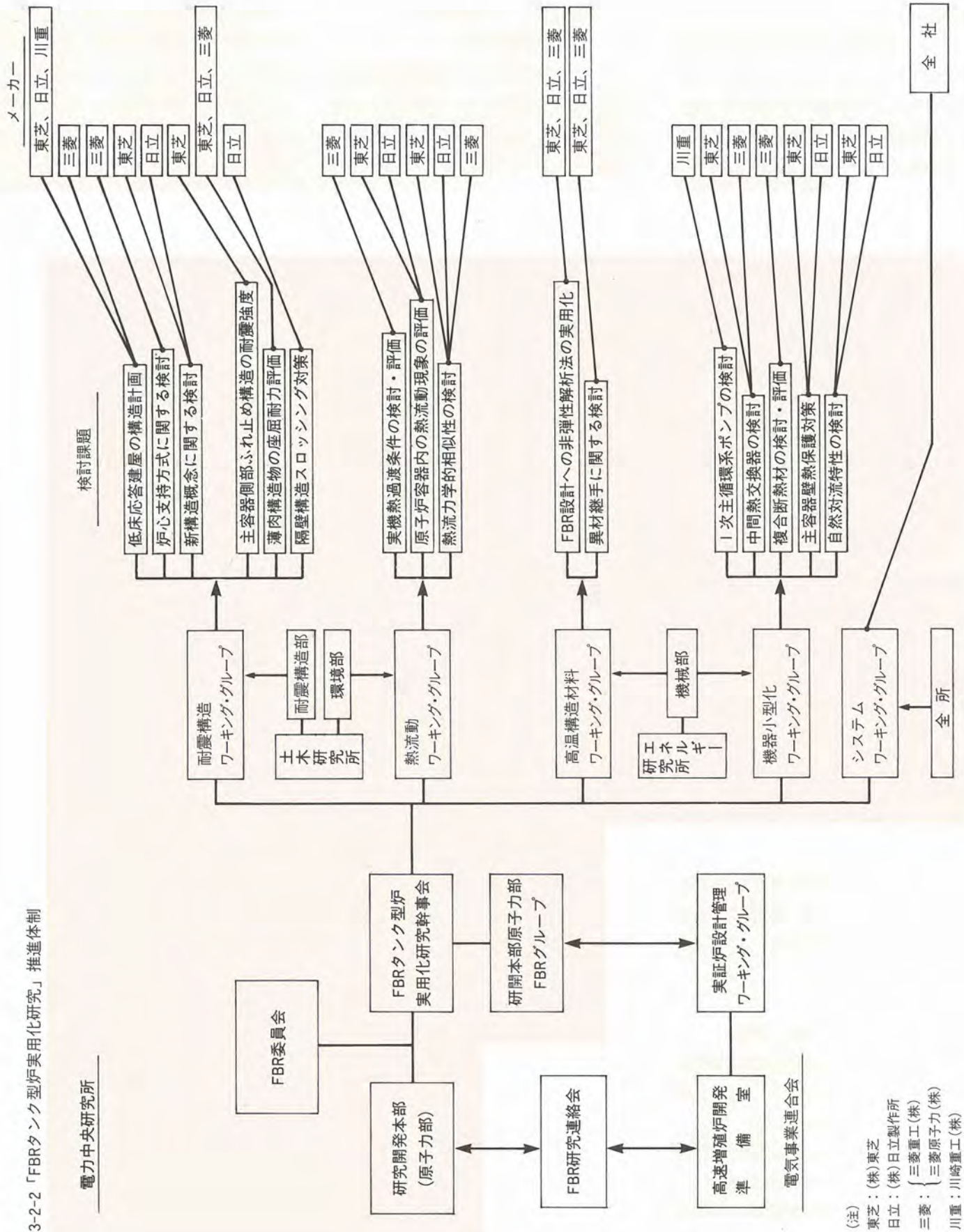
実用化研究は実証炉設計研究と時期を同じくして、昭和59～61年度にかけて実施される。各課題の概略のスケジュールを図3-2-3に示す。

## 3-2-4 国際協力の活用

これまでのFBR開発は、各国とも大量の研究開発資金を投入し、一国の体面をかけて開発を競うような一種のコンクールの要素もあった。これは、とめどもなく延びるエネルギー需要に対して、資源の制約から解放し、真のエネルギー・セキュリティを確保する一つの切札的な存在としてFBRが位置づけられており、FBR開発がエネルギー戦略上極めて重要な位置を占めていたことによる。

