

本資料は 〇/年 7月 3/日付けで登録区分、
変更する。

[技術情報室]

基本仕様選定にかかわる設計研究 (58年度)の概要

1984年11月

動力炉・核燃料開発事業団
高速増殖炉開発本部

この資料は、動燃事業団の開発業務を進めるため、限られた関係者だけに配

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

基本仕様選定にかかわる設計研究（58年度）の概要

1984年11月

川島 協^{*}，清水一民^{*}，古平 清^{*}，佐々木修一^{*}

要

旨

本報告書，メーカーに委託し58年度に実施した「基本仕様選定にかかわる設計研究」について，目的及び成果の概要についてまとめたものである。

なお「基本仕様選定にかかわる設計研究」は，東芝，日立，富士，三菱の4社に委託し，タンク型炉について主要構造物の検討と技術の適用性の検討をループ型炉と比較しながら行った。その成果は「基本仕様選定にかかわる設計研究（その1）～（その4）」に報告書とまとめられている。

* FBR本部，開発調整室，実証炉ブロック

目 次

1. はじめに	1
2. 主要構造物の検討	3
(1) 原子炉構造支持部構造の検討	4
(2) 原子炉容器内隔壁構造の検討	19
(3) 炉壁断熱方法の検討	24
(4) 炉内流動の検討	29
(5) 主要機器構造物の耐震設計条件の検討	40
(6) ディッププレート構造の検討	49
(7) 大型コンポーネントの製作性の検討	51
3. 技術の適用性の検討	59
(1) 炉心燃料	60
(2) 炉心まわりしゃへい	64
(3) 燃料取扱設備	67
(4) 主容器内計装	72
(5) 崩壊熱除去系	81
(6) プラント動特性	85
(7) 大型容器の予熱，保温性	91
(8) 腐食生成物および核分裂生成物の低減策と補修性	95
(9) 誘導放射化の検討	95
(10) ISIおよび保修方法	96
(11) 主要構造物の耐震性と地盤条件の関係	97
(12) 技術的には起るとは考えられない事象についての検討	100
(13) ナトリウム火災対策の概念	106
(14) 格納容器の設計条件	106
4. あとがき	116

1. は じ め に

我が国では「常陽」「もんじゅ」設計、建設、運転の経験を通じて集積した技術および関連する研究開発の成果を踏まえて昭和52年度以降実証炉のための設計を進めてきている。高速増殖炉には大きく分けてループ型とタンク型の二つの型式がある。我が国では、実験炉、原型炉の設計を行うに当たってこの二つの炉型について比較検討を行って両段階とも決定的な優劣はつけ難い。より好ましい炉型式としてループ型を選んできた。動燃事業団が実証炉を念頭においた大型炉の設計研究を始めるに当たっても同様の炉型比較を行っており、現在までループ型について設計研究を行ってきた。

最近のフランスなどにおけるタンク型高速増殖炉の開発実績から、ループ型とタンク型の比較論議が浮かび上ってきた。我が国においても、電力および動燃においても一部、タンク型炉の調査研究、設計研究、試験研究が始められており、実証炉の基本仕様決定時に炉型の比較検討選択も行うべきとの考えが出されつつある。

本設計研究は、従来からのループ型炉の設計研究に加えて、実証炉基本仕様の選定の考え方の準備を行なおうとするものであり、あわせて動燃の判断能力向上とタンク型炉用のR&D計画並びに設計基準類の整備に必要な準備をしておくことを目的とする。

尚本作業は61年度迄に完了する予定であり、本年度は、準備段階として、「常陽」、「もんじゅ」までの技術および実証炉のこれまでの設計研究成果を基礎にしてループ型炉の技術との比較において、

- ① タンク型炉の課題について解決策を検討し、有効性（コスト）、実現性（リスクおよびライセンスビリティ）、開発要素（必要な検討課題）などを摘出する。
- ② タンク型炉プラントないしその機器システムレベルで、ループ型炉との技術の違いを明らかにした上で、不足な技術的検討課題を摘出し、実現性、建設コストの見通しを得る。
- ③ 上記検討を踏えて、タンク型炉に適用した場合の設計基準に必要なもの、修正すべき箇所を明らかにする。

検討対象範囲としては、炉型式による相違点が多いと考えられる部分である、原子炉系および1次冷却系に重点をおくものとし、他系統についても、これらと密接に関係する部分については、これも含めて検討する。

なお、本設計研究の計画・立案にあたっては、実証炉設計技術検討ワーキンググループの検討結果、および社内関係者約100人からの意見を参考にした。（本設計研究に当たっての方針、設

計項目、及びその主旨は、“PNC SN244 84-02 基本仕様選定にかかわる設計研究、技術仕様書の解説書”に詳細が記載されている。

設計作業は、(株)東芝、(株)日立製作所、富士電機製造(株)及び三菱重工業(株)の協力を得て、項目毎に分け、実施した。作業内容は各段階で動燃とメーカー間に設置した設計会議あるいは分科会の場で検討され、その後の設計作業に反映された。また、中間報告会を大洗で開催し、動燃団でこれまで得られているR&D経験が設計作業に反映する努力が払われた。メーカーの作業の結果は以下の報告書にまとめられている。

PNC ZJ201 84-13,	基本仕様選定に係わる設計研究(その1)	東芝
" 202 84-05,	"	(その2) 日立
" 203 84-05,	"	(その3) 富士
" 222 84-05,	"	(その4) 三菱

本報告書は、上記報告書の内容の概要を示したものであり、今後引続いて実施していく設計研究の参考に供したい。

2. 主要構造物の検討

- 2-(1) 原子炉構造支持部構造の検討
- 2-(2) 原子炉容器内隔壁構造の検討
- 2-(3) 炉壁断熱方法の検討
- 2-(4) 炉内流動の検討
- 2-(5) 主要機器構造物の耐震設計条件の検討
- 2-(6) ディッププレート構造の検討
- 2-(7) 大型コンポーネントの製作性の検討

2-(1)-① 原子炉構造支持部構造の検討

建屋・炉構造支持構造（熱-機械荷重分離型，熱-機械荷重共存型），主容器支持構造（溶接構造，フランジ構造），炉心支持構造（円筒胴支持，下部鏡板支持，上部デッキ支持）及びルーフスラブ構造概念の検討，図2-(1)-1，表2-(1)-1～表2(1)-3に検討部位，各種概念の比較を示す。

主要パラメータは，主容器径（15～20m），主容器高さ（15～25m），主要器厚さ（30～100mm），スカート桁高（1.5～2.5m），スカート径（17～27m）である。

a) 炉心支持構造の影響；主容器水平方向剛性は，炉心支持構造角度(θ)によらず一定＜約 $1.5 \times 10^5 \text{ Kg/mm}$ ＞（炉心支持角度が変化してもルーフスラブから炉心先端部までの力の伝達経路変化せず，剛性一定の為），炉心上下方向剛性は，炉心角度が 90° に近い程軟くなる（炉心支持板のコーン形状による剛性増加が期待できなくなる為）

b) 主容器直径の影響；主容器水平方向剛性は，主容器直径が大きくなる程増加する。＜ $(KH_1) \begin{matrix} 1.5\text{m}-1 \times 10^5 \text{ Kg/mm} \\ 2.5\text{m}-2 \times 10^5 \text{ Kg/mm} \end{matrix}$ ＞ 炉心支持板部の剛性は主容器径が大きくなる程，剛性が低下する。＜ $(KV_1) \begin{matrix} 1.5\text{m}-2.0 \times 10^6 \text{ Kg/mm} \\ 2.5\text{m}-0.5 \times 10^6 \text{ Kg/mm} \end{matrix}$ ＞ 発生応力（ S_1 レベル5G付加時）主容器付け根部 $17 \sim 20 \text{ Kg/mm}^2$

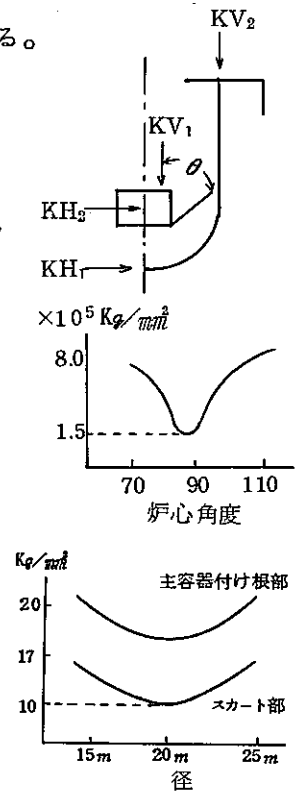
c) 主容器高さの影響；主容器水平方向剛性は，主容器高さが高くなる程低下する。＜ $(KH_1) \begin{matrix} 15\text{m}-2 \times 10^5 \text{ Kg/mm} \\ 25\text{m}-1 \times 10^5 \text{ Kg/mm} \end{matrix}$ ＞ 炉心支持板剛性は，主容器胴が長くなる程，剛性が若干低下する。＜ $(KV_1) \begin{matrix} 15\text{m}-9 \times 10^5 \text{ Kg/mm} \\ 25\text{m}-7 \times 10^5 \text{ Kg/mm} \end{matrix}$ ＞

d) ルーフスラブスカート桁高の影響；主容器水平方向剛性は，スカート桁高によらず一定＜ $(KH_1) 1.5 \times 10^5 \text{ Kg/mm}$ ＞（ルーフスラブの剛性は非常に高く，水平方向の剛性の支配的部位は主容器胴部である）

炉心支持板及びルーフスラブの上下方向剛性は，スカート桁高によらず一定＜ $(KV_1) 8 \times 10^5 \text{ Kg/mm}$ ＞（主容器の振動性状は，ルーフスラブ支持形態に影響しない）

e) ルーフスラブスカート径の影響；主容器水平方向剛性は，スカート径が大きくなる程低下する＜ $(KH_1) \begin{matrix} 22\text{m}-1.5 \times 10^5 \text{ Kg/mm} \\ 25\text{m}-1.3 \times 10^5 \text{ Kg/mm} \end{matrix}$ ＞（ルーフスラブ曲げ剛性の低下による），上下方向剛性はルーフスラブ曲げが作用し，スカート径が大きくなる程低下する。＜ $(KV_1) \begin{matrix} 22\text{m}-8 \times 10^5 \\ 24\text{m}-6 \times 10^5 \end{matrix} \text{ Kg/mm} \right.$

f) 主容器胴板厚の影響；水平荷重を主容器胴にて受け持つとすればどの程度の板厚を必要とするか胴部板厚をパラメータとした評価，検討



主容器板厚は、水平剛性にほぼ線形的に影響している。水平方向の耐震性向上には板厚増が非常に有効 $\langle 30t-4.3 \times 10^5 \text{ Kg/mm} \rangle$ 、上下方向剛性に関しては板厚を増加させてもそれ程剛性増加に有効でない $\langle 30t-7.1 \times 10^5 \text{ Kg/mm} \rangle$ （上下剛性は、ルーフスラブ、炉心支持構造部等に支配されている）

g) シアキー支持効果の影響；シアキー剛性と主容器付け根部応力，先端変位の関係を把握

シアキー剛性が振動特性に効果あるのは 10^7 Kg/mm 程度であり，それ以上剛にしてもあまり効果なし

シアキー剛性 (Kg/mm)	10^5	10^6	10^7
容器付け根部応力 (Kg/mm)	15	8	7
〃先端変位 (mm)	45	23	20

h) 荷重と原子炉構造—応力制限について—主容器板厚における Pm 制限についての検討

- 水平動（5G）上下動（2.5G）作用時の主容器板厚と発生応力の関係（図1—(1)—2, 3）→許容値 1.2 Sm を満足するには，〈シアキー無し〉：主容器厚さ 125 t 但し座屈条件より 200 t 以上が必要，〈シアキー付〉：主容器厚さ約 50 t ，但し座屈条件より 60 t 以上が必要。
- 低床応答 水平（2G）上下動（1G）の場合は 40 t でシアキーなしで座屈及び許容値を満足できる。

<ま と め>

- (1) 炉心支持構造剛性は炉心支持角度に依存する。炉心横吊り及び炉心下置き方式は上下動に対し同程度の耐震性を有する。又，水平方向荷重に対しては横吊りの方が耐震性有利
- (2) 水平，上下方向耐震性に対しては主容器径高さは小さい方がよい。
- (3) 原子炉構造水平，上下耐震性に及ぼすルーフスラブ支持方式の影響はほとんどない（ルーフスラブ支持方式は，製作性，メンテナンス性等を重視した選択が必要）
- (4) 原子炉支持部構造仕様は，主に地震荷重条件により決定される。

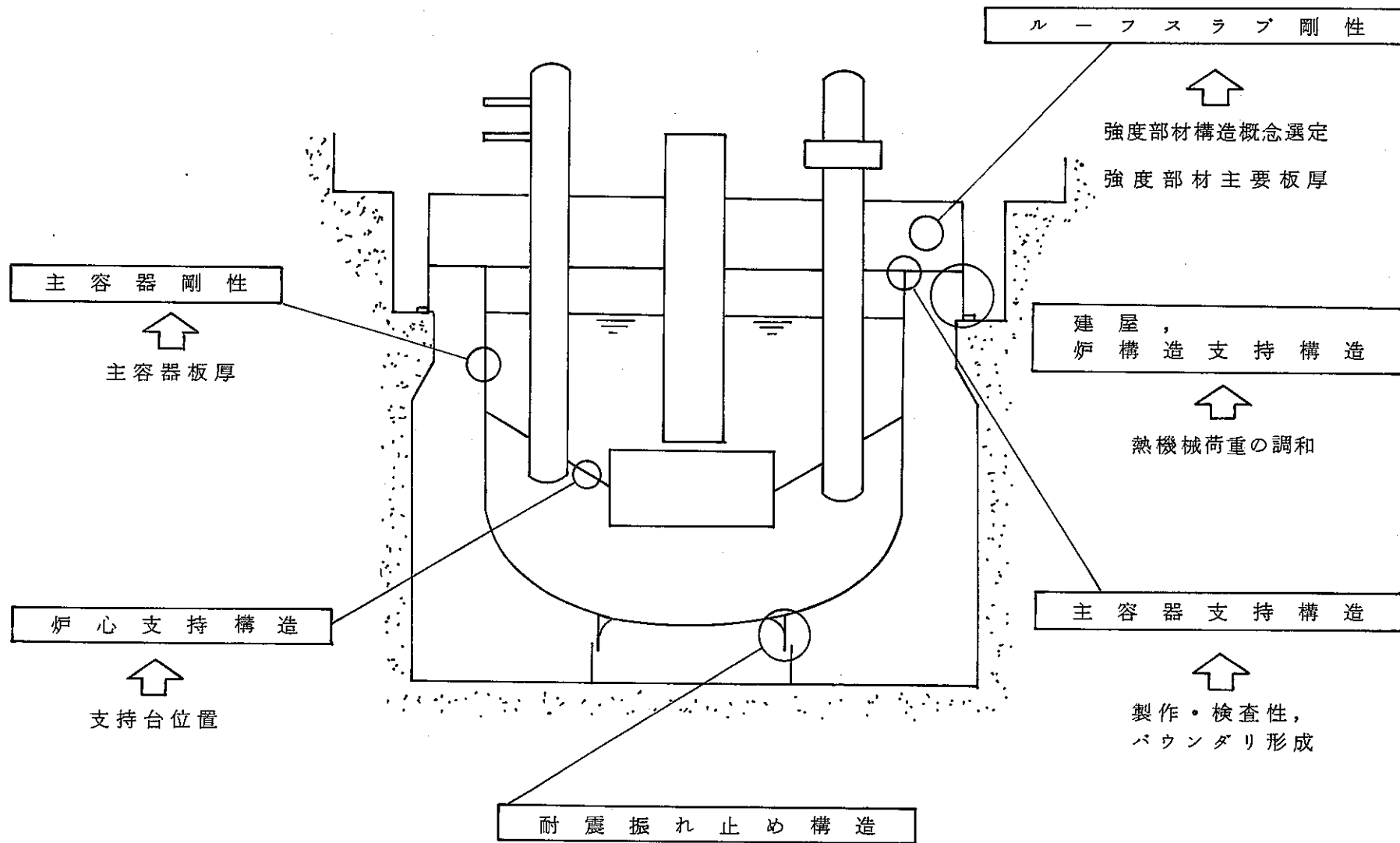


図 2-(1)-1 タンク型炉主要支持部構造の検討部位

表 2-(1)-1 ルーフスラブ支持構造概念比較

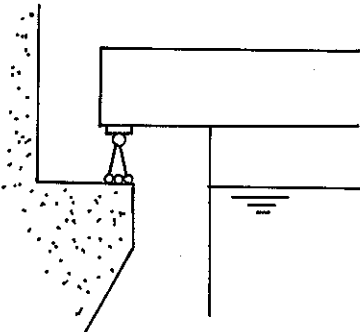
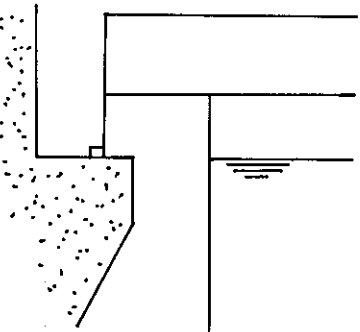
概 念	特 徴	設 計	製 作 ・ 検 査	成 立 性 の ポ イ ン ト
	<p>熱・機械荷重 分 離 型</p>	<p>(1) 熱荷重が解放される ので構造解析単純 (2) ルーフスラブ冷却シ ステムに対する制約少 (3) 信頼性のある摺動構 造の設計データ不足 (大規模 R & D 要)</p>	<p>(1) 動的機構(摺動)の プラント供用中の機能 維持の保証</p>	<p>(1) 長期信頼性を有する 摺動部構造の実現性</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p>最終的な確認を得るに は長期な年月が要</p>
	<p>熱・機械荷重 共 存 型</p>	<p>(1) 構造概念設計には熱 荷重(冷却システムと 関連), 地震荷重等の 整合要</p>	<p>(1) 構造体として単純で あり, 製作・検査, 品 質管理が容易</p>	<p>(1) 我国の耐震条件に合 致する剛支持構造と熱 変位吸収を両立させる 構造の存在の有無</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p>基本的には解析で判断 可(但し, 解析の信頼 性確認試験要)</p>

表 2 - (1) - 2 主容器支持構造概念の比較

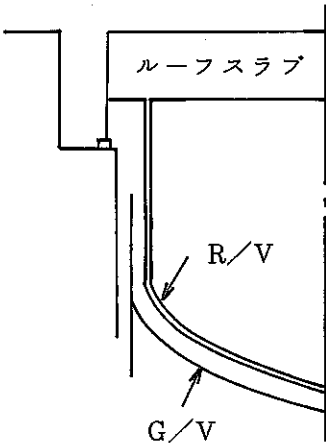
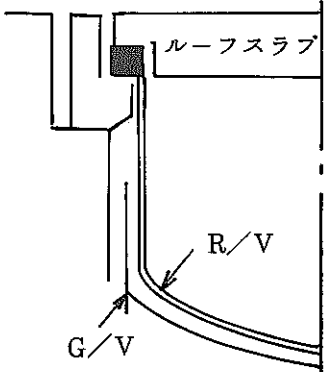
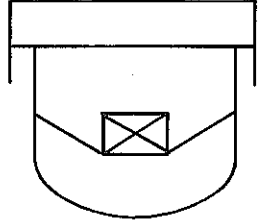
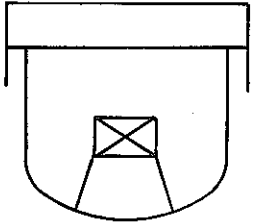
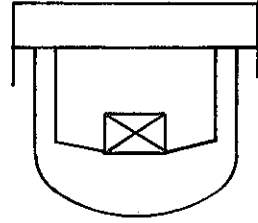
		概 念	技術的課題（見解）	先 行 例
溶接構造	異材継手構造 { R/V SUS R/S C/S		(1) ISI適用性 (2) 異材継手 溶接技術	CRBRP PHENIX PFR S.PHENIX CDFR GE.PLBR WH.PLBR
	同種継手構造 { R/V SUS R/S SUS			
フランジ構造			(1) 構造複雑／単純化 <ul style="list-style-type: none"> • シール部構造 • 検 査 • 熱膨張吸収 • 冷却配管配置 (2) 大型フランジ生産技術／規格適応性	常 陽 もんじゅ AI.PLBR 他 実験炉

表 2 - (1) - 3 炉心構造物支持方法

案	A	B	C
構造例			
型式	円筒胴支持	下部鏡板支持	上部デッキ支持
適用プラント	GE, WH	PHENIX, CFR SUPER PHENIX	PFR
特徴	<ul style="list-style-type: none"> (1) 炉容器に対する荷重作用の影響が比較的少ない (2) 支持構造物が大型になる (3) 支持構造物と炉容器壁温度は出来るだけ一致させる配慮が必要 (4) 水平地震動に対し剛性大 	<ul style="list-style-type: none"> (1) 支持構造物が軽量 (2) 支持構造物の鏡板取付部に対する荷重作用の影響が大きい (3) 耐震(横荷重)に対する配慮が必要 	<ul style="list-style-type: none"> (1) 炉容器への荷重作用がない (2) 支持構造物が大型複雑になる (3) 鉛直地震動に対して剛性大 (4) 耐震(構荷重)に対する配慮が必要

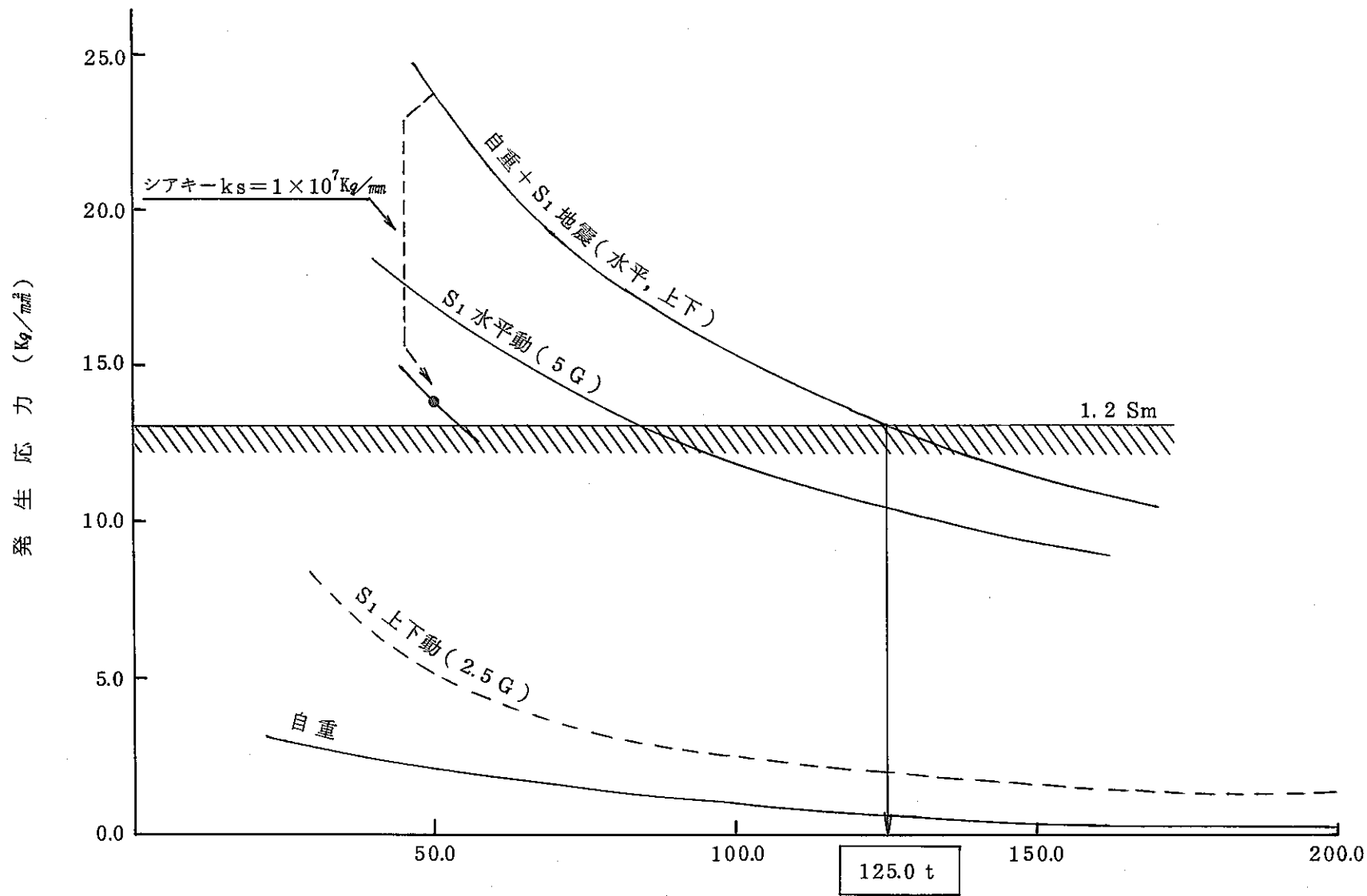


図 1-(1)-2 一次一般膜応力制限よりの炉容器必要板厚

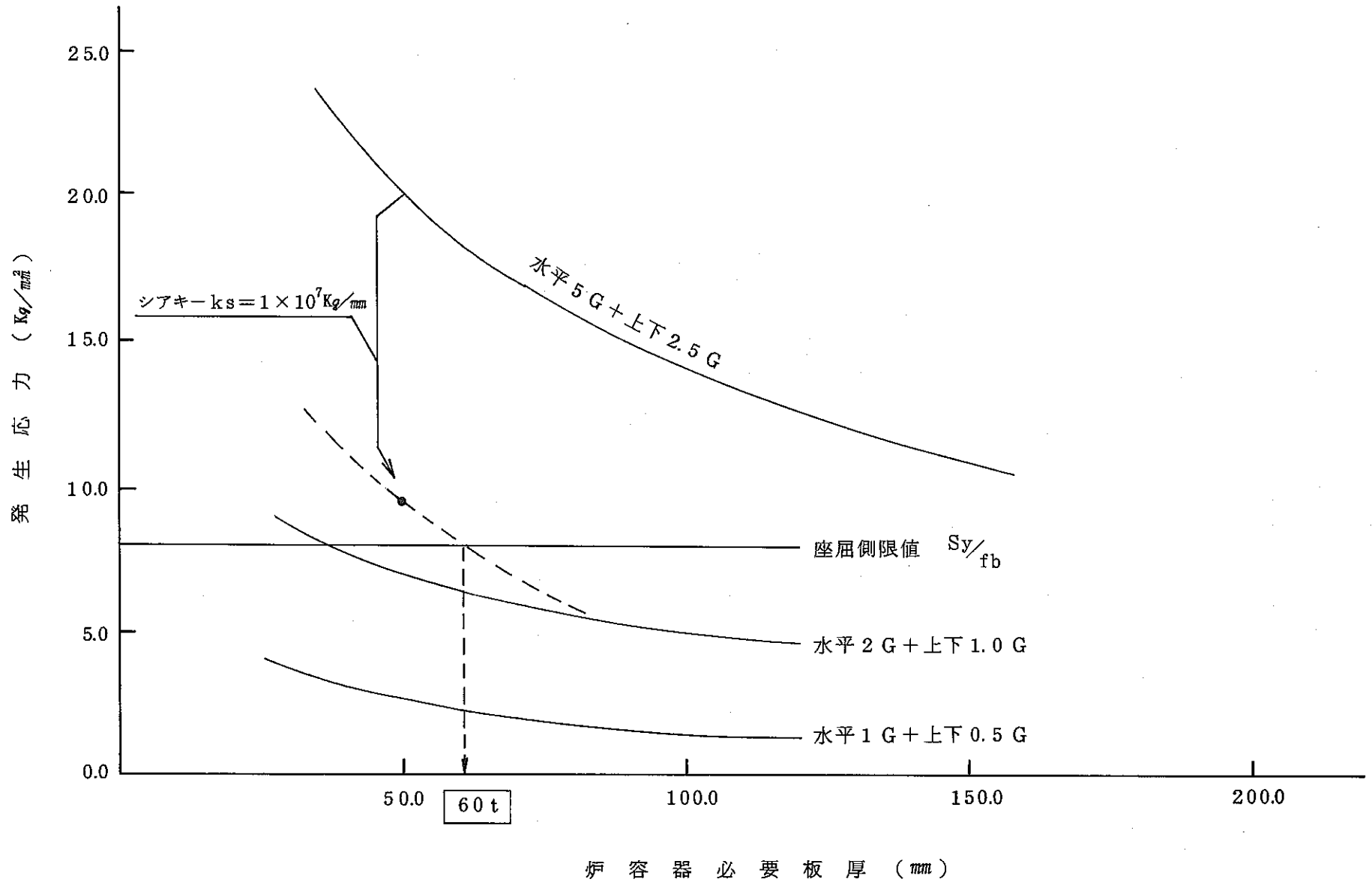


図 1-(1)-3 座屈制限よりの炉容器必要板厚

2-(1)-② 原子炉構造支持構造の検討

主容器・ルーフスラブ支持構造，炉心支持構造物支持構造について振動特性を明らかにし，各部構造を検討（図2-(1)-4～図2-(1)-5，表2-(1)-4～表2-(1)-8）

1) 主容器・ルーフスラブ支持構造

支持構造設定の要因分析（耐震性，熱的条件，建設性，検査性），⇒ 主容器・ルーフスラブ依存型を選定（耐震性，ルーフスラブ小径化等に有利）

・主容器・ルーフスラブについて；耐震特性サーベイ（固有値，応答変位，応力，剛性），支持構造概念の検討（熱的特性，雰囲気分離，放射線遮蔽，検査性，建設性等）

・ループとの比較

① 耐震性…〔水平地震〕 固有振動数；主容器～6 Hz（同じ板厚の炉容器10 Hz以上），主容器応答クリティカルな場合は，主容器側（板厚増ほか）で対策が必要

〔鉛直地震〕 タンクとループ（径 $\frac{1}{2}$ ，全体重量 $\frac{1}{2}$ と仮定）では，タンクの剛性がループに比べ1桁低下するため，支持構造はループ型より剛構造が必要

② 熱変形…径が大きく，熱膨張も大，熱変形に対する裕度も高くとる必要有

2) 炉心支持構造物支持構造；水平及び鉛直の炉心相対変位の低減に与える影響が大きいと考えられる主容器（軸長），ロッキング防止構造（剛性，流体制振効果）について検討

・耐震特性サーベイ ・主容器軸長に関する検討（軸長14.5，16.0，18.5 m）…軸長が長い程，固有振動数低下，主容器先端での変位増，座屈応力が増し裕度が減少

・ロッキング防止機構の検討（振れ止め板厚5，25，50 mm）…炉心振れ止め板厚が増すと炉心頂部変位が減少

・液体制振効果の検討…流体の付加質量効果を取り入れると固有振動数は低下，刺激係数は大巾に緩和される。

・支持構造概念の検討 ⇒ 上部支持，側部支持，下部支持の3方式について耐震特性（主容器系の振動特性，上下相対変位，水平相対変位），熱流動特性（プレナム流動，支持構造物のうける熱過渡）の特徴を整理 ⇒ 支持構造形態は，主容器の健全性でなく，炉心支持機能性（変位制限）が主要因となって決定。

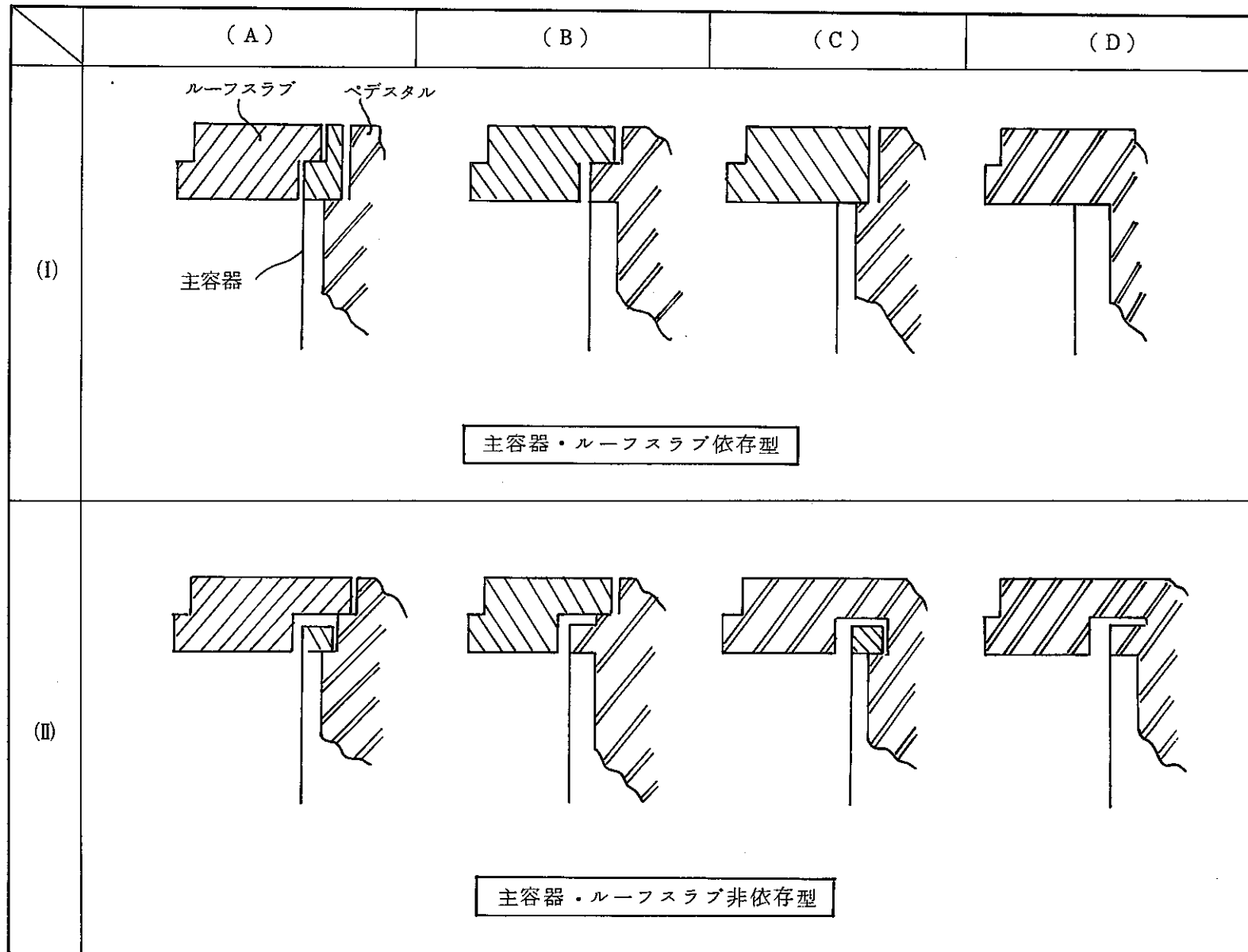


図 2-(1)-4 主容器, ルーフスラブ支持構造概念

表 2 (1) - 4 主容器 ルーフスラブ依存型・非依存型の特徴

	I	II
耐震性	ルーフスラブ小径化のポテンシャルがあり，上下地震に対し有利	主容器支持部の外側にルーフスラブ支持部を設けるため，ルーフスラブの径が大となり，上下地震に対し不利。
検査性	主容器の溶接部への接近性が比較的容易	主容器の溶接部へ接近するには，ルーフスラブ支持部を貫通する必要があり，比較的困難
熱的条件	支持条件に依存する	
建設性		

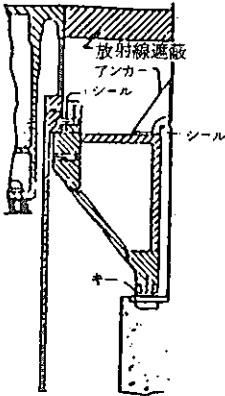
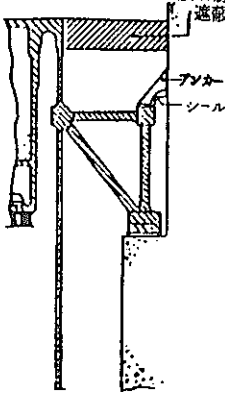
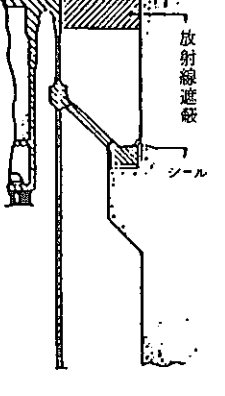
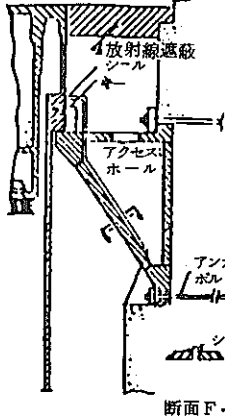
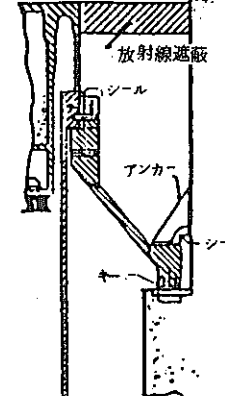
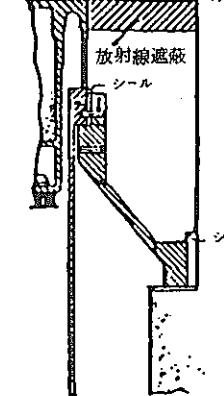
表 2 (1) - 5 主容器の支持方式の特徴

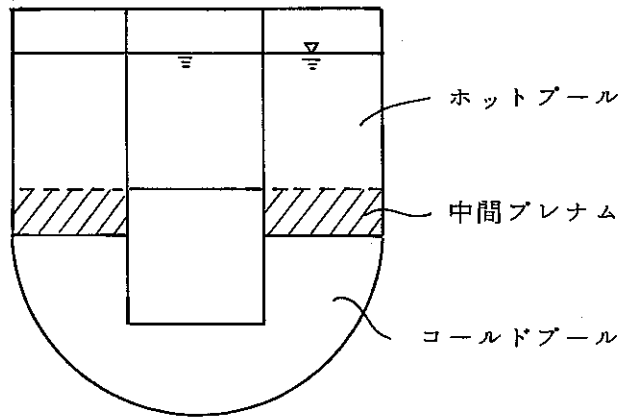
	スライド式(フランジ支持)	固定支持
耐震性	<ul style="list-style-type: none"> 主容器の固有振動数に与える影響に有意な差はない。 	<ul style="list-style-type: none"> ルーフスラブが主容器荷重を支持しているため，上下地震上や不利。
熱的条件	<ul style="list-style-type: none"> 熱膨張応力はスライドにより回避可能 	<ul style="list-style-type: none"> 異材溶接継手の使用が考えられるため，異材継手部を等温かつ低温に保つ必要がある。
検査性		<ul style="list-style-type: none"> 異材継手部は体積検査が必要となる可能性がある。
建設性	<ul style="list-style-type: none"> 主容器を炉容器室内に吊り込み据付け可能 	<ul style="list-style-type: none"> 炉容器室内の組立て溶接作業が必要となる。

表 2 (1) - 6 ルーフスラブ支持方式の特徴

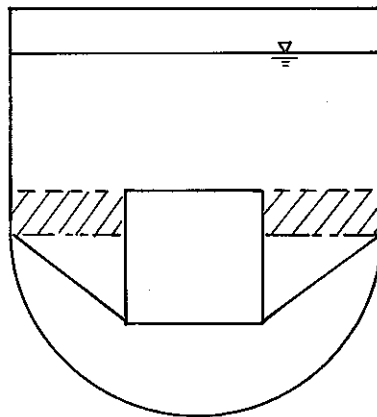
	スライド方式	固定支持
耐震性	<ul style="list-style-type: none"> ○ルーフスラブの耐震特性上特に不利な点はない。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ルーフスラブ熱膨張吸収のため曲げ部材（スカート）による支持が必要となり，支持部剛性が低下する。
熱的条件	<ul style="list-style-type: none"> ○スライドにより熱膨張応力を回避 	<ul style="list-style-type: none"> ○曲げ部材による熱膨張応力の吸収

表 2-(1)-7 支持部構造概念の比較・評価

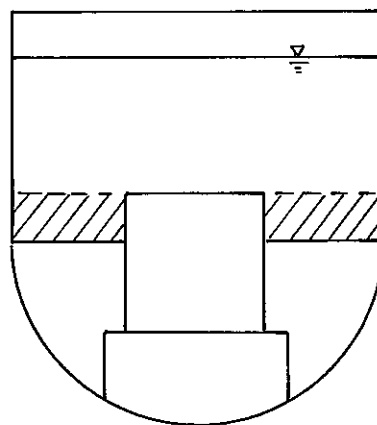
	1	2	3	4	5	6
概念図						
耐震性	二ヶ所にキー構造あり(可)	一ヶ所にキー構造(良)	固定支持(良)	支持構造剛性大(秀)	二ヶ所にキー構造(良)	固定支持(優)
熱的特性	二ヶ所のスライド部で熱膨張吸収(優)	主容器フランジ支持部をスライドさせ熱膨張吸収(良)	支持部の弾性変形で熱膨張吸収(可)	キー部でスライドさせ熱膨張吸収、周方向分割構造(優)	二ヶ所のスライド部で熱膨張吸収(良)	支持部の弾性変形で熱膨張吸収(可)
雰囲気分離	シール部は二ヶ所必要	シール部は二ヶ所必要	シール部は一ヶ所	シール部が複雑	シール部は二ヶ所必要	シール部は一ヶ所
放射線遮蔽	放射線遮蔽体が必要	同左	同左	同左	同左	同左
構造健全性	裕度中	裕度中	裕度小	裕度大	裕度中	裕度小
建物側への影響	影響小	影響小	影響小	影響大(アンカーボルト)	影響小	影響小
ISI,メンテナンス性	普通	普通	良	普通	普通	普通
建設性	普通	普通	容易	やや難	難	難
経済性(物量)	小	小	小(支持部はステンレス鋼製)	大	中	中(支持部はステンレス鋼製)
許認可性	異材継手を圧縮部分に配置	同左	同左	同左	同左	同左
評価	—	耐震性と熱的特性のバランスが良く、物量小	構造が単純で建設性良	耐震性の点から最も優れるが、物量大	耐震性と熱的特性のバランスは良いが、物量比較的大	—



上部支持



側部支持



下部支持

図 2 - (1) - 5 炉心構造物支持構造の分類

表 2 (1) - 8 炉心構造物支持構造形態の特徴

支持構造形態	耐震特性			熱・流動特性	
	主容器系の振動特性	上下相対変位	水平相対変位 (CR挿入性)	プレナム流動	支持構造物の受ける熱過渡
上部支持	<ul style="list-style-type: none"> 炉心部重量は上部構造物により支持され、主容器は冷却材保持機能に限定され、荷重条件が軽減される。 従って主容器の耐震特性有利である。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心構造物支持構造が制御棒と同じく上部構造より支持されているため、ルーフスラブおよび主容器の上下変位は相対変位に寄与せず炉心-制御棒上下相対変位を小さくすることが可能。 	<ul style="list-style-type: none"> 本方式では水平方向の適切な振れ止め構造が必要である。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心構造物支持構造がホットプールを貫通しているため、支持構造にフローホールが必要となる。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心構造物支持構造はホットプールの熱過渡を受けることになる。
側部支持	<ul style="list-style-type: none"> 主容器の水平振動特性は支持部から炉心支持点までの長さ (L) で主に支配される。従って、本方式では、上記Lが比較的短いという利点を有するが、支持構造物の重量が大となる可能性があり利点を減ずる傾向がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心構造物支持構造が主容器径のスパンを持つため、上下変位を減少するには、その剛性の増加を図る必要があり、支持構造物重量が増大する。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心部重心位置が、炉心構造物支持点位置に近く出来るため、炉心部のロッキング振動が起りにくく有利である。 	<ul style="list-style-type: none"> - 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心構造物支持構造が、ホットプールとコールドプールの境界部の中間プレナム部に設置されるためホット、コールドプールの熱影響化にある中間プレナム部およびコールドプレナムの熱影響を受ける。
下部支持	<ul style="list-style-type: none"> 主容器支持部から炉心支持点までの距離 (L) は比較的長くなり、主容器の耐震特性上やや不利である。 	<ul style="list-style-type: none"> 主容器の下部に炉心構造物支持構造が設置されるため上下相対変位の減少には、主容器下部の剛性の増加が必要である。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心部重心位置が、炉心構造物支持点位置より上方にあり、モーメントアームを持つため、炉心部のロッキング振動が起り易く、重心位置の低減等の対策が必要 	<ul style="list-style-type: none"> - 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心構造物支持構造はコールドプール低部に設置されるため、ホットプールの影響は受けず、コールドプールの熱過渡を受けるが、コールドプール内の温度成層化等の影響も比較的受けにくく、最も安定した温度領域にある。

2-(2) 原子炉容器内隔壁構造の検討

1. 隔壁構造に対する要求機能；①Hot plenum→Cold plenum間熱損失低減②HP/CP間流動の隔離③炉心支持構造物の熱保護④IHX, Pump等の制振
2. H/Cプレナム間熱損失；①損失割合を炉心出力の1%とするとSUS板で約25mm, Na層で約100mmの厚さが必要(T社), →一方H社は0.1%の損失(約2.5MWt)として, 10cm厚のSUS板+70cmのNa層が必要としている。
(興味ある点はH社は全部で1%の損失とするためには, この計算(隔壁面積200~250m²)では0.1%ぐらいに抑える必要があるとしていることである。T社はそのままの値で計算)
(図2-(2)-1)
3. 中間熱交換器等シール(機能としては, HP/CP間Na漏洩の抑制, 及びルーフスラブ/隔壁間熱膨張差対応)(表2-(2)-1)
 - ① マノメータシール方式：④シール性能安定⑥ルーフスラブ貫通孔若干大③ガス供給系必要①地震時スロッシング要検討
 - ② ベローズシール方式：④シール性能要確認⑥ルーフスラブ貫通孔小③大口径ベローズ信頼性
4. 耐震振れ止め剛性(隔壁構造は振れ止め機能も有する。)(図2-(2)-2)
 - ① 必要なメヤス剛性~10.5Kg/mmに対して, トロイダル, コニカルのいづれも十分でなく(熱応力とのバランス上, 板厚を30mm以下で考えると)→②別途耐震部材を設置するか, 床応答を低くするか。
5. 炉内流動特性と隔壁構造(図2-(2)-3, 4, 表2-(2)-2)
 - ①隔壁形状とストラ：隔壁の立ちあげ具合はストラに影響小, ②炉心と隔壁シールプレート間に空間のある場合(SPX型)対流防止装置必要→空間内流れによる炉心槽側面構造強度等への影響のため。③IHX出口ノズル条件と隔壁構造：隔壁シールプレートが一枚(PX型)と2枚(SPX型)の設計比較→1枚の場合, IHX出口が下向きだとスタグナント部が出来にくいのでくるしい。④コールドプールでの非対象事象：IHX1基ホットショック時には隔壁下面で周方向に大きい温度差発生の可能性あり, この種の運転があり得る場合には特別の配慮必要。
6. 今後の課題等(表2-(2)-3, 4)
 - ①隔壁構造を単純な設計とする方策, ②ホットプレナム内空間部の流れ止め構造の工夫
 - ③炉内ナトリウム流動状況の把握方法→例えば水流動試験の活用法

表 2-2-1 IHXシールド方式の特徴

	マノメータシールド	ベローズシールド
漏洩量	なし	~0.05% ¹⁾
熱膨張吸収	良好	良好
耐震性	スロッシング時のサイフォンブレイクの可能性有	良好
信頼性	ガス供給系圧力維持必要(Active)	大型ベローズに対する信頼性
保守性	IHXと共に一部取り出し可能	IHXと共に取り出し可能
IHXに対する影響	管側1次及び2次形式に適合するが、管側2次の場合IHX通管が大きくなる	管側1次形式に適合するIHX通管に対する影響なし
実績	フェニックススーパーフェニックス	PFR CDFR