しかし、2度のオイルショックにつづく

図3-2-2 「FBRタンク型炉実用化研究」推進体制



(注)  
 東芝：(株)東芝  
 日立：(株)日立製作所  
 三菱：{ 三菱重工(株)  
           { 三菱原子力(株)  
 川重：川崎重工(株)



世界経済の停滞とエネルギー節約の徹底から、エネルギー資源的に若干余裕ができ、コストも低下したため、FBR開発に少し時間的余裕が出て来た。この結果、各国とも費用と便益のバランスを考え、経済原理にかなった、現実的なFBR開発を指向することとなった。

最近、FBR開発に関する国際協力が活発化しているのは、膨大な資金を必要とするFBR開発に各国が二重投資することをできるだけ避け、国際的なコンセンサスのもとで資金効率良く開発を推進するためである。特にヨーロッパにおいては、EC諸国を中心とした実証炉開発に関する国際協力が急進展を見せている。

わが国においても、従来からの動燃事業団を中心とする欧米諸国の政府機関との国

際協力のほかに、最近、電気事業による外国民間機関とのFBRに関する国際協力の動きが活発になって来ている。たとえば、電気事業では、昭和58年12月に電事連と米国電力研究所(EPR I)との間で、実証炉設計に関する情報交換の覚書が交換されたし、ヨーロッパ諸国との国際協力も進められている。

当所においては、従来EPR Iとの間で結ばれていた情報交換・共同研究の協定の範囲に、FBRに関する研究を含むことで双方が合意(昭和58年5月)したのを受けて、昭和59年度より情報交換と共同研究を実施する計画が進められている。

情報交換は、当所とEPR Iそれぞれが実施したFBR研究の成果を相互に交換す

るものであり、共同研究は、一方が計画している研究が他方の研究推進に役立つ場合や、同様の研究計画を持っている場合には、双方が資金を出し合って効率よく研究を進めようというものである。昭和59年度には前述した実用化研究を中心として、双方からそれぞれ2~3項目の共同研究が提案されており、現在調整が進められている。

また、英国のNational Nuclear Corporation (NNC)との間でも、情報交換と研究協力の話が進められており、研究協力に関しては、実用化研究で実施されるナトリウム試験の1つを、英国 Risley 研究施設において実施することとなっている。

その他に、フランス電力庁(EDF)の研究所と、タンク型FBRの熱流動に関する情報交換も考慮中である。 ●



1/10縮尺全体構造模型(炉心上吊り方式)の隔壁構造部分

# おわりに

以上に、この3年間に行ったフィージビリティ・スタディの概要を紹介し、今後の計画について述べた。ここで3年間をふり返ってみるとフィージビリティ・スタディは極めて内容の豊富な大型研究であったように思われる。

フランスのリオンの南、ローヌ河のほとりに120万kWのスーパーフェニックスが着々と建設され、25万kWのフェニックスの長期にわたる極めて良好な運転実績も伝えられる時、そのようなタンク型FBRが日本に建設され得るかどうかの疑問に答えることを意図したこのプロジェクトの意義は大きかった。

まず最初に驚いたのは、共同研究者としてこのプロジェクトに参加した各メーカーの意欲的な取組み方であった。

耐震条件等検討の基本条件の整理、先行炉設計例の比較整理と全体スケジュールの策定を行った初期数ヶ月に続いて、本プロジェクトの最も印象に残る作業が始められた。それは、本研究で仮定した極めて厳しい耐震条件に対して、ルーフスラブ、炉容器、炉心の支持方法といった全く基礎から原子炉構造を創出していく作業であった。

参加した技術者の意欲的な取組みによって実に多くの構造設計案が提出され、一時はそれらの議論をスケジュールに合わせて的確に収斂させることが出来るかどうかさえ危ぶまれたほどであった。各種の小型モデル実験と解析の繰り返しを併行させて、やがて、基本的に2種類のアプローチを選ぶことになった。