注1) AI社PLBR評価

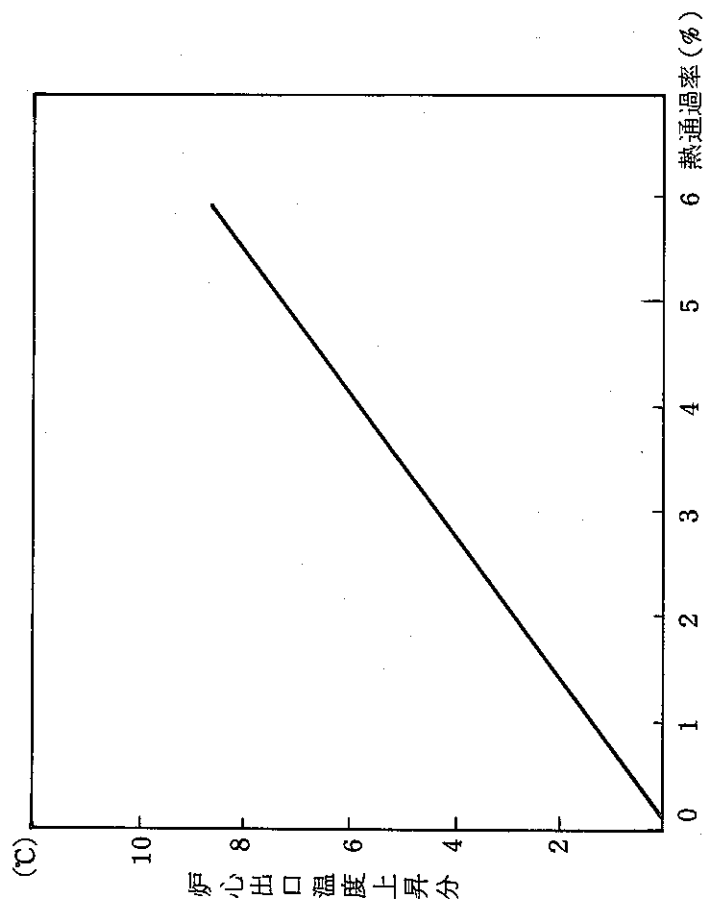


図 2-2-1 ホット/コールドプール熱通過率と炉心出口温度の関係

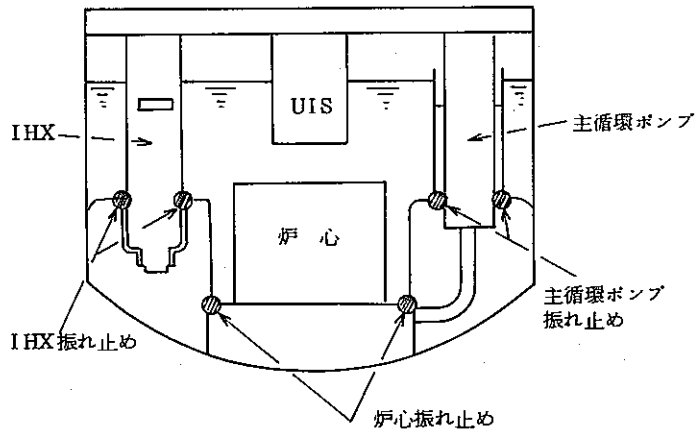


図 2-(2)-1 振れ止め機能

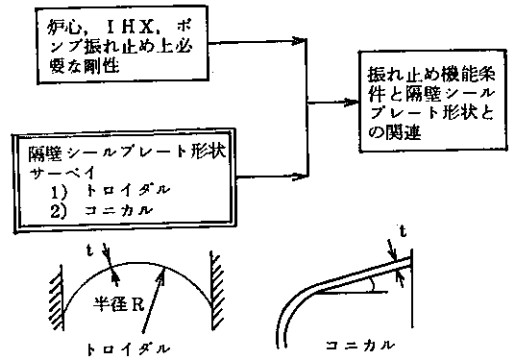


図 2-(2)-2 検討手順

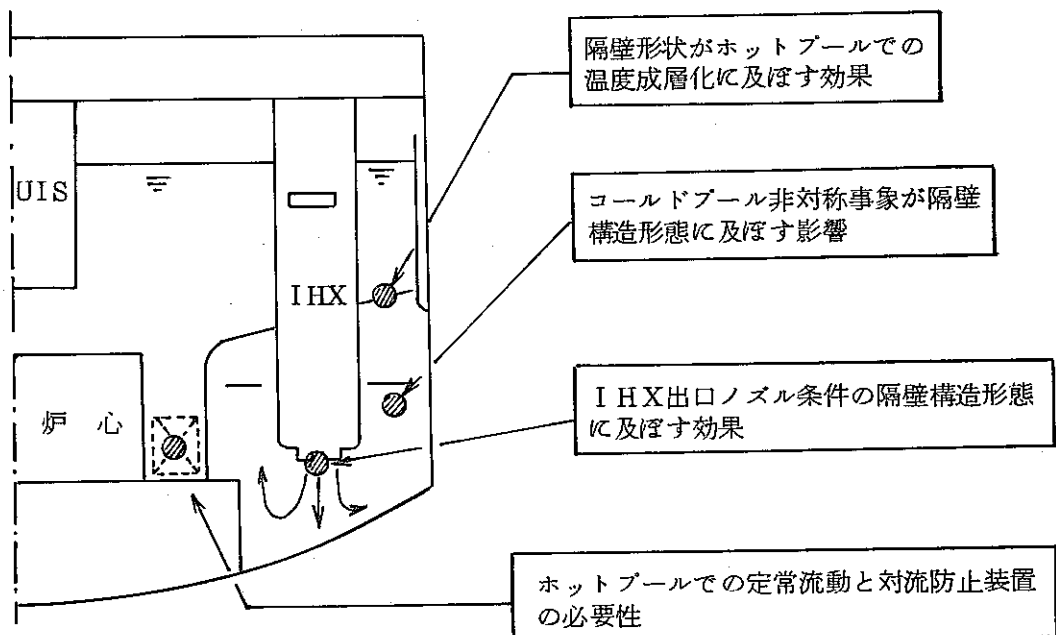
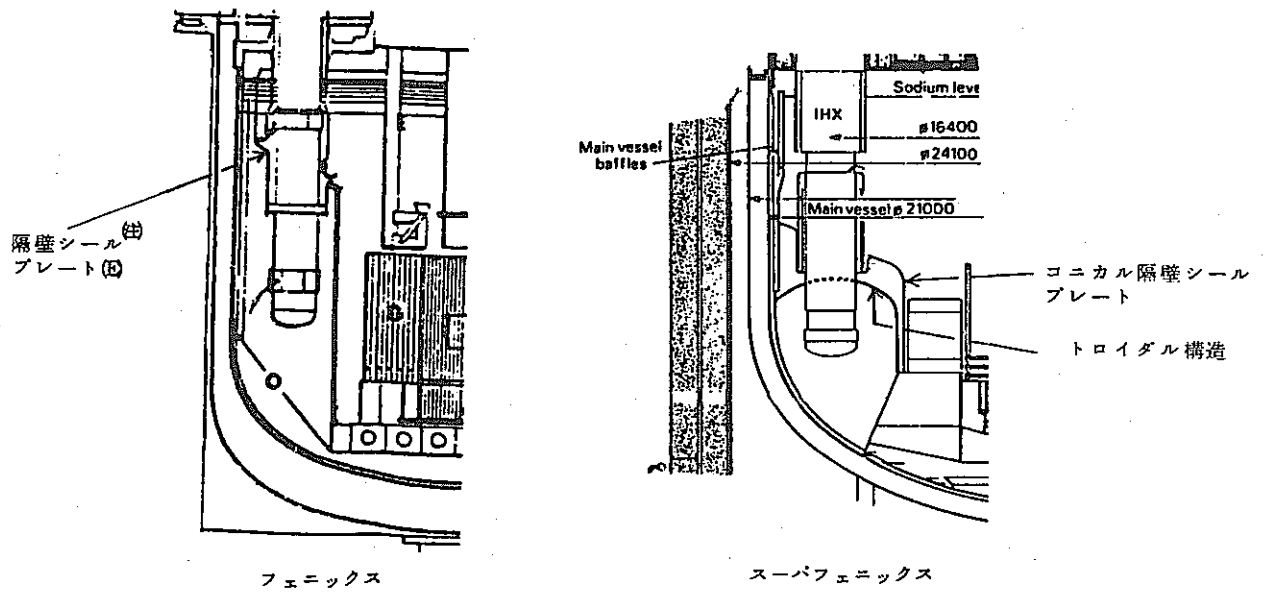


図 2-(2)-3 炉内流動特性と隔壁構造形態との関連



(注) スーパーフェニックスのようにコニカル、トロイダル2枚の板で中間プレナムを形成することはしない。

図2-(2)-4 フェニックス、スーパーフェニックス隔壁構造の比較

表2-(2)-2 各種隔壁構造概念の比較評価

ケース番号	隔壁に要求される必要抜け止め剛性高のケース			隔壁に要求される必要抜け止め剛性低のケース		
	No. 1	No. 2	No. 3	No. 4	No. 5	No. 6
構造概念	 (中間プレナム有)	 (中間プレナム有)	 (中間プレナム有)	 (中間プレナム有)	 (中間プレナム有)	 (中間プレナム有)
耐震特性	IHX及び主循環ポンプスタンドパイプは「耐震抜け止め」で止持するため、隔壁自身としてはシールパイプを保持できれば良い。	No. 1と同様	No. 1と同様	隔壁シールプレートが主循環ポンプスタンドパイプを兼ねる。かつIHXの抜け止め機能をもつため全体及び部分モデルによる耐震解析による強度評価が重要である。	No. 4と同様	No. 4と同様
耐熱応力特性	常状態 隔壁シールプレートと軸受との接合部はバフプレートによって保護される。	常状態 隔壁シールプレートと軸受との間にギャップが存在するため、場合によっては2.3.5で議論した「逆流防止装置」が必要である。	常状態 同左 中間プレナムを積極的に形成することはしない構造であるため、2.3.5で議論した隔壁シールプレート下部にステップ増が可能な条件を明らかにすることが重要である。	常状態 No. 1と同様	常状態 No. 2と同様	常状態 No. 3と同様
	熱過渡状態 流動、停止、原子がトリップ時にも、バフプレートの効果によって、隔壁シールプレートの熱応力は十分緩和される。	熱過渡状態 隔壁シールプレートがホットプールに面しているため、特に原子がトリップ等の急激な熱過渡に対しては熱応力上厳しい構造である。	熱過渡状態 No. 2と同様	熱過渡状態 No. 1と同様	熱過渡状態 No. 2と同様	熱過渡状態 No. 2と同様
構造成立上の課題	特になし	• 逆流防止機構の必要性 • 熱過渡時の隔壁シールプレート強度の確保	• 逆流防止機構の必要性 • 定常時の隔壁シールプレート強度の確保 (コードフル流動の検討) • 熱過渡時の隔壁シールプレート強度の確保	• 隔壁シールプレート貫通孔の地盤時強度の確保	• 隔壁シールプレート貫通孔の地盤時強度の確保 • 逆流防止機構の必要性 • 熱過渡時の隔壁シールプレート強度の確保	• 隔壁シールプレート貫通孔の地盤時強度の確保 • 逆流防止機構の必要性 • 定常時の隔壁シールプレート強度の確保 (コードフル流動) • 熱過渡時の隔壁シールプレート強度の確保

表 2-(2)-3 炉型選定に必要な検討項目

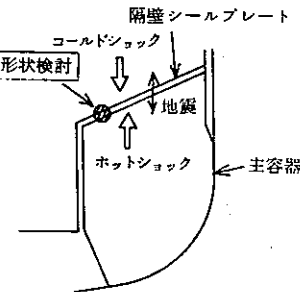
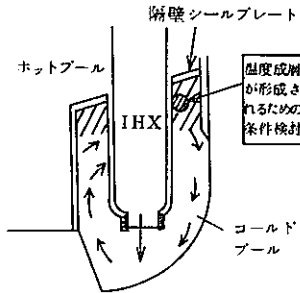
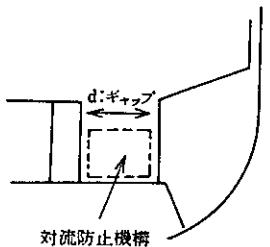
設計検討項目	設計検討内容(目的,必要性,検討方向)	期待される成果	備考
<p>単純隔壁構造成立性の検討 〔検討項目(i), (ii)〕</p>  <p>〔検討項目(iii)〕</p> 	<p>基本仕様選定にかかわる設計研究において、隔壁構造として最も単純な構造である「一枚板構造」を成立させるための課題を明らかにした。</p> <p>本検討は、上記課題についての解決策を検討し、「一枚板構造」が成立するための条件を明らかにすることを目的とする。</p> <p>検討項目は下記のとおりである。</p> <p>(i) 耐震特性 特に鉛直地震時の特性評価</p> <p>(ii) 熱過渡特性 ・ホットプールでのコールドショック条件に対応できるシールプレートの形状、寸法検討 ・同様に、コールドプールでのホットショック条件に対応できる構造検討</p> <p>(iii) 定格時での温度成層形成 この温度成層は、コールドプール流動とシールプレート上部からの入熱による流動安定化のバランスとして決まるもので、コールドプール流動の詳細解析を主体として検討する。 パラメータはIHX流出口方向、面積等。</p>	<p>単純な隔壁構造を成立させるための条件を明らかにする。</p>	

表 2-(2)-4 炉型選定に必要な検討項目

設計検討項目	設計検討内容(目的,必要性,検討方向)	期待される成果	備考
<p>対流防止機構の効果の検討</p> 	<p>基本仕様選定にかかわる設計研究において、固定遮蔽体と隔壁間距離（左記のギャップd）が大きい場合には、対流防止機構が必要となる可能性を議論した。</p> <p>本検討では、更に詳細化し、対流防止機構が必要となる条件を明らかにすることを目的とする。</p> <p>検討項目は下記のとおりである。</p> <p>(i) ギャップ幅dをパラメータとした定常及び原子炉トリップ解析 下記の視点が重要である。 ・ 隔壁熱過渡 ・ // 定常温度分布 ・ ギャップでの非対称温度分布</p> <p>(ii) 対流防止機構が必要となる条件の整理</p>	<p>対流防止機構の機能およびそれが必要となる条件の明確化。</p>	

2-(3)-① 炉壁断熱方法の検討①

- 検討目的 タンク型炉に適合する炉壁断熱方式の比較及び選定をする。
- 検討内容 炉壁断熱方式の比較検討，炉壁断熱構造の検討，今後の検討課題の抽出
- 前提条件 主容器内径約20m，板厚50mm，安全容器の外側へ保温材設置，昇降温率±25℃/hr
- 炉壁断熱方式の比較検討
 - ・ 炉壁断熱方式としてガスダム方式(CDFR, PLBR等)，熱抵抗体方式(PFR, PNCループ型実証炉)，炉壁冷却方式(Phenix, SPX, PLBR(GE)等)が考えられる。
 - ・ ガスダム方式は熱応力の低減効果が大きく(約60Kg/mm²→約20Kg/mm²)，構造も比較的簡素化が可能であり有効な方式である。
 - ・ 炉壁冷却方式は単独では運転上制約があるものの，他の方式と併用することにより有効である。先行炉(タンク型炉)における実績も多い。
 - ・ タンク型炉に適合する炉壁断熱方式として経済性も考慮し，ガスダム方式と炉壁冷却方式を選定。
- 炉壁断熱構造の検討→ガスダム方式と炉壁冷却方式について検討
 - ・ ガスダム方式；ガスダム付根部はコールドプール部に設置すべきである。

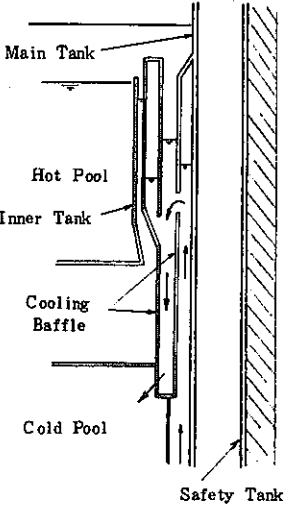
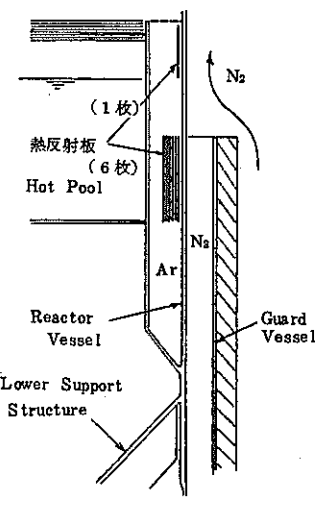
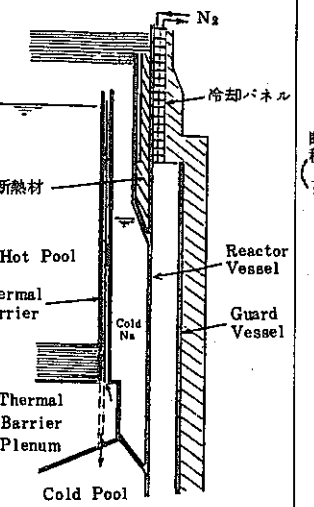
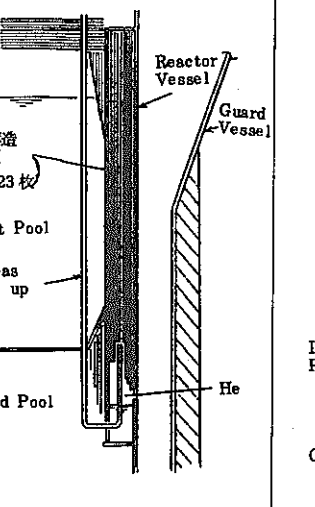
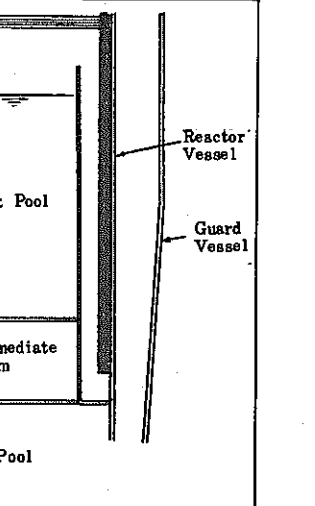
ガスダム内の熱抵抗を軸方向に滑らかに変化させる必要がある。

安全容器外側への保温材厚さは適切なものとする必要がある。
 - ・ 炉壁冷却方式；起動時の時間経過に伴い液面近傍部の温度勾配は急勾配となる。
 - ・ 両方式共原子炉容器室への放散熱量により，主容器壁の発生応力，コンクリート温度が左右される。
- 今後の検討課題
 - ・ ガスダム方式；ガスダム付根部の主容器軸方向温度勾配を緩和させる構造の検討
 - ・ 炉壁冷却方式；原子炉トリップ時にも流量が確保出来るための検討
 - ・ 主容器・キャビティ廻りの定常運転時，事故時の熱的検討

2-3-② 炉壁断熱方法の検討

- 検討目的 タンク型炉に適合する炉壁断熱方式の比較及び選定をする。
- 検討内容 海外炉の設計例調査，構造概念案の設定，各種方式の比較及び検討，今後の検討課題の抽出
- 前提条件 主容器内径 20 m，板厚 50 mm，炉心出入口温度 480/340℃，昇降温率 ± 25℃/hr
- 海外先行炉の設計例（表 2-(3)-1）
 - ・ Super Phenix；低温ナトリウム循環方式（Active Type）→炉壁冷却方式と同じもの
 - ・ PLBR（W.H.R.I），CDFR；ガス断熱層＋外部ガス冷却方式（Passive Type）
 - ・ PLBR（G.E.）；低温ナトリウム循環方式＋熱抵抗体方式＋外部ガス冷却方式
- R/V 液面近傍部の熱応力の傾向についてサーベイ計算（パラメータ：昇降温率，温度変化幅，R/V 半径，板厚）の結果，昇降温率を多少小さくしても応力低減効果は小さい。R/V を低温化することは有効，R/V 径及び板厚を大きくすると応力は増大。
- L/T の比較では，タンク型炉の方が発生応力が大きく，炉壁断熱の必要性は大きい。
- 低温 Na 循環方式について 5 種類の構造案より選定（ガス空間を有し，炉壁に構造物を取付けないダブルパス方式，低温 Na は炉心下部の高圧部から 18 本の 2 B 配管で供給，下部プレナムへ戻す。）（図 2-(3)-1，2）
- 熱抵抗体＋ガス冷却方式についてループ型炉で検討した Ar-SUS バック方式及び海外先行炉で実績の多いガス断熱層方式について検討（図 2-(3)-3，4）
- 比較評価：Ar-SUS バック方式は発生応力が小さい（約 30 Kg/mm²），ガス断熱層方式は R/V 内の SUS の物量増が少ない（約 210 t），低温 Na 循環方式は海外での実績があり，成立性に関する不確定要因が少ない。
- 今後の検討課題
 - ・ 低温 Na 循環方式；偏流の程度と抑止対策，バッフルプレート形状及び加圧ガス空間長さの設定
 - ・ Ar-SUS バック方式；試作・熱的性能の確認，長期間の健全性確認，外部冷却ガス周方向均一性の確認
 - ・ ガス断熱層方式；SUS 表面の輻射率，断熱層内ガス挙動確認，Na ミストの影響，外部冷却ガス周方向均一性の確認

表 2-(3)-1 海外先行炉の設計例

	S P X	PLBR (WH)	PLBR (GE)	PLBR (RI)	C D F R
構造概念					
R/V(材質) 内径/板厚	(SUS316) 2.1 m / 25 mm (円筒部)	(SUS304) 2.13 m / 50.8 mm (円筒部) 76.2 mm (LSS接続部)	(SUS304) 2.25 m / 25.4 mm (円筒部)	(SUS304) 2.24 m / 25.4 mm (円筒部)	(SUS316) 2.44 m / 35 mm (円筒部)
プレナム温度 Hot / Cold Pool / Pool	545°C / 395°C	950°F(510°C) / 670°F(354°C)	875°F(468°C) / 595°F(313°C)	875°F(468°C) / 595°F(313°C)	540°C / 370°C
特徴	<ul style="list-style-type: none"> 炉心下部の高圧部から、M/T内面に沿って低温Naを導入する。炉壁冷却用NaはM/T内側を上昇した後、ダウンカマ部を通じてCold Pool内に排出される。 Cooling Baffle上部には密封ガス空間部を設けている。これは液面上部におけるM/Tの温度分布緩和効果をねらったものと思われる。 	<ul style="list-style-type: none"> R/V内側にガス断熱層を設け、R/VがHot Poolの高温Naと接するのを防止している。 R/V上部では外側の保温材を取外し、Cavity内のN₂ガスにより冷却する。 ガス断熱層内部には、部分的に、輻射熱伝達を抑制するための熱反射板を設け、R/Vの温度分布の適切化をはかる。 	<ul style="list-style-type: none"> R/V内側にCold Naのプレナムを設けR/VをHot Poolから分離する。また、Hot PoolとCold Naのプレナムの間にはThermal Barrierを設け、このアニュラス内にCold Naを流して、Cold Naプレナム温度上昇を抑制する。 R/V上部の外側に冷却パネルを設け、N₂ガスによりR/Vを強制冷却する。 R/V上部の内側に断熱材を設け、熱の放散の抑制とR/Vの温度分布の適切化をはかる。 	<ul style="list-style-type: none"> R/V内側に、下端を除いて気密としその内部に23枚の積層板を入れた断熱構造を設け、R/VをHot Poolから分離する。 断熱構造内はHeガス空間とし、HeガスMake up Line及びVent Lineを設けている。(系統操作により、R/V内側にガス断熱層を設ける方式) 	<ul style="list-style-type: none"> R/V内側にガス断熱層を設け、R/VをHot Poolから分離する。 R/V内側に積層板と思われる断熱構造を設け、輻射熱伝達を抑制する。 R/V及びG/V外側の少なくとも上部では、保温材は取付けられていないようである。
特徴	低温Na循環方式	熱抵抗体+ガス冷却方式 (PASSIVE TYPE)	低温Na循環+熱抵抗体+ガス冷却方式	熱抵抗体+ガス冷却方式 (ACTIVEに熱抵抗部分を作る)	熱抵抗体+ガス冷却方式 (PASSIVE TYPE)

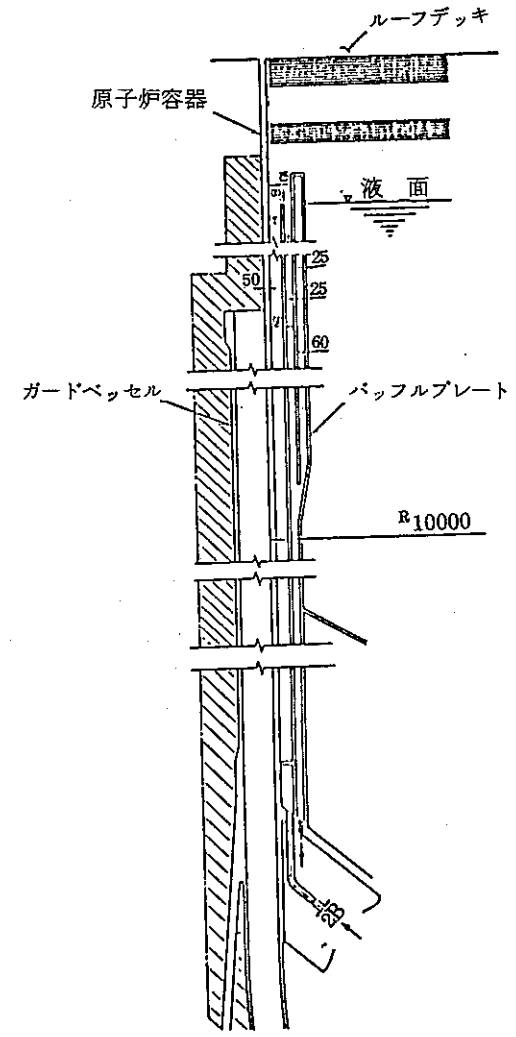


図 2-(3)-2 低温Na 循環方式の場合の構造概念

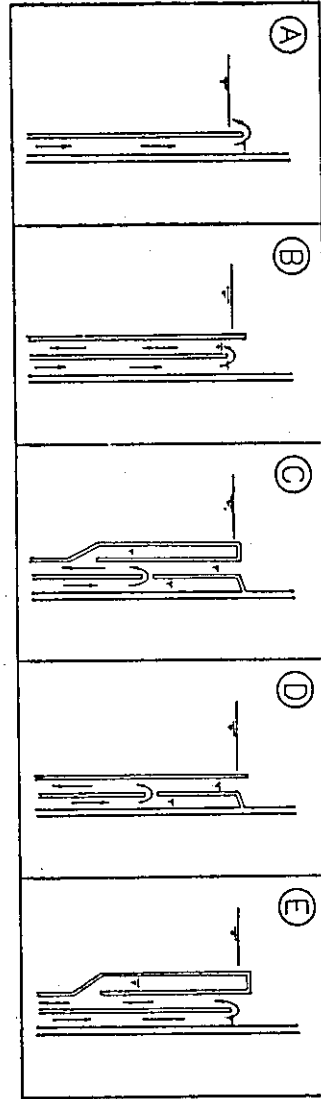


図 2-(3)-1 低温ナトリウム循環方式の場合の構造案

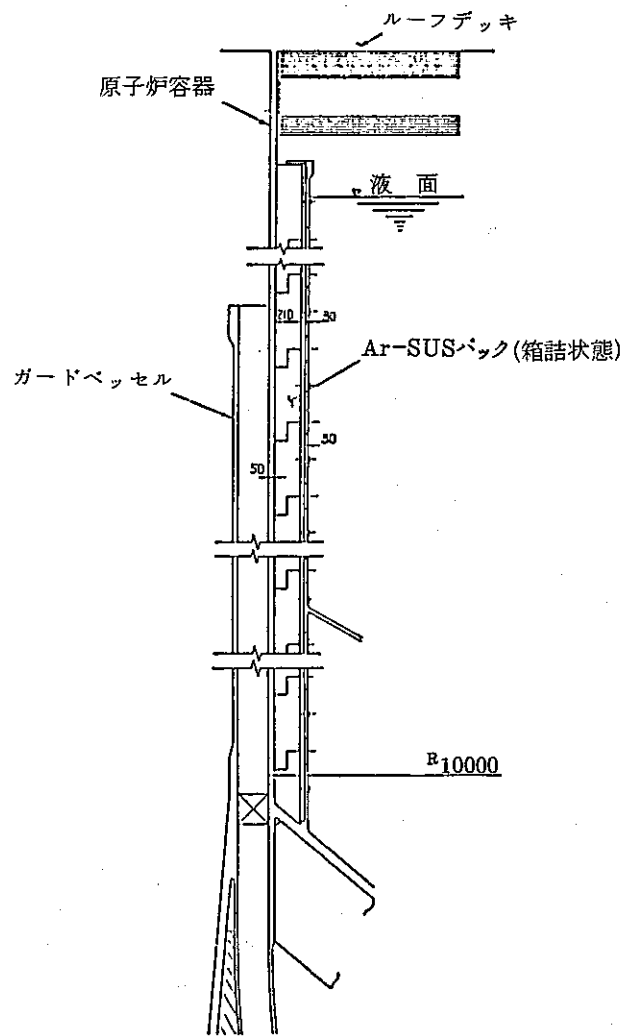


図 2-(3)-3 Ar-SUSパック方式の場合の構造概念

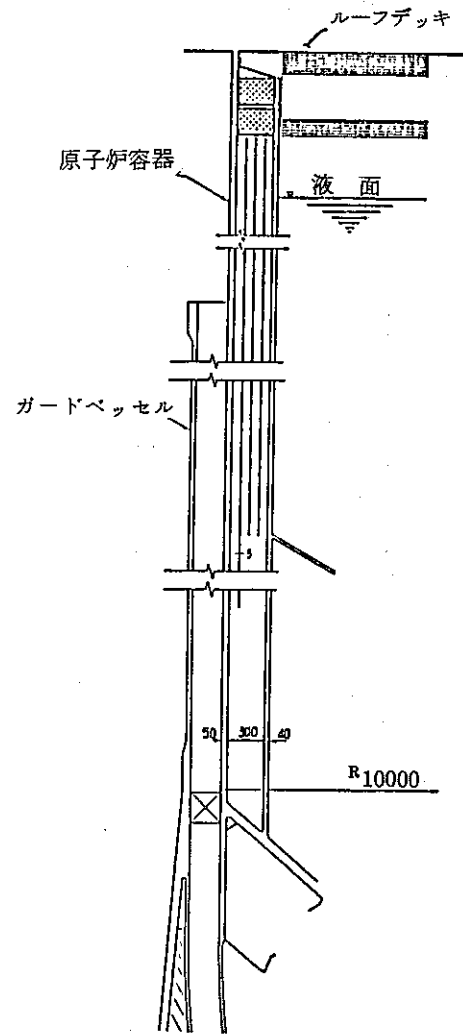


図 2-(3)-4 ガス断熱層方式の構造概念

2-(4)-① 炉内流動の検討

○ 炉内流動面からみたタンク型炉の分類

・ 炉内流動に顕著な影響を及ぼす因子 a) 炉心出口/IHX入口レベル b) 隔壁構造 c) 炉心支持構造物 d) 炉心槽の位置, について効果, 特徴を整理

a) 炉心出口/IHX入口レベル; High-Low又はLow-Highがミキシング最大, Low-Lowがミキシング最小 (表2-(4)-1)

b) 隔壁構造水平のものの方が, ステップ状のものより IHX入口の応答が緩やかであり, プレナムミキシングも良い (図2-(4)-1)

c) 下置, 横吊方式

d) ホットプレナム位置, コールドプレナム位置

} 海外タンク型炉の例を紹介

・ 海外のタンク型炉を4つに分類 ①SPX-1, 2 (隔壁形状: 曲面, 炉心支持構造: 下置, 炉心槽の位置: ホットプレナム), ②CDFR, PLBR(AI) (水平, 下置, コールドプレナム), ③PLBR(GE) (水平, 横吊, コールドプレナム), ④PLBR(WH) (ステップ, 横吊, コールドプレナム), 各炉内流動とループ型とを比較(表2(4)-2)

○ ホットプレナム内流動評価

・ ループ型炉原子炉容器上部プレナム, スーパーフェニックス-1炉のホットプレナム, タンク型炉(水平隔壁)ホットプレナムについて原子炉トリップ時の熱流動解析を行なう。

○ 炉内流動の比較評価

・ プラント運転状態の分類〔①通常の起動・停止, ②手動トリップ, ③2次主ポンプトリップ ④DRACS起動〕し, 各状態でのホットプレナム, 中間プレナム, 高圧プレナムの流況を評価

○ 総合評価

炉内流動上の特徴に関しては, ループ, タンクで基本的に同じで, 技術的課題も大差ない。サーマルストラティフィケーションの発生, 自然対流等の流動上の特徴は同じでもその出現の度合は, ループ, タンクというよりは原子炉構造設計に大きく依存する。

○ 今後の課題

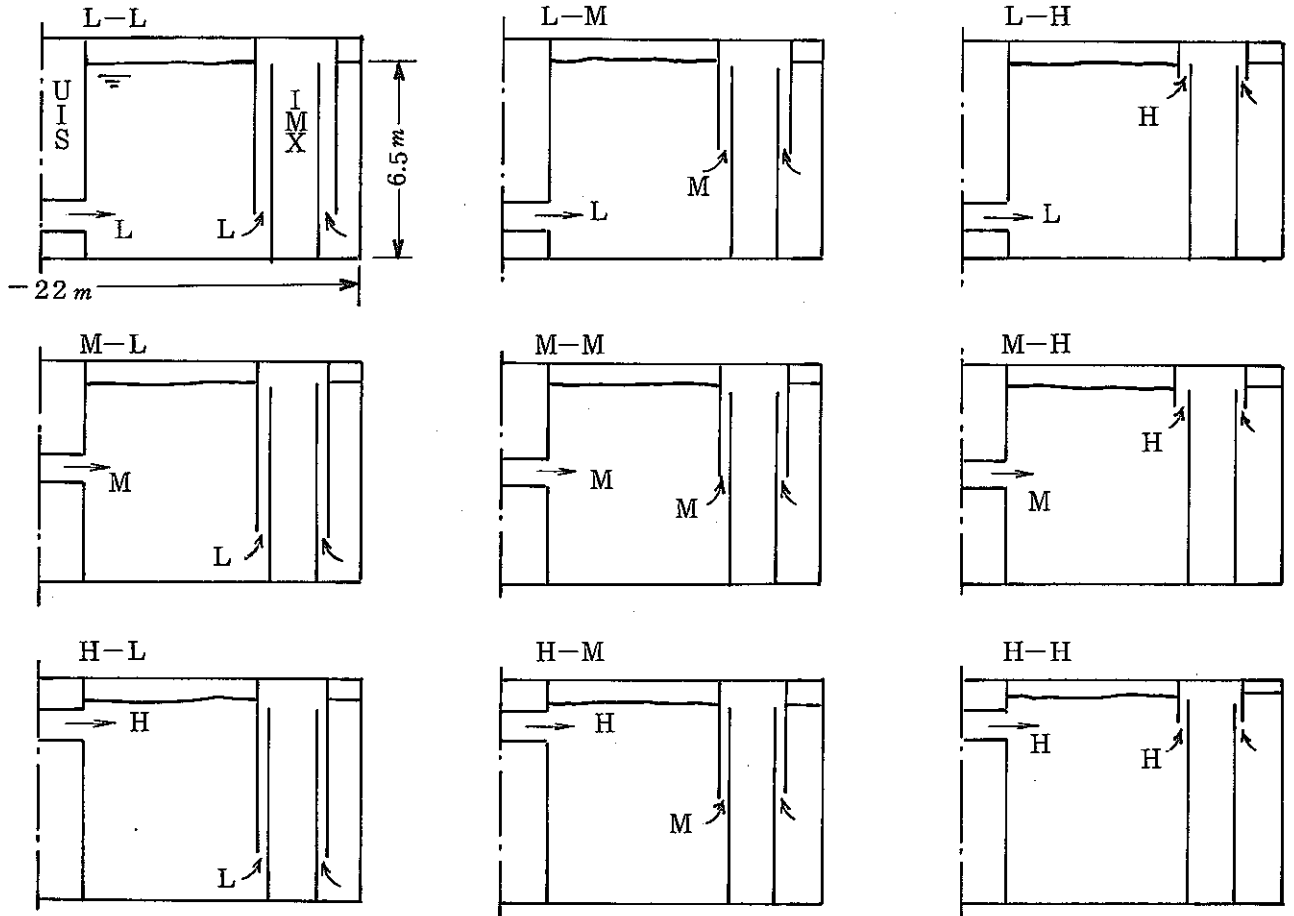
水流動とNa流動の相似性確認

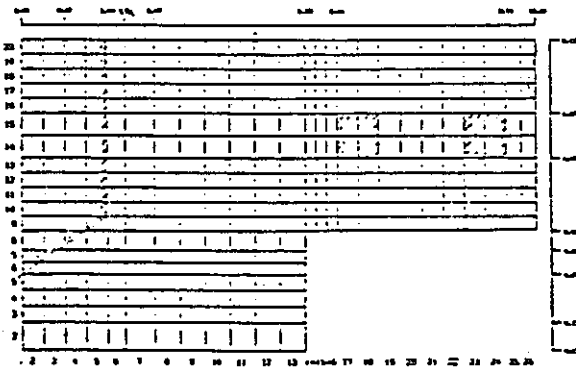
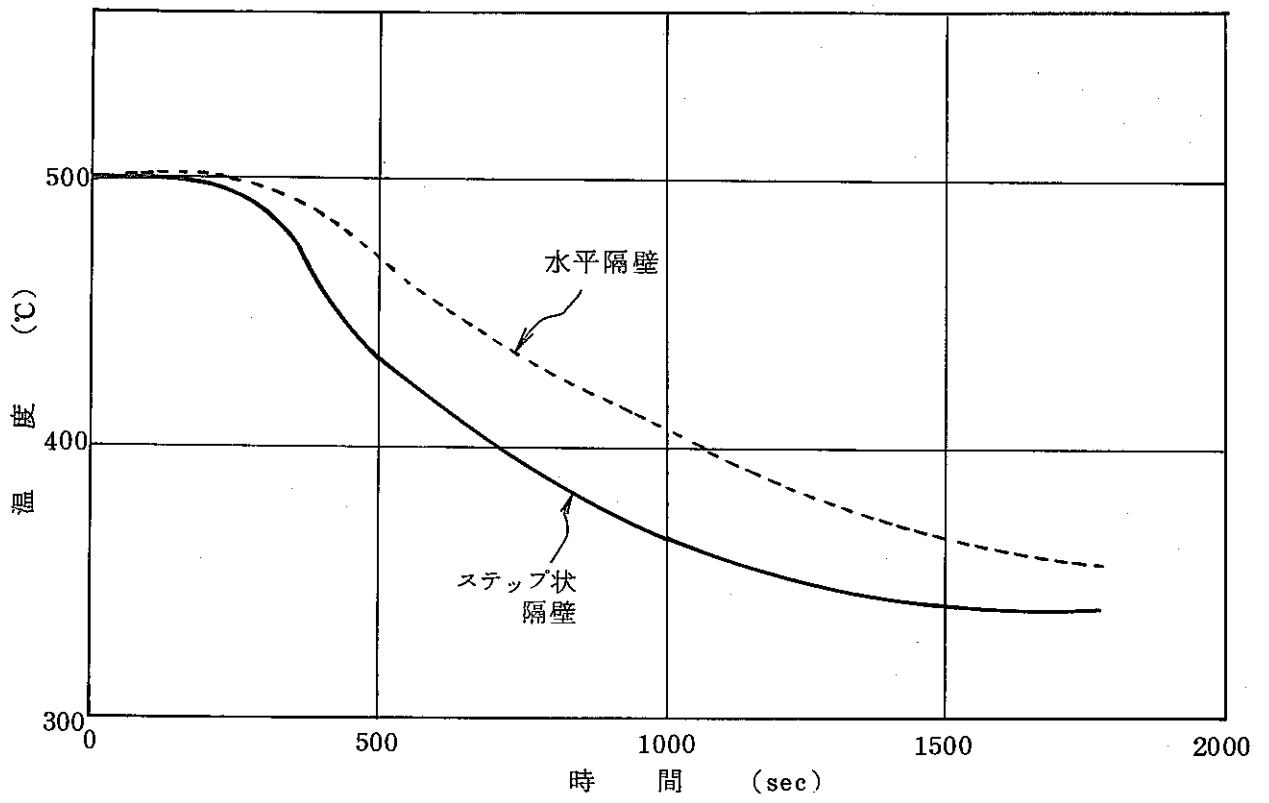
熱流動解析手法の検証

表 2-(4)-1 炉心出口/中間熱交換器入口レベル関係と炉内流動

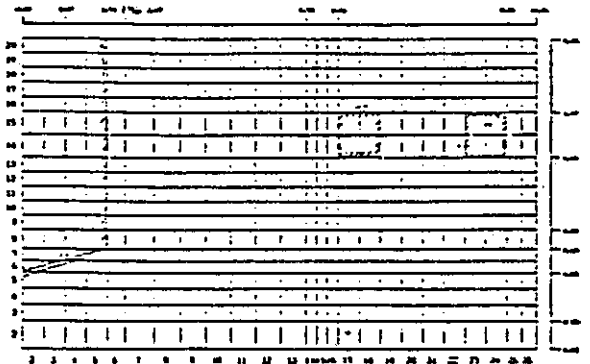
*1 ケース	パラメータ		ミキシング	
	UIS 出口レベル	IHX 入口レベル	100% 流量時	8% 流量時
L-L	Low	Low	45	52
L-M	Low	Middle	59	75
L-H	Low	High	98	100
L-L	Middle	Low	75	79
L-M	Middle	Middle	75	79
L-H	Middle	High	87	97
L-L	High	Low	100	76
L-M	High	Middle	74	82
L-H	High	High	69	91

*1 ケース分類





ステップ状隔壁



水平隔壁

図 2-(4)-1 中間熱交換器入口熱過渡に及ぼす隔壁形状の影響

表 2 (4) - 2 タンク型 FBR プレナム形状に関する設計例

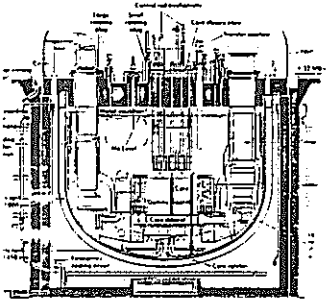
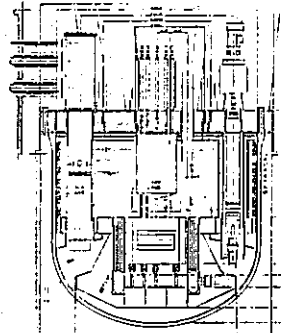
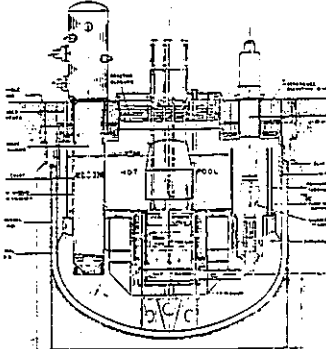
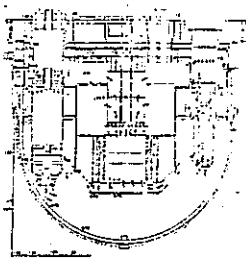
プレナムの タイプ		タイプ - 1	タイプ - 2	タイプ - 3	タイプ - 4
					
炉内流動への影響が大きい、各部形状の特徴	炉心(UIS)出口/IHX入口レベル	下部噴出し (UIS 下端で四方に分流) 中部吸込み (IH X フロースカートなし)	下部噴出し (UIS 下端で四方に分流) 中部 (一部下部) 吸込み (IH X フロースカートあり)	下部噴出し (UIS 下部で四方に分流) 下部吸込み (IH X フロースカートあり)	中/下部噴出し (上図参照) 中部吸込み (IH X フロースカートなし)
	隔壁構造の形状	曲面	水平	水平	ステップ
	炉心支持構造物	下置方式	下置方式	横吊方式	横吊方式
	炉心槽の位置	ホットプレナム内に置かれており、炉心槽側部には対流防止構造が設置されている	コールドプレナム内に置かれている	コールドプレナム内に置かれている	コールドプレナム内に置かれている
設計例	Super Phenix - I Super Phenix - II	CDFR PLBR (AI) LPP (RI - Ar IL)	PLBR (GE)	PLBR (WH)	

表 2 (4) - 2 各プレナム内流動の特徴評価 (1 / 5)

原子炉構造概要	プラントの運転状態				
	領域	Ⓔ1 通常起動・停止/定格出力運転	Ⓔ2 手動トリップ	Ⓔ3 2次系1ポンプ停止	Ⓔ4 DRACS起動
<p>(ループ型)</p> <p>領域A 領域B 領域C</p> <p>領域A: ホットプレナム 領域B: コールドプレナム (ほぼスタグナント) 領域C: コールドプレナム (高圧プレナム)</p> <p>DIHXはホットプレナム浸漬型 (低発熱ブランケット及び中性子遮蔽体内を逆流させて炉内自然循環路成立)</p>	Ⓔ1	1) 強制対流状態でありプレナム内ミキシング良好 2) 炉心出口近傍ではサーマルストライビング現象が生じている。	1) 内筒上端から上方のプレナム内に顕著な温度成層化状態ができる。 2) 内筒とR/Vの間のアニュラス部ではフローホールからの冷いNaと内筒上端からの熱いNaとがミキシングしている。 (アニュラス内に循環流が出現)	1) 同左 2) 同左	1) ホットショックの為、自然対流状態でもプレナム内ミキシング良好 2) DIHXの出口及びその近傍のフローホール付近ではサーマルストライビング現象が生じる可能性大。
	Ⓔ2	1) 定格出力運転時、上部はサーマルストラティフィケーションが、又、炉心槽の側部には弱い自然対流が存在 2) 起動・停止時には領域Cとの間に温度差がつく。これに伴い、停止時には炉心槽下方に自然対流が誘起される。	1) ほとんどスタグナントが弱い自然対流状態	1) 事故ループに接続している入口配管が加熱源となって弱い自然対流と温度成層化状態が生じる	1) ほとんどスタグナント
	Ⓔ3	1) 強制対流状態でありプレナム内ミキシング良好	1) 同左	1) 同左	1) 温度成層化状態が生じる

表 2 (4) - 2 各プレナム内流動の特徴評価 (2 / 5)

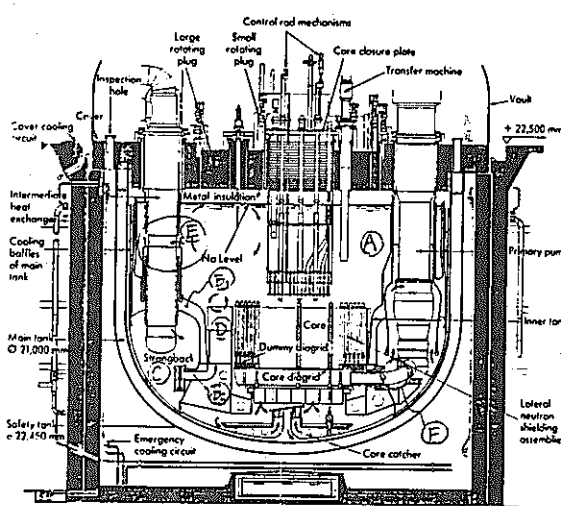
原子炉構造概要		プラントの運転状態			
		領域 No.1 通常起動・停止/定格出力運転	領域 No.2 手動トリップ	領域 No.3 2次系1ポンプ停止	領域 No.4 DRACS起動
<p>(タンク型)</p>  <p>領域 A ; ホットプレナム (領域 D 除く)</p> <p>領域 B₁ ; 中間プレナム (自然対流状態)</p> <p>領域 B₂ ; コールドプレナム (ほぼスタグナント)</p> <p>領域 C ; コールドプレナム (主流路, 高圧プレナム含む)</p> <p>領域 D ; ホットプレナム (炉心槽側部)</p> <p>領域 E ; I H X 廻り直交流域</p> <p>領域 F ; ポンプ出口配管廻り直交流域</p> <p>DIHXはホットプレナム浸漬型</p>	<p>①</p> <p>1) 強制対流状態でありプレナム内ミキシング良好</p> <p>2) 炉心出口近傍ではサーマルストライビング現象が生じている</p>	<p>2) コールドショックに伴い顕著な温度成層化状態ができる</p>	<p>1) 同 左</p>	<p>1) ホットショックの為, 自然対流状態でもプレナム内ミキシングは良好</p> <p>2) DIHX出口近傍はな流れが生じる</p>	
	<p>②</p> <p>1) 自然対流状態 起動停止時には領域 C との間に温度差がつく</p>	<p>1) 同 左</p>	<p>1) 同 左</p>	<p>1) 同 左</p>	
	<p>③</p> <p>1) ほぼスタグナント状態 起動停止時には領域 C との間に温度差がつく</p>	<p>1) 同 左</p>	<p>1) 同 左</p>	<p>1) 同 左</p>	
	<p>④</p> <p>1) 強制対流状態でありプレナム内ミキシング良好</p>	<p>1) I H X 出口より上方に弱い温度式層化状態ができる</p>	<p>1) 事故ループに接続している I H X 出口を中心に顕著な温度成層化状態が生じる</p>	<p>1) 温度成層化状態が生じる</p>	
	<p>⑤</p> <p>1) 自然対流防止構造の設置によりほぼスタグナント状態 もしここで顕著な自然対流が生じると領域 B₁ の下半分への熱流速が大きくなり, 領域 C 間の自然対流が強まる可能性大</p>	<p>1) 同 左</p>	<p>1) 同 左</p>	<p>1) 同 左</p>	
	<p>⑥</p> <p>1) 流速は ~ 1 m / s 程度であり, 顕著な流力振動は発生しない</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
	<p>⑦</p> <p>1) カレマン渦の発生する可能性はあるが, 発生したとしても渦の周期は 1 Hz 程度</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	