A案として、外国の先行設計例の概念を

重視した構造、B案として、わが国における耐震性に重点を置いたわが国独得の構造の2種類である。前者が、炉心横吊りまたは下置きで、炉心支持等の重要構造物を低温ナトリウム域に置くことを重視したのに対して、後者は水平動・上下動何れの地震に対しても、炉心と制御棒の相対位置がより簡明に固定されることを重視したものである。

構造成立性の解明における主な技術的課題としては、内部流体の制振効果、熱応力の緩和と耐震との協調、振れ止め支持部の荷重配分、ルーフスラブの熱荷重および地震荷重と変形、ナトリウムの成層化現象および自然対流、内部隔壁構造の創出、そして燃料移送設備レファレンス設計とその評価等が印象的であった。

今後、実設計の検討においてさらに詳細に詰めるべき技術的課題や設計合理化に関する多くの事項を提案し、一応基本的成立性の評価という目的を達して、昭和59年度から、タンク型炉実用化研究に移行することになる。

最後に、タンク型FBRフィージビリティ・スタディ終了にあたって、その成果について次のように結言したい。

## 『タンク型FBR フィージビリティ・スタディ を終了して』

電力中央研究所は、昭和56年度から3年間FBRに関する大型研究を実施した。

この研究は、フランスのスーパーフェニ

ックスのようなタンク型概念による大型FBRが、日本の厳しい耐震条件において成立するかどうか立証することを目的としたものであった。

研究は、メーカーと共同で、大小多くの模型実験と解析を繰り返し行った大規模なもので、研究費総額は約70億円であった。

タンク型概念のFBRの研究は、わが国で初めてであり、全く基礎から原子炉の構造を組み上げ、広範囲の技術で、当所の土木研究所、エネルギー研究所、日立、東芝、三菱、そして川崎重工の技術者100名以上が参加した。

研究の主な課題は次の5課題に分けられた。

- (1) 原子炉構造の耐震特性
- (2) 原子炉上部構造の熱・荷重変形特性
- (3) 原子炉容器内隔壁構造
- (4) 原子炉容器内流動特性
- (5) 燃料移送設備の耐震作動特性

各種の分野にわたり、約30のコンピューター解析コードが開発・整備され、20種類以上の模型実験によって検証された。

外国の設計例を重視したものと、わが国独自の発想によるものの、2種類の原子炉構造案を作り、解析と模型実験を繰り返して、遂に昭和58年秋わが国に成立する大型タンク型FBRの構造が生み出された。この3年間に出願された特許・実用新案は100件を越えた。

予期した以上のものとなったこのフィージビリティ・スタディの成果は次のように要約される。

- (1) わが国の厳しい耐震条件と高温条件を満足する安全な100万kW級タンク型炉の基本構造として、炉心上吊り方式と低温域支持方式の2つの設計概念を作り出した。
- (2) 多くの模型実験により、内部流体の効果、炉容器の支持等、タンク型炉設計の基盤となる構造解析技術を構築した。
- (3) タンク型炉が、経済的にも安全性からも、実用化を果すためには、たとえば座屈評価、非弾性解析等が重要であることを把握するとともに、設計合理化として低床応答建屋、原子炉容器内装機器の小型化等、今後実施すべき研究開発課題を明らかにすることができた。
- (4) タンク型FBRの実用化に向けて、民間としての研究開発の大きな一歩を踏

- み出した。
  - (5) 電力中央研究所および電気事業連合会高速増殖炉開発準備室、すなわちユーザーの技術研究者と、メーカーの設計技術者との深い融合の形で共同研究を成功させ、民間研究の進め方の新しい形を作った。
  - (6) 多くの小型モデル実験で基本構造を生み出していく手法は、海外での注目を集める成果を挙げ、FBRの国際協力にわが国が大きく貢献し得る基盤を築いた。
  - (7) 技術開発における各メーカーの基盤分野での協調と、設計分野での競争を盛り上げることに成功した。
- 電力中央研究所では、このフィージビリティ・スタディで得たタンク型炉に関する

技術的知見を基盤に、昭和59年度からFBRタンク型炉の実用化のための研究を開始した。

この「FBRタンク型炉実用化研究」は、電気事業による実証炉合理化設計と併行して行われ、電気事業連合会高速増殖炉開発準備室と十分な連絡のもとに、成果を設計に反映することになっている。