表 2 (4) - 2 各プレナム内流動の特徴評価 (3 / 5)

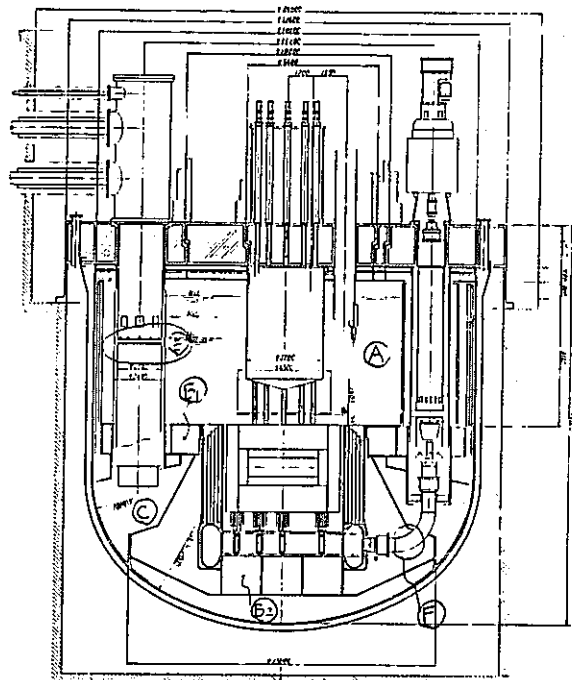
原子炉構造概要		プラントの運転状態			
		領域	Ⓐ1 通常起動停止/定格出力運転	Ⓐ2 手動トリップ	Ⓐ3 2次系1ポンプ停止
 <p>領域 Ⓐ; 中間プレナム (ほぼスタグナント) 領域 Ⓑ; コールドプレナム (ほぼスタグナント) 領域 ㉟; コールドプレナム (主流路, 高圧プレナム含む) 領域 ㊱; IHX 廻り直交流 領域 ㊲; ポンプ出口配管廻り直交流域</p> <p>DRACSはPRACS方式</p>	領域 Ⓐ	1) 強制対流状態でありプレナム内ミキシング良好 2) 炉心出口近傍ではサーマルストライビング現象が生じている	1) コールドショックに伴い顕著な温度成層化状態ができる	1) 同 左	1) ホットショックの為、自然対流状態でもプレナム内ミキシングは良好
	領域 Ⓑ	1) 自然対流状態 起動停止時には領域 ㉟との間に温度差がつく	1) 同 左	1) 同 左	1) 同 左
	領域 Ⓑ2	1) ほぼスタグナント状態 起動停止時には領域 ㉟との間に温度差がつく	1) 同 左	1) 同 左	1) 同 左
	領域 ㉟	1) 強制対流状態であり、プレナム内ミキシング良好	1) IHX 出口より上方に弱い温度成層化状態ができる	1) 事故ループに接続している IHX 出口を中心に顕著な温度成層化状態が生じる	1) 温度成層化状態が生じる
	領域 ㊱	1) 流速は ~ 1 m/s 程度であり、顕著な流力振動は発生しない。	—	—	—
	領域 ㊲	1) カルマン渦の発生する可能性はあるが、発生したとしても渦の周期は 1 Hz 程度	—	—	—

表 2 (4) - 2 各プレナム内流動の特徴評価 (4 / 5)

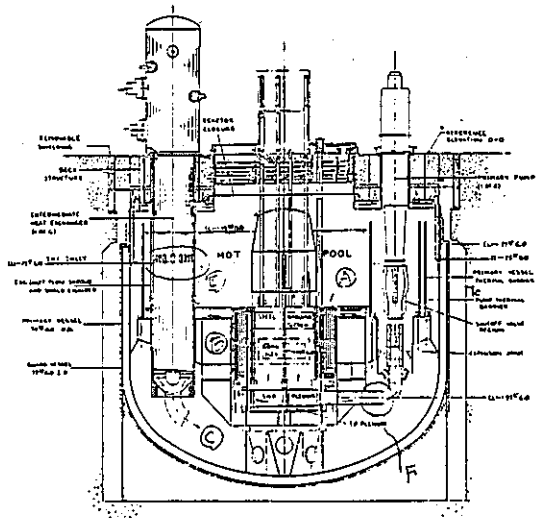
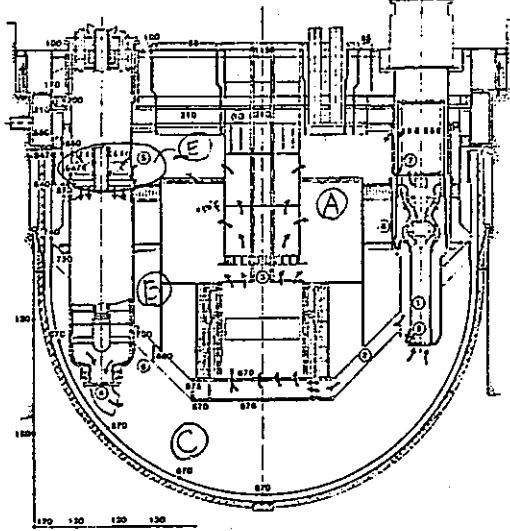
原子炉構造概要	プラントの運転状態			
	領域 #1 通常起動停止/定格出力運転	領域 #2 手動トリップ	領域 #3 2次系1ポンプ停止	領域 #4 DRACS起動
 <p>領域 ① ; ホットプレナム 領域 ② ; 中間プレナム (ほぼスタグナント, 一部コールドプレナム含む) 領域 ③ ; コールドプレナム (主流路, 高圧プレナム含む) 領域 ④ ; IHX 廻り直交流域 領域 ⑤ ; ポンプ出口配管廻り直交流域</p> <p>DRACSはPRACS方式</p>	① 1) 強制対流状態でありプレナム内ミキシング良好 2) 炉心出口近傍ではサーマルストライビング現象が生じている。	① 1) コールドショックに伴い顕著な温度成層化状態ができる	① 1) 同 左	① 1) ホットショックの為、自然対流状態でもプレナム内ミキシングは良好
	② 1) ほぼスタグナント状態 起動停止時には領域③との間に温度差がつく	① 1) 同 左	① 1) 同 左	① 1) 同 左
	③ 1) 強制対流状態であり、プレナム内ミキシング良好	① 1) IHX 出口より上方に弱い温度成層化状態ができる	① 1) 事故ループに接続している IHX 出口を中心に顕著な温度成層化状態が生じる	① 1) 温度成層化状態が生じる
	④ 1) 流速は ~ 1 m/s 程度である。顕著な流力振動は発生しない	—	—	—
	⑤ 1) カルマン渦の発生する可能性はあるが、発生したとしても渦の周期は 1Hz 程度	—	—	—
	⑥ 1) カルマン渦の発生する可能性はあるが、発生したとしても渦の周期は 1Hz 程度	—	—	—

表 2 (4) - 2 各プレナム内流動の特徴評価 (5 / 5)

原子炉構造概要		プラントの運転状態			
		領域	Ⓔ1 通常起動・増上/定格出力運転	Ⓔ2 手動トリップ	Ⓔ3 2次系1ポンプ停止
 <p>領域 A : ホットプレナム 領域 B : 中間プレナム 領域 C : コールドプレナム 領域 D : IHX 廻り直交流</p> <p>DRACSはPRACS方式</p>	領域 A	1) 強制対流状態でありプレナム内ミキシング良好 2) 炉心出口近傍ではサーマルストライビング現象が生じている。	1) コールドショックに伴い顕著な温度成層化状態ができる	1) 同 左	1) ホットショックの為、自然対流状態でもプレナム内ミキシングは良好
	領域 B	1) 自然対流状態 起動停止時には領域 C との間に温度差がつく	1) 同 左	1) 同 左	1) 同 左
	領域 C	1) 強制対流状態でありプレナム内ミキシング良好	1) IHX 出口より上方に弱い温度成層化状態ができる	1) 事故ループに接続している IHX 出口を中心に顕著な温度成層化状態が生じる	1) 温度成層化状態が生じる
	領域 D	1) 流速は ~ 1 m / s 程度であり、顕著な流力振動は発生しない	—	—	—
	領域 E				

2-(4)-② 炉内流動の検討

1. タンク型 FBR 実証炉の主容器内熱流動設計例調査〔SPX-1, CDFR PLBR (WH, GE, AI)〕

設計例，流動の特徴を整理した。冷却系の構成は，全プラント共同じ。但し崩壊熱除去系は SGAHRS, IRACS, PRACS, DRACS 等それぞれ異なっている。

2. 主容器内流動の問題点と対策 (IAEA-SM-130/32, IAEA-SM-130/11 の翻訳)

ホットプレナム，コールドプレナム，IHX，ポンプ等について偏流，成層化，ガス巻き込み，流力振動等考えられる問題点を列記

3. ループ，タンクの炉内流動の比較

定常流動特性：(ガス巻き込み)；ループ型炉の場合，自由液面での流速が速くガス巻き込みの可能性大⇒ディップト・プレート設置，タンクの場合，液面が 10~30 cm 程度盛り上る。盛り上り抑制し，ガス巻き込み防止⇒ディップト・プレート設置，スペース(偏流)；主容器内に IHX，ポンプ等の機器が林立するタンク型炉は偏流面ではループ型炉に較べ不利，タンク型炉の場合，IHX 吸込近傍の流速分布を一意的に決定することは困難である⇒流速が一様になるようフローパターンを工夫(局所対流，サーマルストライピング，流力振動)；ループ，タンク共通の課題

過渡流動特性；(温度成層化)；タンク型炉は，プレナム容積が大きい為プレナムの混合は良くない。従って成層化現象はより発生しやすい。(液面流動)；タンク型炉では，主容器内にホット，コールド，両プレナムをもち，両液面差は IHX 圧損に等しく，運転状態によって大きく変わってくる⇒熱衝撃が問題となる。

事故時の過渡状態；(1次系配管破損事故)；タンク型炉では，ポンプ出口配管は本数が多く単一の破損口からコールドプレナムへの漏洩，ポンプへのショートパスを考えても炉心流量は確保される。(1次系ポンプスティック事故)；ループでは，IHX 管板に厳しいコールドショックを与える。タンク型では 1 次系が common となっている為，1 基のポンプスティックを起こしても，IHX 1 次側の流量喪失には至らない。(2次系ポンプスティック事故)；ループの場合，2 次主ポンプスティック(トリップ)すると 1 次主ポンプをトリップさせ熱過渡

緩和を図る。タンクの場合は1次系がcommonで該当ループが存在しないため、1次系の流量は2次主ポンプスティック（トリップ）に応じた減少はできない。

4. 課 題

熱流動現象は、形状依存性が大きいいため、一部の基礎的実験を除くとループ型炉の研究結果をそのままタンク型に適用することは困難である。各課題は、実験、解析により評価を行うことになるが近年解析コードが進歩し、実験の比重は下がってきている。しかしながら、成層界面の温度勾配、複雑な3次元流動、脈動等については未だ解析コードの評価能力は十分でなく詳細な実験が必要。

2-(5)-① 主要機器構造物の耐震設計条件の検討

- 検討目的 T/Lの主要機器構造物に対する耐震設計上の相違の明確化
- 検討内容 耐震設計条件の整理，タンク型 IHX 及びポンプの耐震特性，耐震設計条件の評価，解析手法の影響，免震構造適用時の評価，今後の検討課題の抽出
- 前提条件；ベースマット $9.75\text{ m} \times 9.75\text{ m}$ 原子炉建物高さ 7.8 m 主容器 径 19.2 m ϕ ，高さ 17.5 m
- 耐震設計条件の整理
 - ・ 耐圧バウンダリの保持機能の観点から主容器，IHX について液面近傍部の地震時許容応力を計算；主容器のひずみ制限，クリープ疲労損傷制限 $P_L^* + P_b^* \leq 7 \sim 8\text{ Kg}/\text{mm}^2$ ，IHX $P_L^* + P_b^* < 3 \sim 7\text{ Kg}/\text{mm}^2$
 - ・ 安全機能の観点から制御棒の挿入性について検討；許容相対変位 $\leq 75\text{ mm}$ R/S UCS 炉心構造物の剛性を高めることが必要
- タンク型炉 IHX 及びポンプの耐震特性 固有振動数及び地震時応答特性を把握
 - ・ IHX；スタンドパイプと胴の間隙の流体制振効果により固有振動数，応力，変位が低減する。最大変位 60 mm （流体制振なし） $\rightarrow 10\text{ mm}$ （ギャップ 20 mm ）
 - ・ ポンプ；軸受部の相対変位は上部静圧軸受で $20\text{ }\mu\text{m}$ （ギャップ $500\text{ }\mu\text{m}$ ）であり問題ない。1次の固有振動数は 13 Hz $780\text{ Cycle}/\text{min}$ 定格回転数は 740 rpm であり共振しない。
- 耐震設計条件の評価（T/Lの比較）
 - ・ 主容器/炉容器；設計条件緩和のためには床応答の低減が重要課題
 - ・ ルーフスラブ/遮蔽プラグ；固有振動数域（ $T=6 \sim 8\text{ Hz}$ $L=11\text{ Hz}$ ）での上下方向床応答を低減することが必要
 - ・ 炉内配管；T/Lとも熱膨張吸収と固有振動数を高める配管設計が必要
- 免震構造適用時の評価
 - ・ IHX，ポンプは下部振れ止めが無いと 5 G 程度となるが，免震構造を採用すると 1.5 G 以下となり，下部振れ止めの削除も可能となることも考えられる。
- 今後の検討課題
 - ・ 設計用床応答低減化，機器・建物連成解析手法の検討，タンク型炉の炉内配管の耐震検討

2-(5)-② 主要機器構造物の耐震設計条件の検討

- 検討目的 T/LのIHX, ポンプについて耐震設計上の問題点の明確化
- 検討内容 IHX, ポンプ固有振動数の比較, 応答加速度の検討, 免震概念採用による検討, 今後の検討課題の抽出
- IHX, ポンプの支持 (図2-(5)-1 図2-(5)-2)
 - ループ型炉の場合は両端支持 タンク型炉は片持ばりの支持→アニュラス部ギャップの流体による効果で耐震上満足するか?
- IHX耐震検討 (ループ型炉 下部はバネ支持 タンク型炉 下部は流体による連成効果ギャップ50mmとする)
 - IHXは外胴の剛性に強く依存する
 - 固有振動数 $L/T = 2.28/4.1$ (Hz) 応答加速度 $L/T = 9.8 \times 10^3/5.8 \times 10^4$ (mm/S^2) 最大振幅 $L/T = 0.19/1.2.2$ (mm)
- ポンプの耐震検討 (単段片吸込式ポンプ)
 - 隔壁とポンプとの間隙を大きくしていくと1次の固有振動数は高くなる
 - 隔壁とポンプとの間に適切な間隙 (ここでは150mm) を設定することによりループ型炉用ポンプと同程度の固有振動数とすることが可能
 - タンク型炉とループ型炉の耐震設計上の相違点
 - 寸法→ループ型炉ではポンプ内カバーガス圧の調整で軸方向長さ短縮が可能で高固有振動数化でき耐震設計上は有利
 - タンク型炉は, 軸方向寸法に対する自由度は少ない
 - 構造→ループ型炉は耐震サポートの設置が比較的容易でポンプケーシングの振動を制限できる
 - タンク型炉は, 主容器内部構造物の熱変形等がありループ型炉の様に耐震サポートを設置することは困難
- 免震概念の採用による検討
 - 基準床応答曲線と免震床応答曲線を用いた地震時応答解析 (図2-(5)-3, 4)
 - タンク型炉用ポンプの方がポンプ据付部で曲げ荷重, せん断荷重が大きくなる
 - タンク型炉においてはループ型炉以上に免震概念の採用による地震条件の低減効果は大きい
- 今後の検討課題
 - 流体制震効果の検討, 免震構造の検討

2-(5)-③ 主要機器構造物の耐震設計条件の検討

- 検討目的 燃料交換機，炉側シュートについて T/L の耐震設計条件の相違を明らかにする。(表 2-(5)-1)
- 検討内容 燃料交換機，炉側シュートの耐震検討，免震概念を採用した場合の検討，スロッシングによる影響の検討
- 検討条件 床応答曲線；設計検討用床応答曲線を使用
スロッシング液面揺動条件；振巾 1 m，周期 5 秒，回数 10 回
- 燃料交換機の耐震検討（直動式燃料交換機で比較）
タンク型炉の燃料交換機の固有振動数の剛性依存性は $6.0 \times 10^{10} \text{ Kg} \cdot \text{mm} / \text{rad}$ 以上で依存しなくなり，回転プラグ据付面の剛性はこれ以上必要である。
- 炉側シュートの耐震検討(図 2-(5)-5)
炉側シュート部の固有振動数は回転プラグ据付面の剛性に依存しない。ループ型炉と同等な構造で成立する。
- 原子炉構造に免震構造を採用した場合の燃取設備への影響検討
各部の応力は減少し，燃料交換機スリーブ削減など物量の削減の可能性がある。
- スロッシングによる影響の検討(カバーガス温度 400℃，Na 温度 500℃)
スロッシング時の液面揺動が燃料交換機，炉側シュートに与える影響は十分小さく耐震構造決定上は問題とはならない。

1 次 + 2 次応力 $12.2 \text{ Kg} / \text{mm}^2$ (制限値 $23.8 \text{ Kg} / \text{mm}^2$)
クリープ損傷 0.019 (制限値 0.3)
- T/L の相違
 - ・ 機器型式上の相違(A フレーム方式，移送セル方式)により原子炉構造部分との取合が異なる。
 - ・ ループ型炉の固定プラグとタンク型炉のルーフスラブの相違により，耐震設計上相違があり特に燃料交換機及びシュート部の詳細耐震検討が必要

2-(5)-④ 主要機器構造物の耐震設計条件の検討

- 検討目的 主要機器・構造物の成立性の把握
- 検討内容 海外先行炉の調査，機器支持方式，制御棒挿入性の検討，免震概念を導入した場合の影響の検討，今後の検討課題の抽出
- 海外先行炉の調査
 - ・地震入力はOBEとSSEを対象としている。又減衰定数として2% (OBE)，3% (SSE)を採用している。
 - ・主容器据付部の床応答はピーク加速度（水平SSE）で2g強程度，固有振動数（水平方向）は胴部板厚約25mmで3～7Hz程度
 - ・海外先行炉の鉛直方向加速度が，もんじゅ（0.288g）よりも厳しい→挿入反応度との関連で着目する必要有
- 機器支持方式 炉心支持方式としては側部支持方式が合理的概念である。主容器支持方式としては側部支持方式が合理的概念であるが，開発要素が多く見込まれるので構造的に単純な上部吊り下げ方式で検討する。
 - ・上部吊り下げ方式成立性の検討の結果，可能な限り海外炉並の床応答とするために半地下式建物の採用等を考慮することが必要（図2-(5)-6）
- 制御棒挿入性
 - ・水平方向相対変位 S_1 地震時 UCSと炉心頂部の変位最大13.6mm→キー結合の必要性なし。
- 免震概念を導入した場合の影響（図2-(5)-7）
 - ・柔構造免震構造（原子炉構造据付部への積層ゴム使用）→2次系配管への過大な強性変位，長周期成分の入力増幅によりスロッシングに対する影響大となる。
 - ・ダンパ型及びスライド型免震構造→応答加速度の軽減，応答変位の制限が可能，取合に検討要
- 今後の検討課題
 - ・低床応答のライセンサビリティ→半地下式建物の採用，地盤を格子モデルとして評価する方法の妥当性立証
 - ・主容器の小型軽量化
 - ・鉛直方向許容相対変位の検討

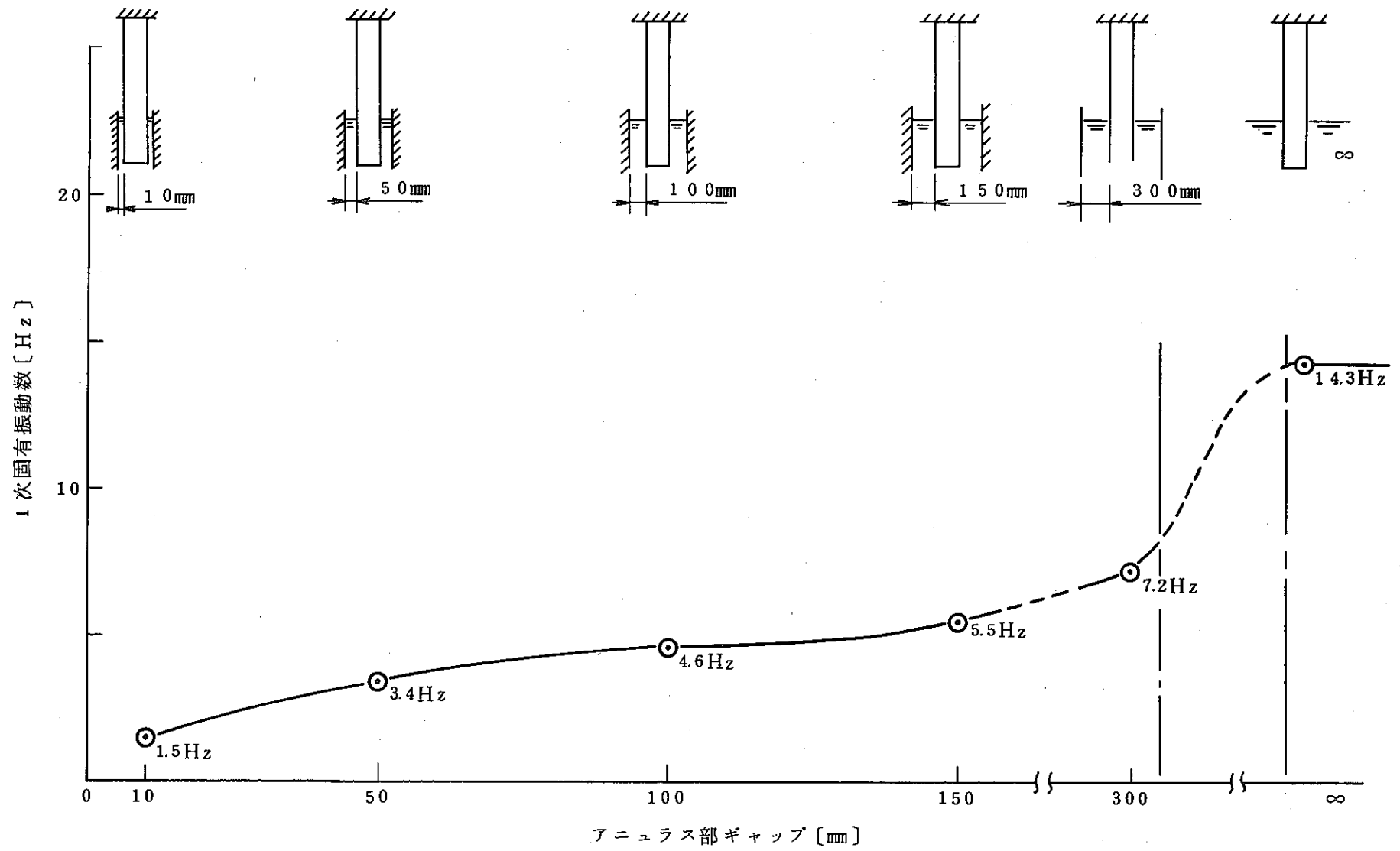


図 2-(5)-1 片持ちはりによるギャップ効果(水位 4000 mm)

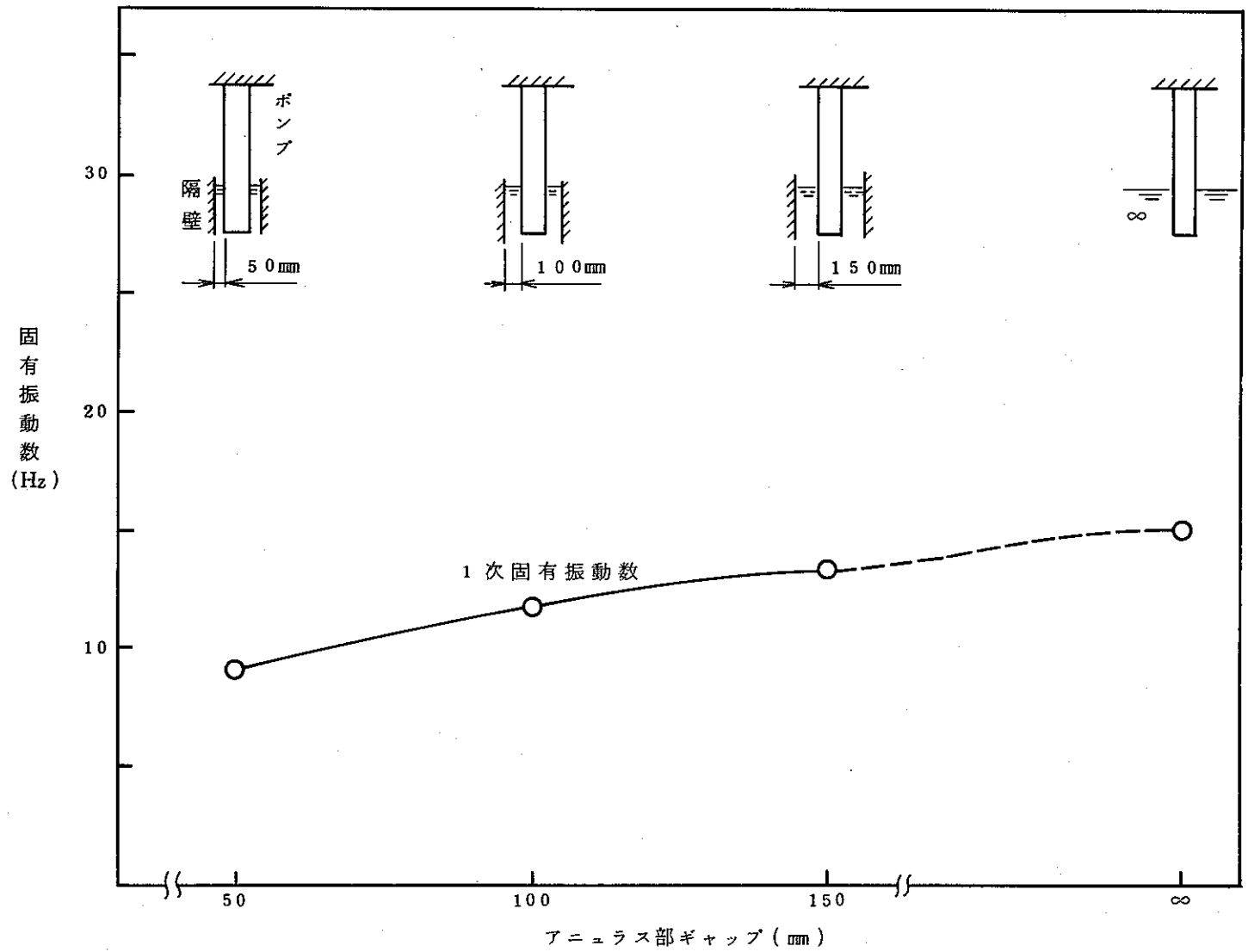


図 2-(5)-2 タンク型炉用 1 次主循環ポンプ
隔壁 - ポンプ間の隙間と固有振動数の関係

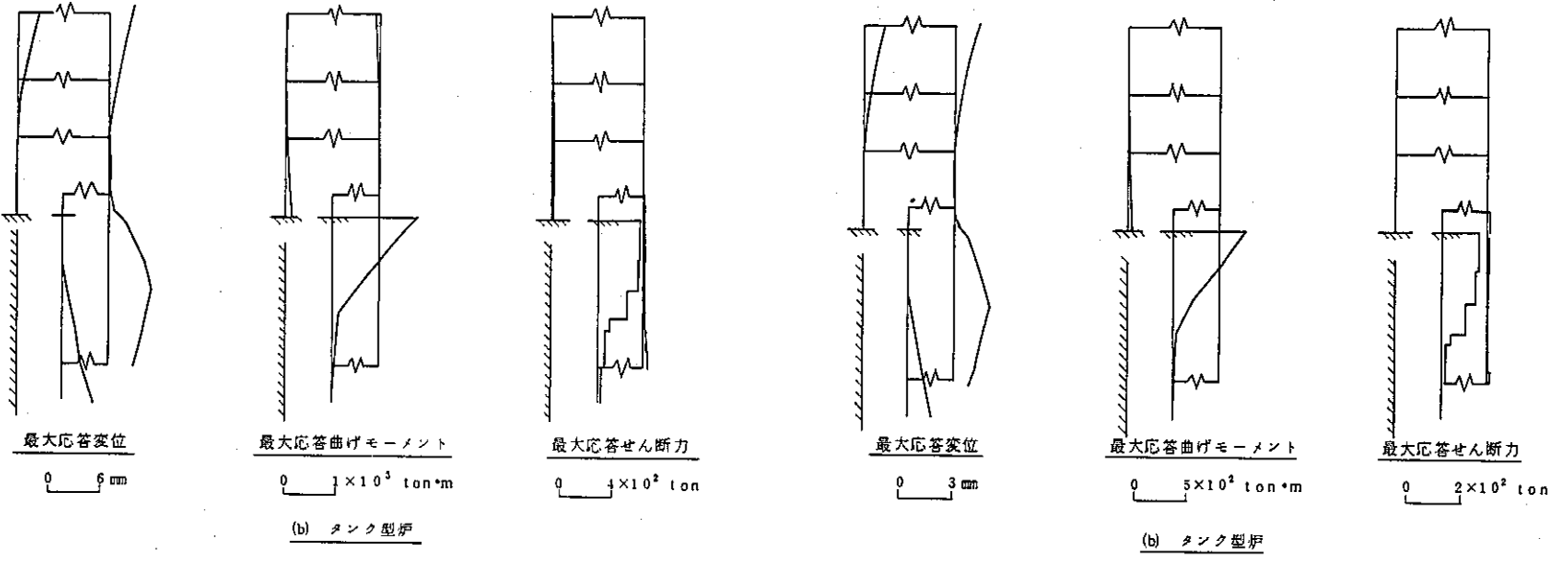
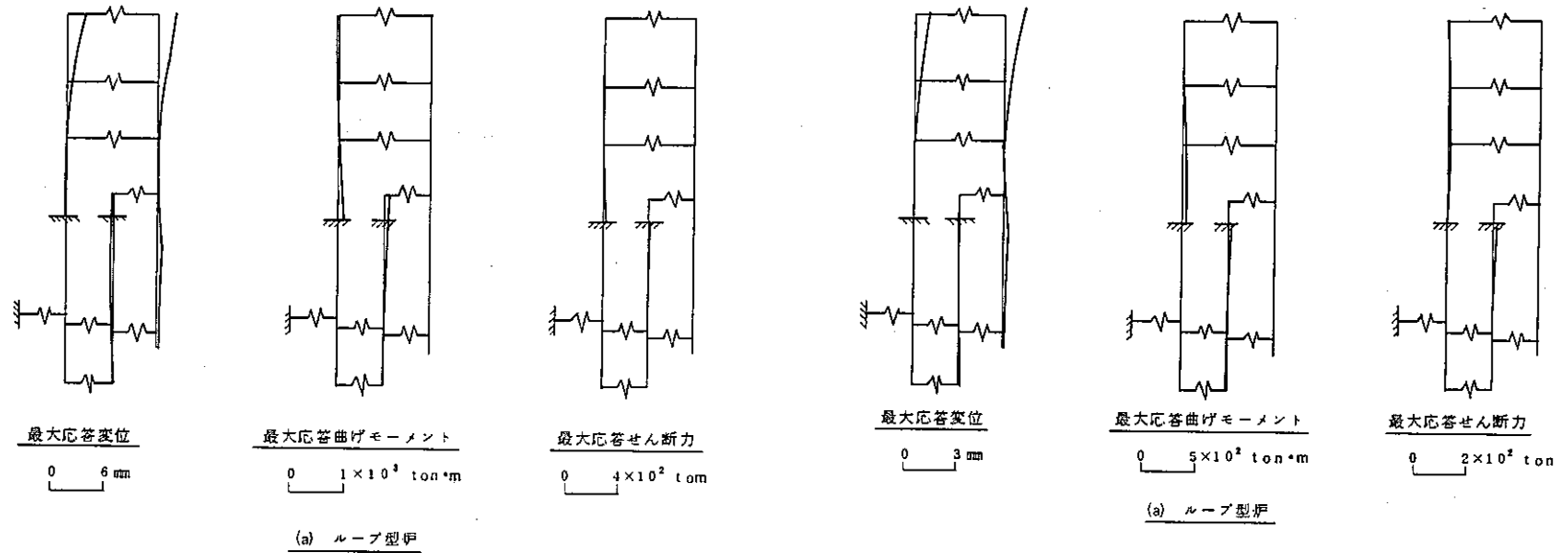
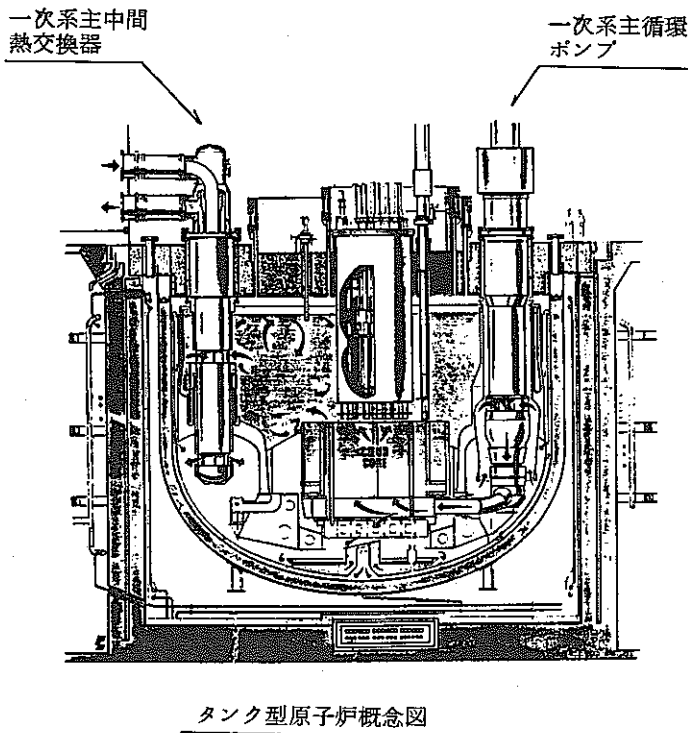
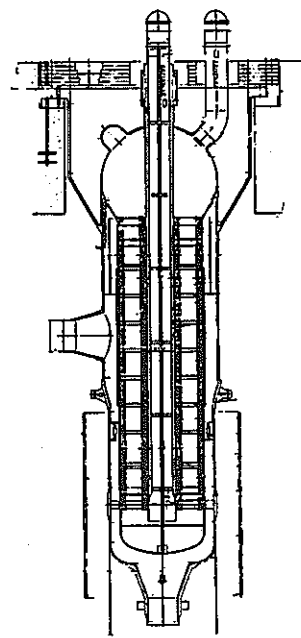


図 2-(5)-3 ループ型炉, タンク型炉用 1 次主循環ポンプ
地震応答解析結果 (遮蔽床応答時)

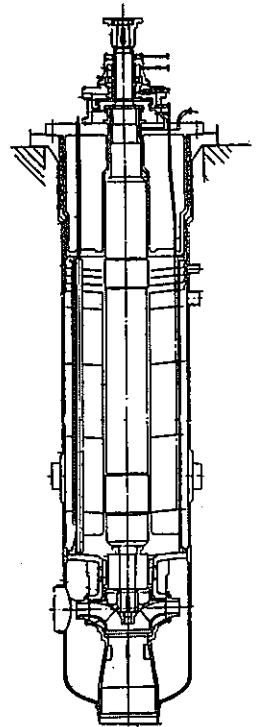
図 2-(5)-4 ループ型炉, タンク型炉用 1 次主循環ポンプ
地震応答解析結果 (遮蔽床応答時)



タンク型原子炉概念図



一次系
主中間熱交換器



一次系
主循環ポンプ

図 2-(5)-1 炉型式による支持条件の比較 (HX, ポンプ)

ループ型炉

表 2-(5)-5 燃料取扱設備の評価対象機器の選定

検討概念	
設備構成上の相違	炉型式の相違により、燃料取扱設備の設備構成が変わる部分はない。
機器形式上の相違	機器形式は、上図に示すように燃料出入設備（原子炉とEVS T間の燃料移送）において原子炉構造との適合性の観点から移送セル方式、Aフレーム方式等があるが、原子炉構造との取合構造部分を除けば、耐震設計上の有意な相違はない。
評価対象機器の選定	原子炉構造との取合構造上、炉容器遮蔽プラグ上に燃料取扱機は搭載されており、ループ型炉の固定プラグとタンク型炉のループスラブの相違により、燃料取扱機及び炉側シュートに耐震設計上の相違が考えられる。 従って、評価対象機器として燃料取扱機及び炉側シュートを選定する。

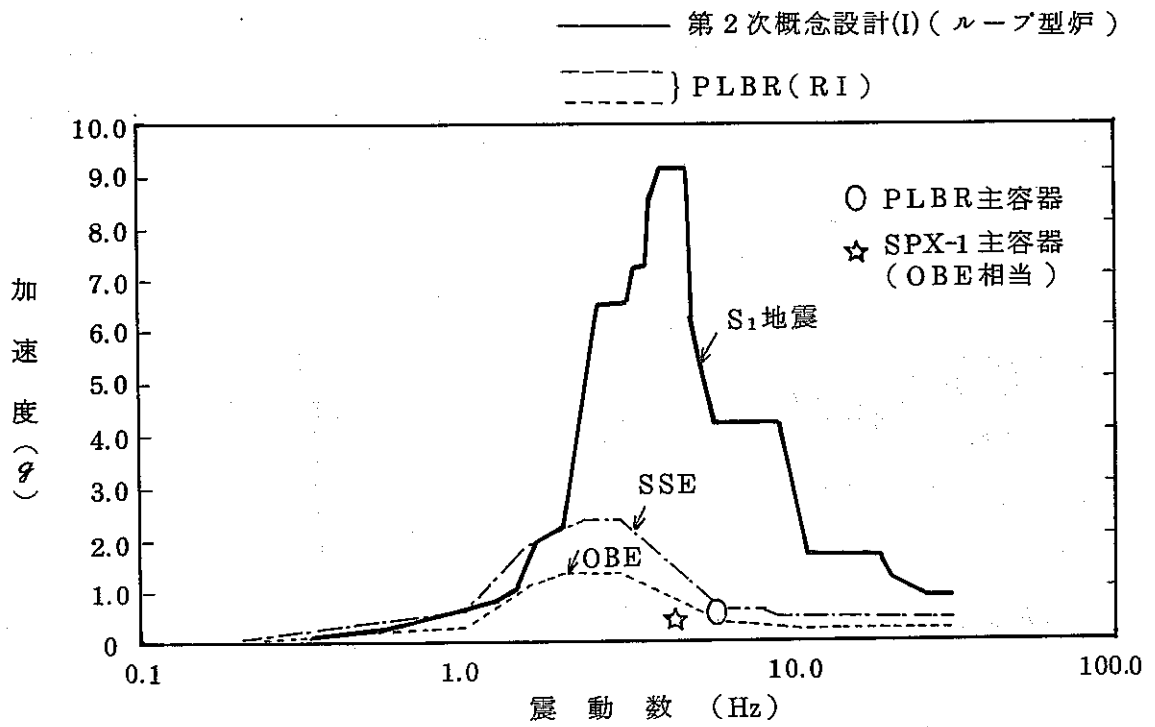


図 2-(5)-6 主容器据付部床応答の比較

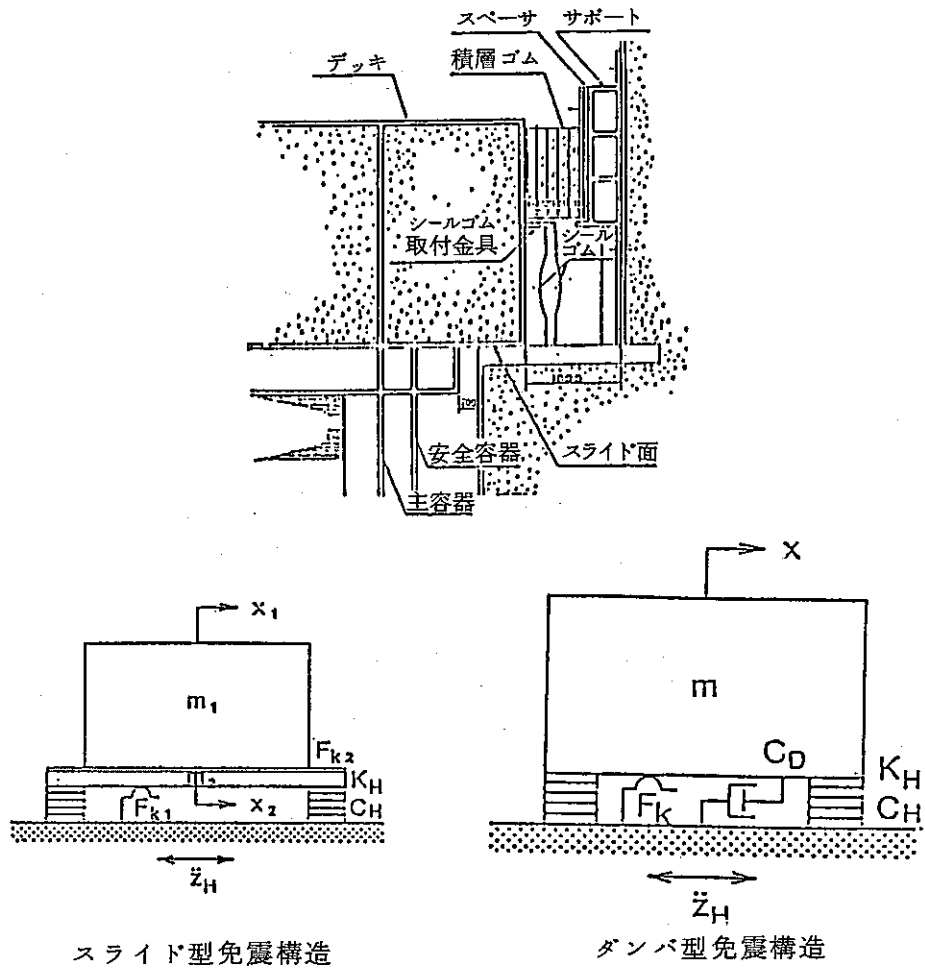


図 2-(5)-7 免震構造の例

2-(6) ディッププレート構造の検討

- 検討目的 タンク型炉のディッププレート構造について検討し、その効果を評価する。
- 検討範囲 スロッシング固有周期、スロッシング応答、ディッププレート構造に対する評価、免震概念を導入した場合の影響、今後の検討課題の抽出
- 検討条件 床応答曲線はU.S.R.G 1.60、57年度設計、もんじゅ(案)の3種類で検討
- スロッシング固有周期 タンク型炉(20m)で約5秒、ループ型炉(12m)約3.5秒
- スロッシング応答波高 床応答曲線により大きく異なるがT/Lほぼ同程度、最高液面上昇速度はループ型炉の方が大となる。(表2-(6)-1)
(最大スロッシング応答波高 T/L=97.5cm/131.8cm, 最大液面上昇速度19.4cm/s/224.4cm/s U.S.R.G 1.60で評価)
- タンク型炉のディッププレートはもんじゅのディッププレート構造で成立する見通しである(図2-(6)-1)
- 免震概念を導入した場合、免震概念により、スロッシングに対する影響が異なる。
 - ・ダンパ型免震構造、スライド型免震構造についてはスロッシング上特に悪影響はない。
 - ・柔構造支持の場合は長周期成分が増幅されスロッシングに対してより厳しい条件となる。
- タンク型炉は、IHX、ポンプ等炉内構造物が周囲に入っているのでスロッシングは励起されにくいと考えられ、ディッププレートがタンク型炉において特に困難なものとなることは無い。
- ガスの巻込防止についてはタンク型炉の場合例えばガスを巻込んでループ型炉に較べてプレナム部の流動状態は緩やかであるのでガスが抜ける可態性が高い。
- 今後の検討課題
 - ・IHX、ポンプ等の炉内機器とスロッシングの影響把握
 - ・長周期床応答曲線の検討

表 2-(6)-1 スロッシング応答波高 (η_{max}), 最大液面上昇速度 (V_{max})

炉 型	液 位	U.S.R.G.1.60		PNC DEMO		MONJU(案)		T (sec)
		$\eta_{max}(cm)$	$V_{max}(cm/s)$	$\eta_{max}(cm)$	$V_{max}(cm/s)$	$\eta_{max}(cm)$	$V_{max}(cm/s)$	
タンク型主容器 (内径 20 m)	I (6.5m)	97.5	119.4	45.7	56.0	28.4	34.8	5.13
	II (4.0m)	67.8	72.1	36.3	38.6	21.9	23.3	5.91
ループ型原子炉容器 (内径 12 m)	I (6.5m)	131.8	224.4	46.7	79.5	31.5	53.6	3.69
	II (4.0m)	121.1	192.6	43.2	68.7	28.8	45.8	3.95

(S1 地震)

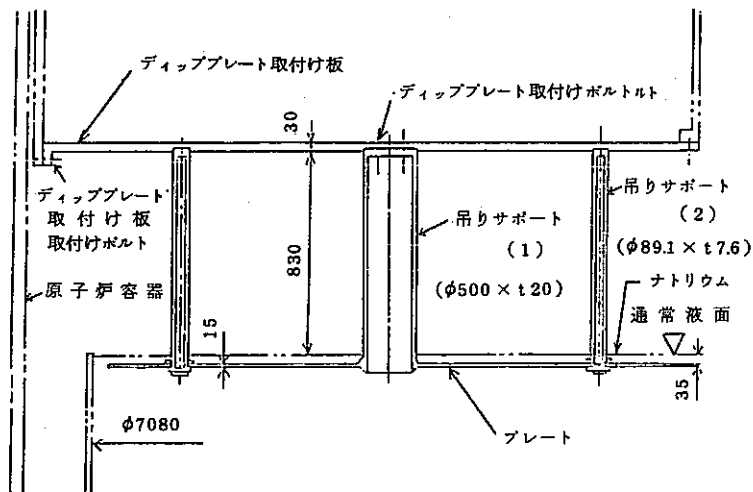
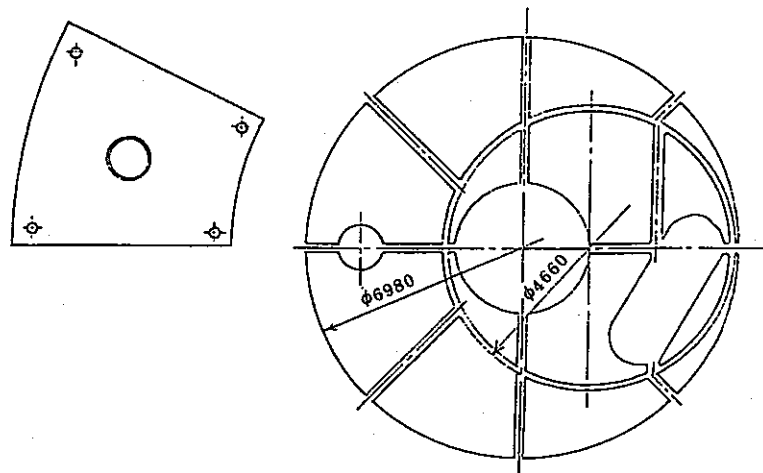