研究はコスト低減を目的とした設計の合理化と、構造信頼性の確立を基調としており、やはりメーカーとの共同研究により実施する。

すなわち、耐震構造の合理化、機器の小型化、構造物の健全性、流動伝熱評価などの分野で16項目の研究課題を選定し、国際協力も有効に活用しながら、研究の推進を図る。

## 関連する主な研究報告書

1. タンク型FBRフィージビリティ・スタディ中間報告書(昭和56年度) No.A82001 エネルギー技術開発本部 57年7月
2. タンク型FBRフィージビリティ・スタディ中間報告書(昭和57年度) No.A83002 研究開発本部 58年8月
3. タンク型FBRフィージビリティ・スタディ最終報告書(昭和58年度) 研究開発本部 59年5月
4. 高速増殖炉における熱流動の研究に関する調査報告(調査報告) No.380017 土木研究所 環境水理部 55年12月
5. プール型FBRの概念設計について(調査報告) No.281003 エネルギー研究所 高速炉特研 56年6月
6. 付着残留ナトリウム量の評価(その1) 実験装置の概要と予備実験結果 No.280049 エネルギー研究所 高速炉特研 56年7月
7. 高温ナトリウム中における高速炉材料の腐食の調査(調査報告) No.281050 エネルギー研究所 防食化学研究室 57年4月
8. 付着残留ナトリウム量の評価(その2) 燃料バケット牽引部材のナトリウム付着試験 No.282004 エネルギー研究所 高速炉特研 57年6月
9. 単一円管噴流の乱流計測 No.382005 土木研究所 環境水理部 57年8月
10. タンク型高速増殖炉主容器内熱流動に関する研究—円筒器内の流動および温度成層化に関する水理実験と解析— No.382004 土木研究所 環境水理部 57年9月
11. 無液面SGにおけるNa—水反応時の圧力上昇に関する2、3の考察 No.282019 エネルギー研究所 高速炉特研 57年10月
12. FBR原子炉容器内熱流動に関する調査報告書 No.382003 土木研究所 環境水理部 57年12月
13. 無液面型蒸気発生器におけるNa—水反応時の圧力上昇に関する考察(その2、直管型の場合) No.282042 エネルギー研究所 高速炉特研 58年2月
14. 振動法によるナトリウム中のキャビテーション損傷(その1)—実験装置の概要と予備実験結果— No.282070 エネルギー研究所 高速炉特研 58年2月
15. 有限要素法による熱流動解析コード「FEAT」の開発 No.282057 エネルギー研究所 高速炉特研、京大理学部 高速炉特研 58年2月
16. タンク型高速炉隔壁構造部の熱伝達に関する研究(その1)—成層化液体金属中の自然対流熱伝達特性— No.282059 エネルギー研究所 高速炉特研 58年3月
17. 有限面に衝突する円形噴流の流動特性 No.383011 土木研究所 環境部 58年8月
18. 2次元プレナム内の乱流計測と2方程式乱流モデルによる解析 No.383012 土木研究所 環境部 58年11月
19. 温度成層化現象に及ぼすレイノルズ数およびリチャードソン数の影響 No.383013 土木研究所 環境部 58年11月
20. タンク型高速炉隔壁構造部の熱伝達に関する研究(第2報)—一層化閉領域内液体金属中の自然対流熱伝達特性— No.283024 エネルギー研究所 機械部 58年11月
21. タンク型高速炉隔壁構造の熱伝達に関する研究(第3報)—中間プレナム内定常時流動可視化実験および「FEAT」コードによる解析— No.283025 エネルギー研究所 機械部 58年12月
22. 断熱材および断熱構造に関する調査—タンク型高速増殖炉への適用—(調査報告) No.283017 エネルギー研究所 流体研究室 58年12月
23. PLBRの運転性に関する設計評価(調査資料) No.283004 エネルギー研究所 流体研究室 59年2月
24. LMFBRのカバーガス空間中におけるふく射伝熱 No.283086 エネルギー研究所 流体研究室 59年3月
25. タンク型FBR燃料移送バケット走行状態の音響による検知 No.283072 エネルギー研究所 流体研究室 59年5月
26. タンク型FBR用燃料移送室のナトリウムベーパー・ミスト挙動および設備への影響評価 No.283083 エネルギー研究所 流体研究室 59年5月
27. タンク型高速炉隔壁構造部の熱伝達に関する研究(第4報)—一閉領域内成層化流体の過渡時自然対流特性— No.283087 エネルギー研究所 機械部 59年6月

本部／経済研究所 東京都千代田区大手町1-6-1 ☎(03)201-6601 ☎100

我孫子事業所 千葉県我孫子市我孫子1646 ☎(0471)82-1181 ☎270-11

赤城試験センター 群馬県勢多郡宮城村苗ヶ島2567 ☎(0272)83-2721 ☎371-02

柏江事業所 東京都柏江市岩戸北2-11-1 ☎(03)480-2111 ☎201

武山試験研究センター 神奈川県横須賀市長坂2-6-1 ☎(0468)56-2121 ☎240-01

UHV塩原実験場 栃木県那須郡塩原町関谷1033 ☎(0287)35-2048 ☎329-28

## 編集後記

ながらくお待ちせしました。電研レビュー第9号「高速増殖炉—タンク型炉の実用化に向けて」をお届けしました。ご一読いただきましてありがとうございました。

本号の編集にあたっては、研究開発本部を始めとするFBR関係者に絶大なるご協力をいただきました。紙面を借りて深く謝意を表させていただきます。

さて、先号での予告通り、本号より新編集を試みさせていただきました。

新編集では、主に、当所のプロジェクト研究の概要を一冊で読みとれるように工夫しており、第1章では、研究の全体像を、2章では具体的な内容を、最終章では、今後の計画を述べ、また、第2章の3節は、成果について、簡潔にまとめております。

お約束通り、研究のカタログ誌からの脱皮ができたかどうかは、読者諸兄のご観察におまかせいたします。

### ● 学際的なものと事務屋 ●

3年間にわたるタンク型FBRフィージビリティスタディが成功裡に終了した。技術的な成果については、本文をお読みいただくとして、異なる分野、異なる組織の第一線の研究者が競争と協調の精神のもとに、短

期間に多くの成果を産み出した点に注目したい。

日本語では学際的、英語では Inter-disciplinary という、異なる分野間での協力を表すこの形容詞は、工学や社会一般で、境界領域を含んだ総合的な仕事がふえるにつれ、よく使われるようになっているが、異なる分野間での協力は、そう易しくない。

分野、分野でバックグラウンドが違い、思考形態もまた違って来るからである。

明らかな違いであれば、お互いにすぐに気付き、相互調整をすることが比較的容易であるが、僅かな違いであるために、「違い」が存在することに気付かない場合が意外とやっかいである。

言葉のもつイメージについての各々の微妙な色あいの差もその一つである。例えば、「測定」、「計測」、「観測」などのほぼ同様の内容を表す言葉があるが、分野ごとに、それぞれ微妙なニュアンスの差や、使いわけがなされているようである。

このような場合、単純な話であれば、問題はないが、話が複雑になってくると、同じ話をしていると思いつつ、お互いに全く違うことを理解しているという妙なことになる、つみ重なると、大きな誤解をまねくことにもなりかねない。

本フィージビリティ・スタディでは、そのあたりのノウハウも数多く得られ、目に見えない貴重な成果として蓄積されて、今

年度から開始した実用化研究に大いに役立っていくであろう。

ところで、本レビューもある意味で原稿を提供する研究部門と編集を行う事務部門という異なる分野間の協力の産物である。さらに言えば、わが広報部も研究職と事務職によって構成された混成部隊である。

当然、編集方針や掲載する原稿の表現法についての微妙なニュアンスの差があるが、「技術移転」の一助にしたいという目標のもとに、むしろ考え方の相違をプラスに転換させて、事務部門だけでも、研究部門だけでもできないユニークな技術広報誌になっているのではないかと、うぬぼれさせていただいている。

当所の中だけみても、年々、研究が巨大化、複雑化していくに従い、企画関係のみならず、総務、経理、資材、労務など、ほとんどあらゆる事務分野で、単純な役割分担の範囲ではとらえきれない、より密接な、研究—事務部門の相互乗り入れ的な協力の必要性がましている。

そして、相互により深い理解が必要とされる訳であるが、本レビューは、そのような用途にも、利用いただけるのではないかなと思う。編集者のささやかな願いとしては、事務部門の方からもレビューに対するご感想をお聞かせいただきたいのであるが、いかがなものだろうか。 ●

**R**