図 2-(6)-1 もんじゅディッププレート 構造図

2-(7)-① 大型コンポーネントの製作性の検討

- 検討目的 タンク型炉の大型コンポーネントである主容器とルーフスラブの製作上の問題と成立性の確認
- 検討内容 材料製造に関する検討，溶接性に関する検討，加工組立に関する検討，異材溶接継手の検討，今後の検討課題の抽出
- 材料製造に関する検討 大型鍛造構造であるルーフスラブ，主容器フランジは6分割で鍛造する必要がある。他は一体鍛造で製造可能の見込み
- 溶接性に関する検討 厚肉鍛造材の溶接は非クリーブ温度域で使用する場合は米国で実績があり，我国でも検討が進んでいる為，約500 mmまでとする。クリーブ温度域で使用する場合は原型炉の実績（約70 mm）を若干外挿する範囲とし，約100 mmまでとする。
- 加工・組立に関する検討
 - ・現状の設備から考え，20 mφ程度まで加工は可能であるのでルーフスラブ，主容器フランジは加工，組立可能
 - ・主容器の組立工法は，上部側から下部側へ組立てる工法を検討（図2-(7)-1）
- 異材溶接継手の検討
 - ・タンク型炉で異材溶接継手が考えられる箇所
ルーフスラブ（炭素鋼）と主容器（ステンレス鋼），炉心上部機構（ステンレス鋼）と回転プラグ（炭素鋼）
 - ・継手部の溶接構造（図2-(7)-2, 3）
 - 低温用 炭素鋼にステンレス盛金，ステンレス系溶材で溶接接続
 - 中高温用 炭素鋼にインコネル盛金，ステンレス系溶材で溶接接続
 - 高温用 炭素鋼にインコネル系溶材でインコネル接続，ステンレス系溶材でステンレス鋼と溶接接続
- 今後の検討課題
 - ・厚肉鍛造材の溶接法の検討（狭開先溶接技術，部分真空ビーム溶接技術）
 - ・異材継手技術の検討（溶接施工方法，設計・評価方法，非破壊検査技術）

2-(7)-② 大型コンポーネントの製作性の検討

- 検討目的 タンク型炉の大型コンポーネントである主容器とルーフスラブの製作上の問題と成立性の確認
- 検討内容 主容器とルーフスラブの製作設備，製作性，輸送及び据付の検討，異材継手の検討，今後の検討課題の抽出
- 主容器とルーフスラブの製作設備，製作性，輸送及び据付の検討
 - ・ 製作設備能力からは，ルーフスラブは6分割して熱処理し全体組立，プレス設備は現有の1000tプレス+補助プレスで対応可能
 - ・ 製作性についてはルーフスラブは製作精度に留意する必要があるが，現状の製作技術で十分可能と考える。主容器は製作及び組立の精度，溶接及び溶接後の検査に留意する必要があるが，製作可能と考える。
 - ・ 製作・輸送 工場で完成したルーフスラブ・主容器を陸上輸送することは不可能→以下の3方式を検討
 - ① サイトに比較的大規模な組立工場を建設する
 - ② 工場でセクタ組立まで行い，海上輸送で組立工場へ搬入し，最終組立を行う
 - ③ 工場で完成させ海上輸送でサイトに搬入，据付ける我国においてはサイトは海岸であることから③が最も有力と考える。
 - ・ 据付 Super Phenixの据付手順の紹介
- 異材継手の検討
 - ・ タンク型炉でオーステナイトステンレス鋼以外の構造材料が使用される可能性のある主要箇所→ルーフスラブ，蒸気発生器
 - ・ オーステナイトステンレス鋼と炭素鋼の異材継手は，BWRで使用されており，信頼性有
- 今後の検討課題
 - ・ 機器の大型化に伴う輸送の検討
 - ・ 主容器とルーフスラブの溶接の検討（厚肉異材継手の設計，溶接施工法，熱処理等）

2-(7)-③ 大型コンポーネントの製作性の検討

- 検討目的 タンク型炉の大型コンポーネントである主容器とルーフスラブの製作上の問題と成立性の確認
- 検討内容 主容器（安全容器を含む）及びルーフスラブの製作手順，異材継手の溶接，輸送方法，今後の検討課題の抽出
- 主容器の製作手順（図2-(7)-4）
 - ・主容器の組立方法としてリングブロック工法（37m球型LNGタンク製作に使用）を検討（鏡板端部，下部鏡板，振止構造，上部鏡板，ナックル部，胴部，フランジ部の各部をそれぞれ製作し，組立てる）
- ルーフスラブの製作手順（図2-(7)-5）
 - ・熱処理の関係から5分割のブロックで製作し組立てる方法を検討（ルーフスラブ本体，熱熱遮蔽構造，遮蔽構造をそれぞれ製作し，サイトで全体を組立てる。）
- 異材継手溶接（ルーフスラブと主容器）
 - ・5ケースについて検討し，炭素鋼側をステンレス系溶接材料を用いて肉盛後，肉盛溶接部とステンレス鋼をステンレス系溶接材料を用いて溶接する方法を選択
- 輸送方法
 - ・工場からの積出し（150t移動台車16台で横移動）→船積（3000t吊海上クレーン）→海上輸送（12000t台船）→水切（3000t吊海上クレーン）→現地輸送（キングキャリア）
 - ・主容器輸送重量 約2400t（本体約2230t），安全容器 約700t（約570t），ルーフスラブ約1000t（約840t）
- L/Tの比較

タンク型炉の主容器，ルーフスラブの製作性，異材継手，輸送方法とも成立すると考える。
- 今後の検討課題

製作精度の検討，ルーフスラブの局部焼鈍，検査方法，異材継手関連試験

2-(7)-④ 大型コンポーネントの製作性の検討

- 検討目的 タンク型炉の大型コンポーネントである主容器とルーフスラブの製作上の問題と成立性の確認
- 検討内容 主容器，ルーフスラブの製作手順，異材継手溶接の施工性，今後の検討課題の抽出
- 主容器の製作
 - 素材（ $50\text{ mm} \times 3\text{ m} \times 7\text{ m}$ ）→プレス加工→溶接・組立（底板組立→皿部組立→胴部組立）
- ルーフスラブの製作
 - セクターブロック製作（底板組立→貫通スリーブ取付→リブ取付→ $\frac{1}{6}$ セクタブロック）
 - 異材継手用肉盛→セクタブロック焼鈍→1体リング化
- 溶接施工性 以下の4種類の溶接施工について検討
 - ・SUS-炭素鋼（ルーフスラブ-主容器）……SUS肉盛部の焼鈍影響の把握
 - ・炭素鋼-炭素鋼（ルーフスラブ内部）……ブロック完成後の大型構造物としての一体リング化
 - ・SUS-SUS（主容器部分）……開先加工等の製作精度の確保
 - ・大型周溶接（現地最終溶接）……製作精度の確保
- Super Phenixをベースに製作手順書を作成し溶接施工性の検討を実施した。大型コンポーネントの製作性の観点からは，ルーフスラブの焼鈍条件を出来るだけ緩和するためには薄肉化（ 38 mm 以下）を計ること，製作精度の向上を計ることが必要
- 今後の検討課題
 - ・主容器，ルーフスラブの組立方法の確立，異材継手溶接方法の確立

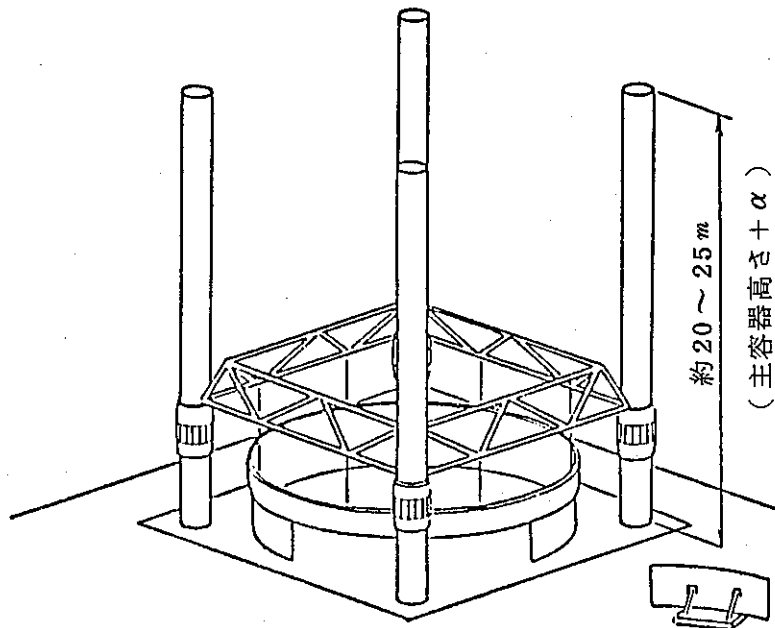
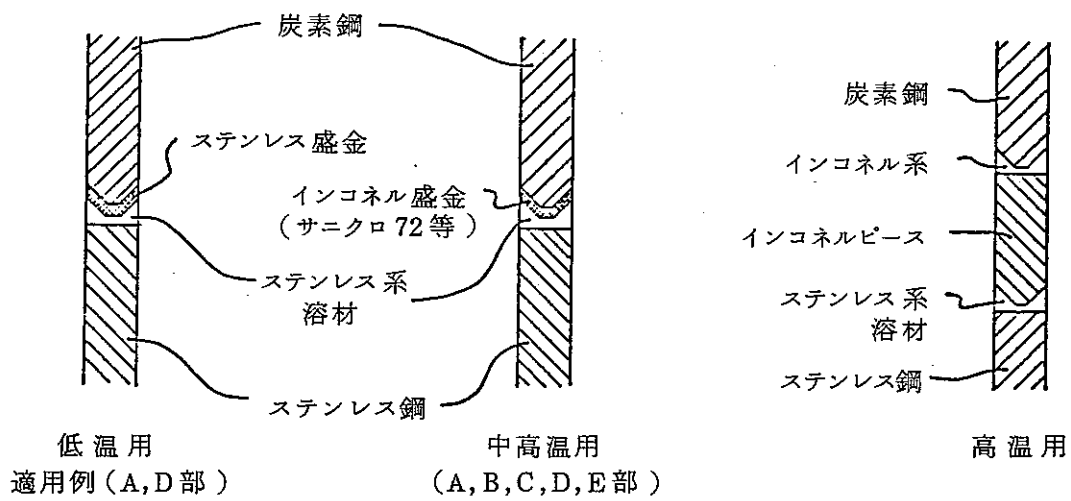


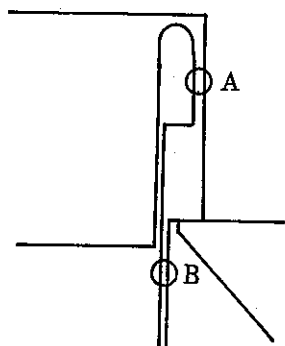
図 2-(7)-1 主容器組立工法の例



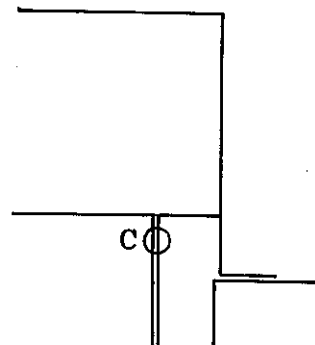
(注) 記号 A ~ E は図 1-5-02 の継手位置に対応。

図 2-(7)-2 異材継手部の形状

ルーフスラブー主容器継手



アーチ型



主容器吊り下げ型

炉心上部機構一回転プラグ

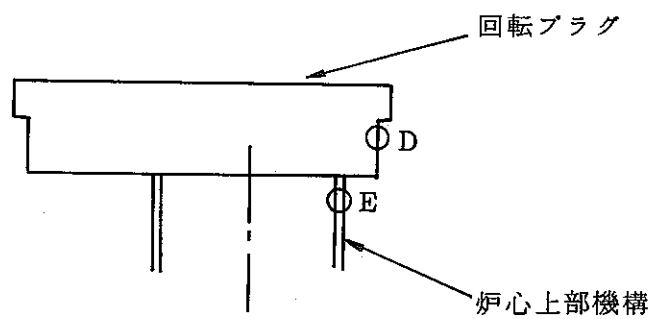


図 2-(7)-3 異材継手の適用が考えられる箇所

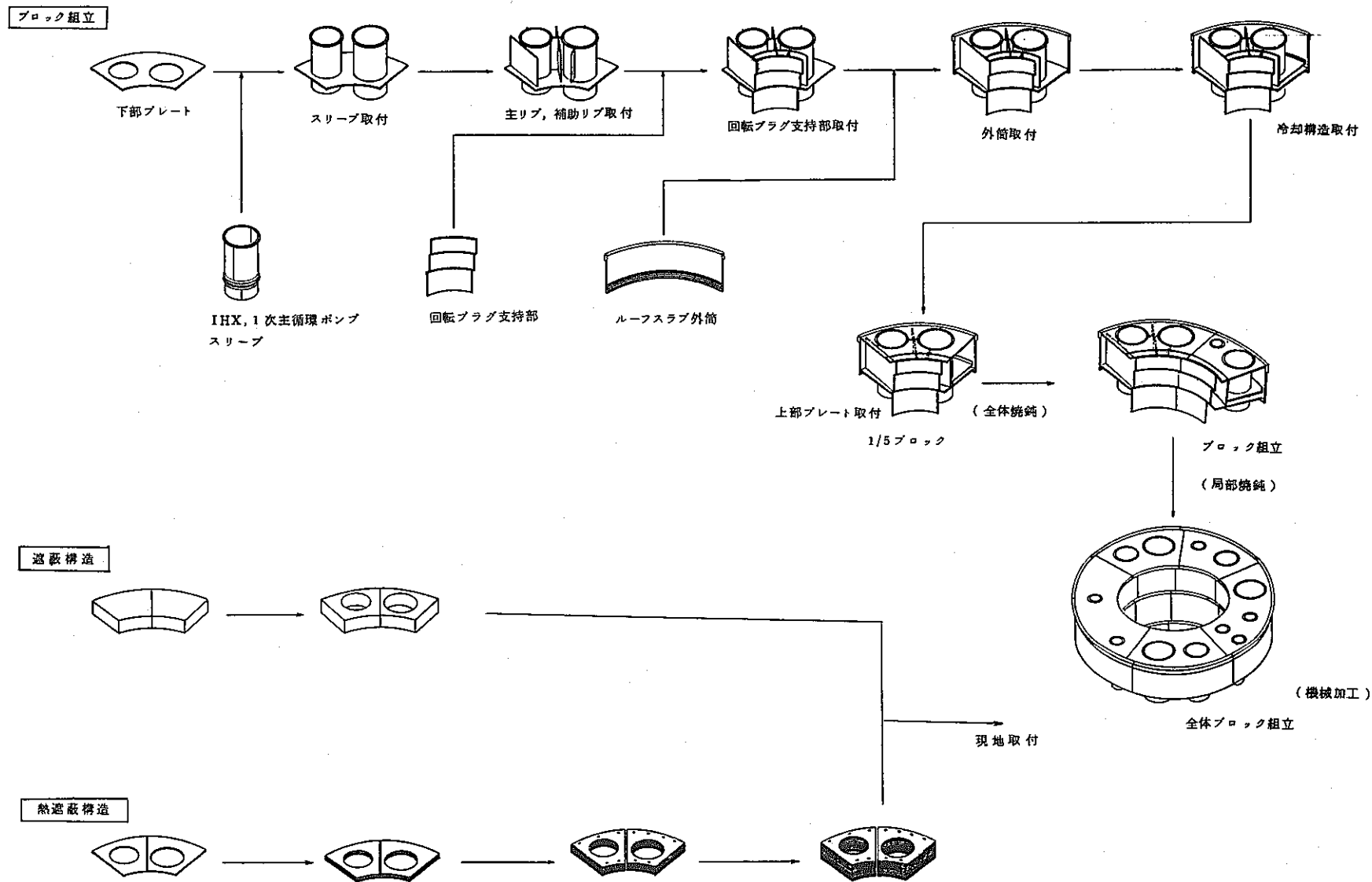


図 2-(7)-5 ルーフラブ製作手順図

3. 技術の適用性の検討

- 3-(1) 炉心燃料
- 3-(2) 炉心まわり遮蔽
- 3-(3) 燃料取扱設備
- 3-(4) 主容器内計装
- 3-(5) 崩壊熱除去系
- 3-(6) プラント動特性
- 3-(7) 大型容器の予熱，保温法
- 3-(8) 腐食生成物および核分裂生成物の低減策と補修性
- 3-(9) 誘導放射化の検討
- 3-(10) I S I および保修方法
- 3-(11) 主要構造物の耐震性と地盤条件の関係
- 3-(12) 技術的には起るとは考えられない事象についての検討
- 3-(13) ナトリウム火災対策の概念
- 3-(14) 格納容器の設計条件

3-(1) 炉心燃料

○設計要求事項の整理(図3-(1)-1~図3-(1)-2, 表3-(1)-1)

- 地震時上下動挿入反応度の評価…燃料が破損しない最大限の挿入反応度(1.1\$; 1.4\$のうち1.1\$が制御棒の上下動に起因する挿入反応度の許容値)S2地震時の上下方向の変化はループ(30mm, 90φ), タンク(45mm, 135φ)となりタンクの場合110φを越えている。
- 炉心圧損変動の効果…炉心圧損増加→ポンプ径増加(但し, 必ずしもR/V径増加とはならず), 自然循環機能への影響→①炉心圧損低減効果は, T>L(全圧損に対し炉心圧損の占める割合がタンクは大きいため), ②R/VとIHXの伝熱中心差は, ループの方に自由度あり有利, 但し同じ伝熱中心差ならタンクの方が圧損が小さい分だけ自然循環大
- 炉心サイズ…(径方向); 炉心サイズ変動によるR/Vサイズへの影響は, L/Tで同じ, 但しタンクはR/V径が大きく耐震上, 縮小化の要求が強い。(軸方向)集合体短縮→R/Vの高さ縮小(ループのみ), 但しタンクの場合Pump, IHXとの関連あり集合体の短縮が直接R/V高さ縮小へはつながらない。

○炉心仕様選定のための検討

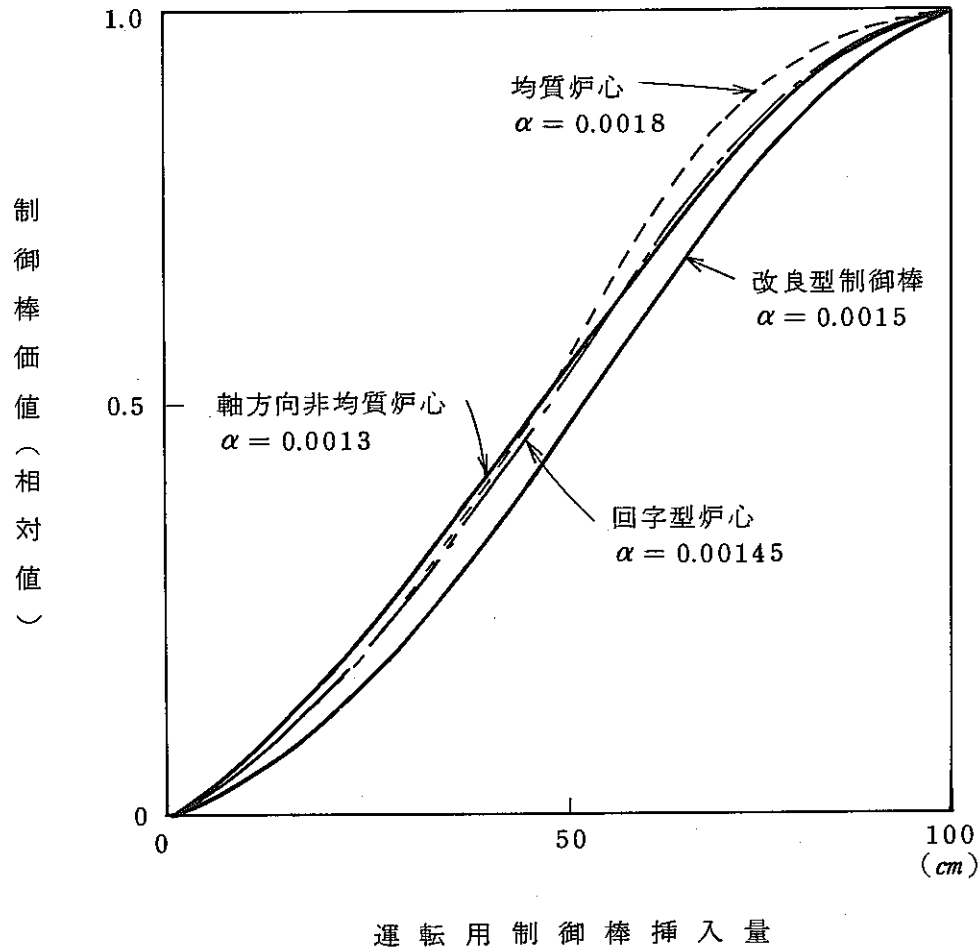
- 制御棒上下動による挿入反応度; 軸方向非均質炉心, 回字型炉心, 改良型制御棒あるいは起動用制御棒の設置などの方策が有望 } プラント全体のバランスを考えた仕様選
- 炉心のコンパクト化 ; 軸及び径方向遮蔽体として黒鉛又はB₄C定が重要が有効
- 炉心圧損低減 ; ピンピッチ増大が比較的有望

○今後の課題

- 従来技術と相違点の大きいものは, 軸方向非均質炉心, 回字型炉心である。これらについては初装荷炉心の検討, 出力分布制御に関する検討, 予測誤差の外種性に関する検討, 安全性に関する検討が必要。

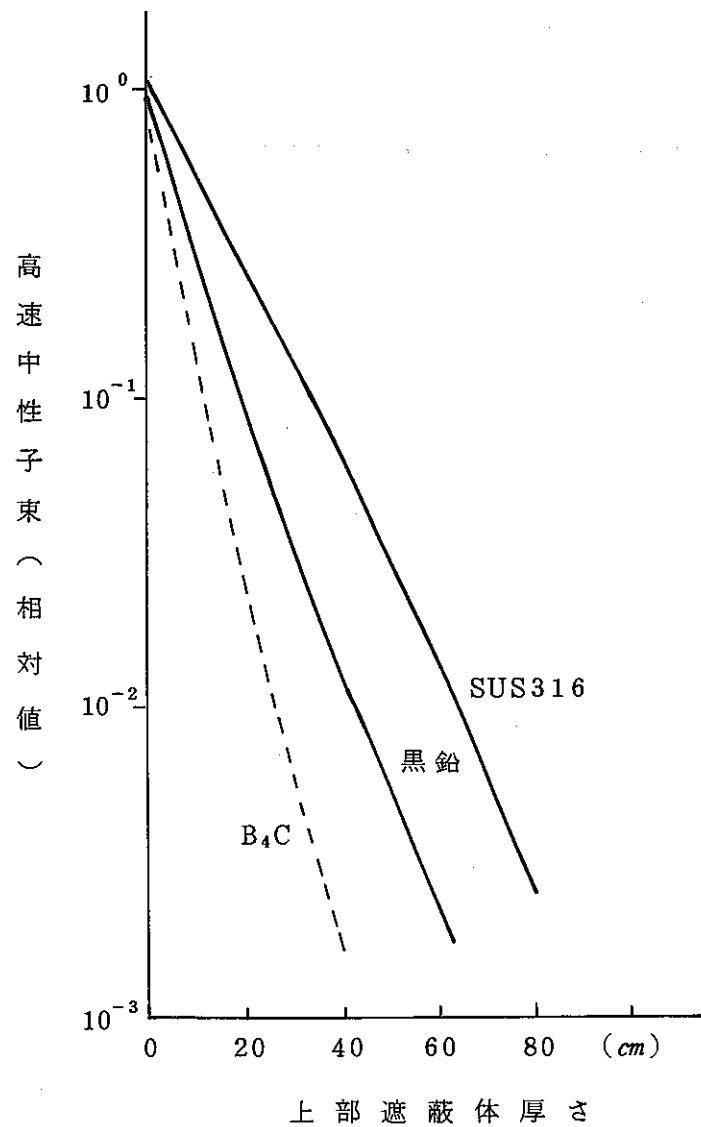
又ループとの共通課題としては,

- 炉心耐震(群振動解析)
- 集合体全長の短縮と浮上りに関する検討
- 黒鉛, B₄C遮蔽体の検討



炉心高さ 120cm 均質炉心では、
左図における均質炉心と同様な
曲線となるが、制御棒 1mm 変位
時の値である最大勾配 α は
 $\alpha = 0.0015 [1/mm]$
と低減される。

図 3-(1)-1 動燃実証炉制御棒ストローク曲線



• 上部遮蔽体体積比 (%)

SUS316/Na = 73/27

黒鉛/Na/SUS316 = 50/30/20

B₄C/Na/SUS316 = 50/30/20
(天然ポロン)

• 解析手法

一次元輸送計算 P₃S₈, 100群

図 3-1-2 高速中性子束減衰曲線

表 3 - (1) - 1 炉心圧損低減策と主な波及効果

圧損低減策	炉心サイズの影響	その他への影響	圧損低減の効果	備考
ピンピッチの増加 (集合体ピッチの増加)	径が増加	・増殖特性の低下	大	
(上部) 軸ブランクットの削減	集合体長 - あまり変化なし 炉心径 - 多少増加	・増殖特性の低下 ・遮蔽体延長の必要性	中	
炉心高さの低減	径が増加	・増殖特性の低下 ・炉心 - 制御棒許容相対変位の低下	大	
集合体数の増加 (線出力の低下)	径が増加	・燃料費の増加	大	
ワイヤ差ピッチの増加	——	・燃料ピン痕り跡の増加	中	
炉心出入口温度差の増加 (冷却材流量の低下)	——	・被覆管最高温度など	大	

3-(2) 炉心まわり遮蔽

ループとタンクの遮蔽設計上の主要な相違点の比較

○課題の抽出・検討

- ・DRACS 2次系Naの放射化…タンク，ループとも条件は，ほぼ同じ，2次系まわりを管理区域にする必要あるが主冷却系に比べて範囲が小さいため影響は小さい。(?)
- ・上部方向遮蔽…タンク，ループの相違は小さい。遮蔽プラグ(デッキ)の遮蔽必要厚さは1次系ナトリウムの放射化レベル(ループ，タンクほぼ同程度)により決定されるため，両方で必要厚さは同じ，但しタンク型の主容器径はループ型の炉容器径よりも大きいため遮蔽体物量としてタンク型の方が大きく，構造設計上の課題はタンクの方が大きい。(タンク型の方が軽量化の要望大)
- ・CP，FPのメンテナンス上の問題…1次系機器のメンテナンスの面から，CP，FPの付着は，保修時被曝の問題があり，タンク，ループとも共通の課題(但しタンクのPump・IHXの放射化の問題がある)

以上から，ここでは，1次主冷却系機器及び2次Naの放射化が，ループ，タンクの遮蔽設計上の主な相違点とし，「タンク型では，これらの放射化を免れないものか否か」の観点より，既存の設計例を調査し，補足検討を加える。

① 遮蔽構造の比較；R/V～IHXまでの遮蔽の比較，図3-(2)-1 Phenixの炉心まわり遮蔽設計解析結果，SPX-1の設計解析結果に基づく，遮蔽設計上の問題を検討

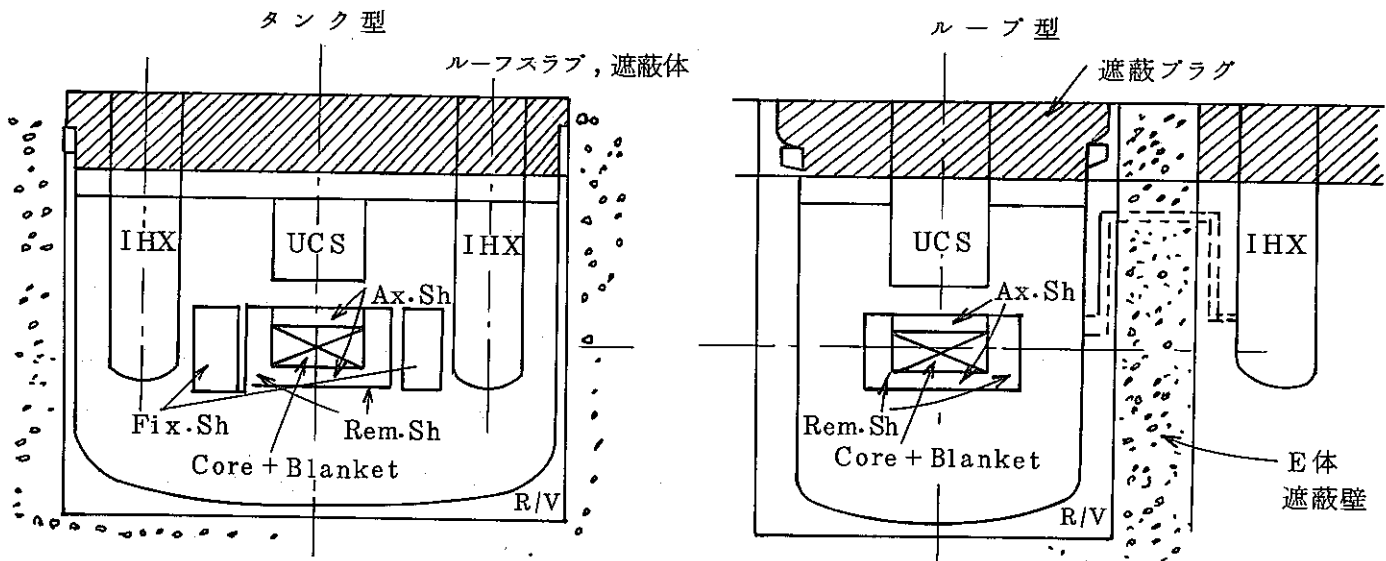
- ・径方向；タンク(Phenix)は炉心からIHXまで4m，ループ(もんじゅ)は炉心からIHXまで11～12m，タンクの場合，炉心からIHXまでの距離十分とれず2次系放射化が課題
- ・軸方向；遮蔽の目的がループとタンクで異なる。R/V形状がループはたて長，タンクはよこ長であり，ループでは軸方向上部への透過距離に比し，径方向への透過距離が短く(炉心→径方向へR/V室空洞部を上部→炉上部カバーガス領域へ)といった迂回成分が上部軸方向への直接透過成分を上回る。(図3(2)-2)タンクの場合はR/V径が大きくこの迂回成分は低減され，ループ型のようには問題とならない。単に炉上部ピットの遮蔽対策という面ではループ型で考えている様な炉心上部遮蔽対策(集合体中にSUSブロック)で充分，但し，Phenixで軸方向遮蔽体に B_4C が用いられている理由は，IHX位置の中性子束低減の為である。(※炉心からIHXへ至る中性子束，径方向へ遮蔽体を透過したものより，炉心部へ一担漏洩した

後、遮蔽体上部迂回してIHXへ至るものが支配的)

- ・ IHXまわりの局所的遮蔽；SPX-1の2次系Naの放射化割合から2次系Na放射化は、IHX下部の炉心に近い側で生じている。

② 2次系Naの放射化防止

- ・ 2次系まわりを非管理区域にするには、保温材表面で0.625 mrem/hr以下とする必要がある。Phenixは、約3 mrem/hrなので $\frac{1}{5}$ に低下させると日本の法令でも非管理区域とすることができる。B₄Cで30～40 mm，ステンレス鋼で100～120 mm程度に相当するが遮蔽すべき対象は、上述の如く、径方向遮蔽体を上部及び下部から迂回する成分の両者であり、かつNa流路確保のため容易に遮蔽しにくいことから考え、かなり難しい。



IHX	中間熱交換器	Rem. Sh	径方向可動遮蔽体
UCS	炉心上部機構	Fix. Sh	径方向固定遮蔽体
R/V	原子炉容器	Ax. Sh	軸方向遮蔽体

図 3-(2)-1 ループ/タンクの遮蔽構成

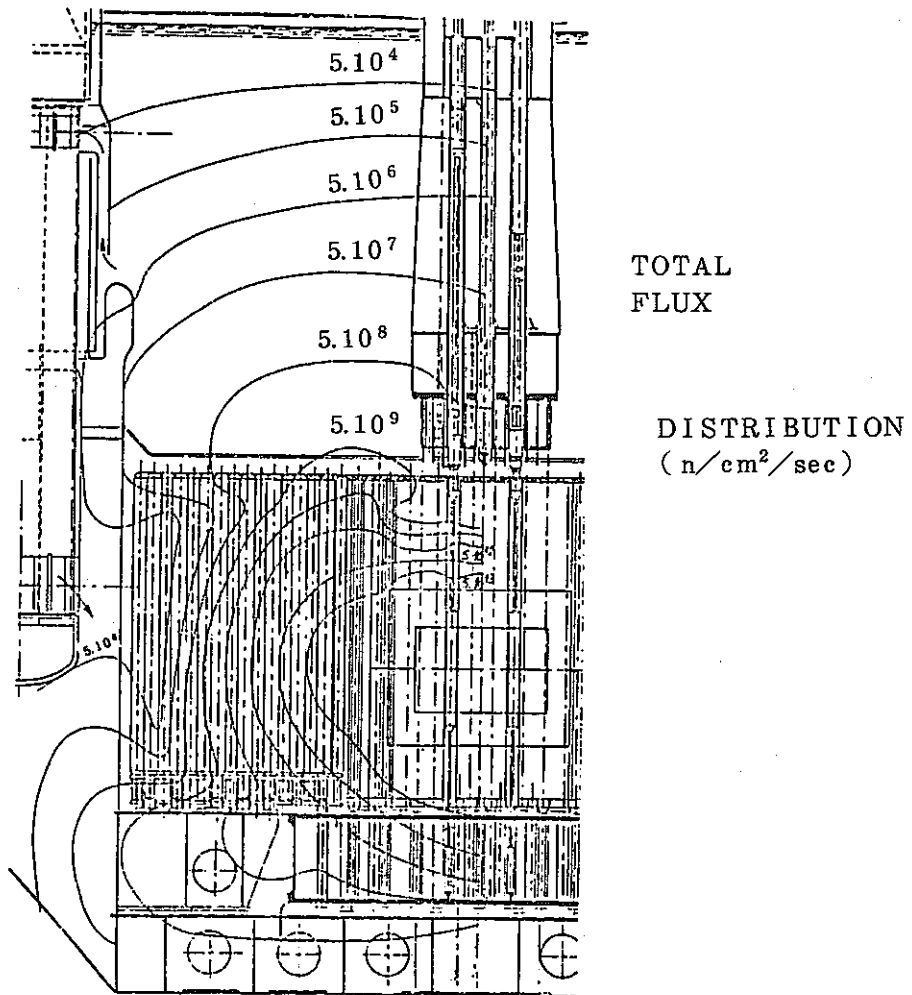


図 3-(2)-2 炉心まわり中性子束分布 (Phenix)

3-(3) 燃料取扱設備

- 検討目的 EVS方式とIVS方式についてT/Lの設計上、技術上の相違点の比較
- 検討内容 燃取設備の検討A (EVS方式, IVS方式), 燃取設備の検討B (EVS方式, IVS方式)
- 燃取設備の検討A; 58年度設計 (EVS方式, 大型F/A)をタンク型炉へ適用した場合の検討

(EVS方式) (表3-(3)-1)

- ・ T/Lの相違点 燃料交換設備→差なし, 燃料出入設備→炉構造との取合構造が異なる。燃料移送機構が異なる。EVS設備→差なし
- ・ タンク型炉への適用性 燃取設備のシステム構成は炉型式の違いにより変るものでなく適用可能である。

(IVS方式) (図3-(3)-1)

- ・ EVSTを削除し, IVS方式とすると炉内燃料貯蔵ラック, 中継層, 破損燃料ラック等が必要
- ・ IVS方式はループ型炉ではR/V径へのインパクトが大きい, タンク型炉には適合性の良い概念。
- 燃取設備の検討B; 概念設計(Ⅲ)(EVS方式, 標準F/A)をタンク型炉へ適用した場合の検討

(EVS方式) EVST, 燃料移送セル, 機器配置の検討

- ・ EVSTはT/L同一概念のものを使用出来る。(シュート角度に若干の相違有)
- ・ 移送セルの耐震性検討→セル長さ(T=10m, L=20m)の相違が耐震性に与える影響は少なく構造成立性に差はない。

(IVS方式) 燃料交換スケジュール IVS方式の機器の検討

- ・ 燃料交換スケジュールはT/Lとも, IVS方式10日, EVS方式9日で炉型式による差はない。
- ・ 燃料貯蔵ラック, 炉外中継槽の概念に炉型式による差はない。
- 検討のまとめ (表3-(3)-2, 3)
- ・ A, Bいずれの検討でも, T/Lの間に配置の差はあるが設計上, 技術上の差はない。

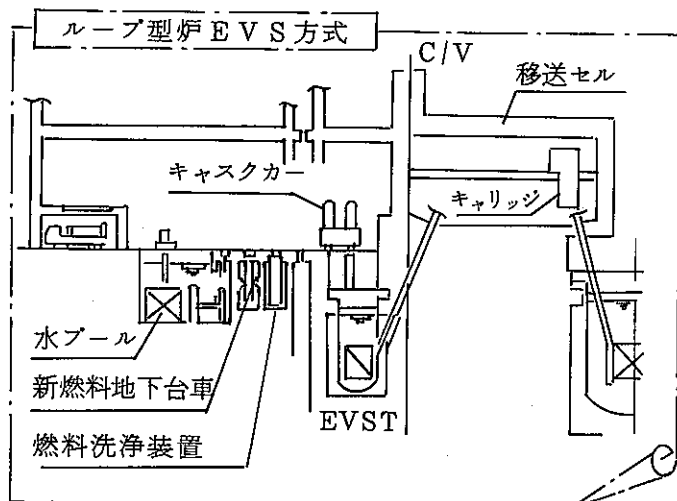
○ 今後の検討課題

(EVS方式) 燃料出入機構造の検討, 燃料移送セルの構造, ルーフスラブ上配置の検討, EVST構造検討

(IVS方式) 燃取下流系の合理化検討, 炉内貯蔵ラックの貯蔵評価, 洗浄工程の短縮化検討

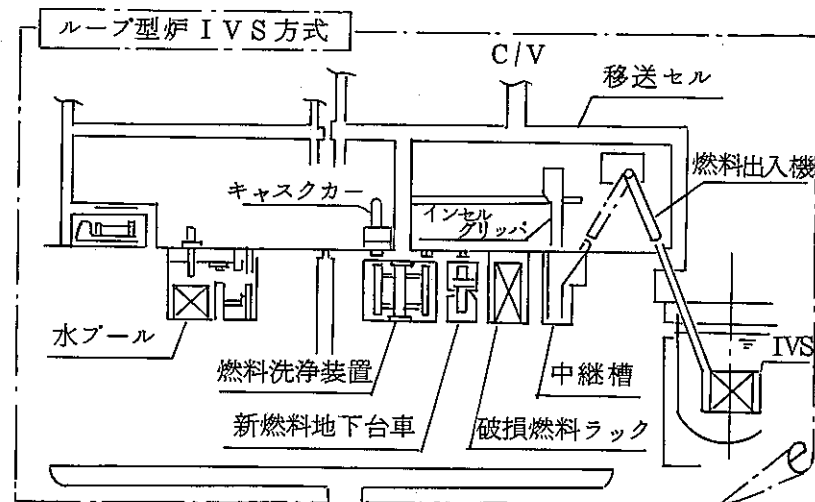
表 3 - (3) - 1 燃料取扱設備 ループ型炉との設計上、技術上の相違点

比較項目	相 違 内 容	備 考
燃料取扱設備の概念	<p>ループ型炉 <注1></p> <p>タンク型炉</p> <p>ループ型炉 EVS方式の燃料システム概念を適用</p>	<p><注1>58年度ループ型炉本案検討結果</p>
設備構成	<p>1) 原子炉・EVST間：燃料出入設備において、キャリッジの走行設備が不要となる。</p> <p>2) EVST以降：相違なし</p>	
設備配置 <注2>	<p>1) タンク型炉の場合、1次冷却系配管が炉容器まわりにないため、EVSTを炉容器に接近して配送できる。</p> <p>2) 格納容器(7)の直径が小さくなるため、燃料出入設備の補助設備(例：セル雰囲気調整設備、燃料バケット用ビット(6))の配置スペースが制限される。</p> <p>3) 燃料移送セルのルーフスラブ上配置(4)は、大回転プラグベアリングスタンドの保守スペースがクリティカルとならなくなるため、ルーフスラブへの接近配置が可能となる。</p>	<p><注2>大型格納容器を有する概念を前提とした。</p>
保 修 性	<p>燃料移送セル内機器の保修用ハッチ(5)の設置位置が、ポーラクレーンの寄り付き範囲により制限される。</p>	
製 造 製 作 性	<p>燃料移送セル(3)が小型化(長さ約20m→約10m)することによりセル製作施工法の選択裕度が広がる。</p>	
構 造	<p>燃入出入設備</p> <p>1) 炉側シュート(1)の取付角度が増加(14°→約25°)する。</p> <p>2) キャリッジの走行機能が不要となり、スイング式出入機(2)となる。</p>	
造	<p>炉外燃料貯蔵設備</p> <p>EVSTのシュート角度の相違はあるが、構造上の有意な相違はない。</p>	

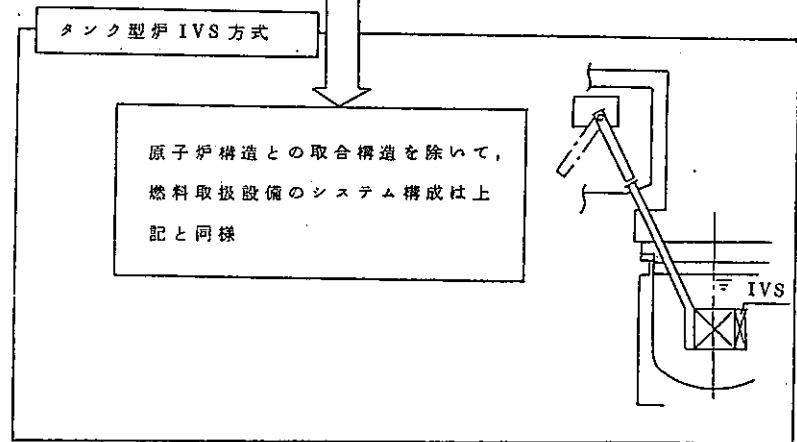


(58年度ループ型炉本案検討結果)

<注>
IVS方式の採用



タンク型炉への適用



<注> 炉内燃料貯蔵 (IVS) 方式の採用に伴ない、必要となる燃取システムの主要更点は次の通りである。

- 1) EVSTの削除による変更
 - ① 減衰待貯蔵機能→炉内燃料貯蔵ラック
 - ② 炉外燃料中継機能→中継槽
 - ③ 破損燃料貯蔵機能→破損燃料ラック
- 2) IVS方式による燃料移送処理工程の短縮化対応
 - ① 床側設備との接続時にガス置換を不要とするインセルグリッパ方式の採用
 - ② 燃料洗浄槽の複数化

図 3-(3)-1 IVS方式採用に伴うループ型/タンク型燃料システムの相違

表3-(3)-2 タンク型炉とループ型炉の相違点のまとめ (EVS方式)

項目	タンク型炉とループ型炉の相違点	備考 ①; Aにて検討 ②; Bにて検討
燃料交換設備	差がない	①, ②
燃料出入設備	タンク型炉は走行機能が不要なスイング式を採用できる。	①, ②
原子炉容器側シュート	タンク型炉の角度 θ_1 が約 10° 度大となるが、技術的な差はない。 タンク型炉では長さを短かくできる。	①, ②
燃料移送セル	セルの長さがタンク型炉の方が $6\sim 10\text{m}$ 短い。 耐震成立性は両炉型ともあり。	①, ② ③, ④でもセル形状は類似しており、③の評価結果はそのまま適用できる。
燃料移送セル 雰囲気調節系	差がない。	①, ②
EVST側シュート	タンク型炉の角度 θ_2 が約 3° 大となるが、技術的な差はない。	③
EVST	差がない。	①, ②
EVST冷却系	差がない。	①, ②
配置	タンク型は燃料バケット用ビット配置スペース小 燃料移送セル雰囲気調節系の配置; ループ型はセル床下, タンク型はセルと同レベル EVST据付レベルがタンク型炉の方が下る。	① ①, ② ④ EVST側のシュート角度を大きくすることにより、レベルをループ型炉と同等にする配置もとりうる。

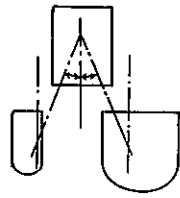


表3-(3)-3 タンク型炉とループ型炉の相違点のまとめ (IVS方式)

項目	タンク型炉とループ型炉の相違点	備考 ①; Aにて検討 ②; Bにて検討
燃料交換設備	差がない	①, ②
燃料出入設備	タンク型炉は走行機能が不要なスイング式を採用できる	
燃料移送セル	寸法の相違はあるが構造概念に差がない	①, ②
炉外中継槽	差がない	①, ②
炉外中継槽冷却系	差がない	①, B
破損燃料貯蔵ラック	差がない	①, ②
破損燃料貯蔵ラック冷却系	差がない	①, ②
燃料処理系移送方式	差がない	①, ②
炉内貯蔵ラック	差がない	③
燃料交換スケジュール	差がない	①, ②
配置	燃料移送セル雰囲気調節系の配置: ループ型はセル床下, タンク型はセルと同レベル	①, ②

EV S方式の検討から耐震成立性は両炉型ともあり

3-(4) 主要器内計装

- タンク型炉の系統構成の特徴（IHX，1次系主循環ポンプ炉容器内設置）により炉容器内に設置する計装機器（ループ型炉に対して）

1次冷却系流量計（1次主循環ポンプ出口流量計），DN法FFD，原子炉容器（中間熱交換器）出入口温度，1次主循環ポンプ出口圧力計

- 炉心の異常事象と検出手段の検討—ループ型炉と検出手段は変わらないが，炉内配管破損時に対し集合体出口温度計の役割が重要
- 中性子検出器の検討—原子炉容器内中性子束分布（タンク型炉）固定遮蔽体外面約 $1 \times 10^9 n\bar{\nu}$ ，タンク外側 $10^3 n\bar{\nu}$ 以下（ループ型炉）炉心近傍のNa層部約 $10^{10} n\bar{\nu}$ ，R/V内壁約 $10^9 n\bar{\nu}$ ，G/V外壁約 $10^8 n\bar{\nu}$

起動系検出器—タンク型炉の場合，容器内での中性子減表が大きいため炉容器内に検出器を設置，高温雰囲気であるため核分裂計数管を使用

広域・出力系検出器— $400 \sim 600^\circ\text{C}$ のものが開発されている。

- FFD及びFFDLの検討—FFDの検討・ピンホール破損に対してCG法，Na接触破損に対してDN法，CG法FFD—本質的にタンク型とループ型で相違はないが，タンク型炉の場合カバーガス容量が大きくなるのでその分カバーガス置換割合を小さくするか，検出感度を上げることが必要 DN法FFD—タンク型炉の場合1次系配管がないため炉心部を出たNaをサンプリングする。FFDLの検討—タンク型炉の場合ルーフスラブ設置面積が広いダグガス法，サンプリング法， SHIPPING法のいずれも可
- 炉内配管破損検出系の検討—主循環ポンプ吐出管がギロチン破断しても緊急スクラムは不要で，炉出口温度計の高による手動停止で充分，小リーク時破損ループ同定法を検討する必要あり
- 炉心入口冷却材流量計及び温度計の検討—炉心入口冷却材流量計—ポンプ吸込管あるいは吐出管にバイパス流量計を設ける方法と下部プレナムに渦電流式を設ける方法の2方法がある—バイパス流量計—通常の電磁流量計と同様，精度3%，応答時間が1s以下。炉心入口部温度約 400°C であり， 300°C で永久磁石の劣化が生ずる可能性がある。渦電流式—渦電流式流量計の検出器本体は外形 12mm ，長さ 110mm 程度，1次及び2次コイルのリード線はMIケーブルで導かれる構造のもので案内管のルート検討が必要，炉心入口冷却材温度計—IHX出口及びポンプ出口に設置する方法が考えられる。
- 信号の取出し方法—検出器の信号取出し方法として，^①必要な検出器をルーフスラブ上部より挿入，引抜して個々にメンテナンス可とする，^②機器と一体として機器のメンテナンスと

合わせるの2方法がある。

- 今後の課題 - 中性子検出器主容器内挿入・引抜きの検討，サンプリング式FFDLの検討，主循環ポンプ出口流量計の検討，信号の組合せによる異常診談技術の検出

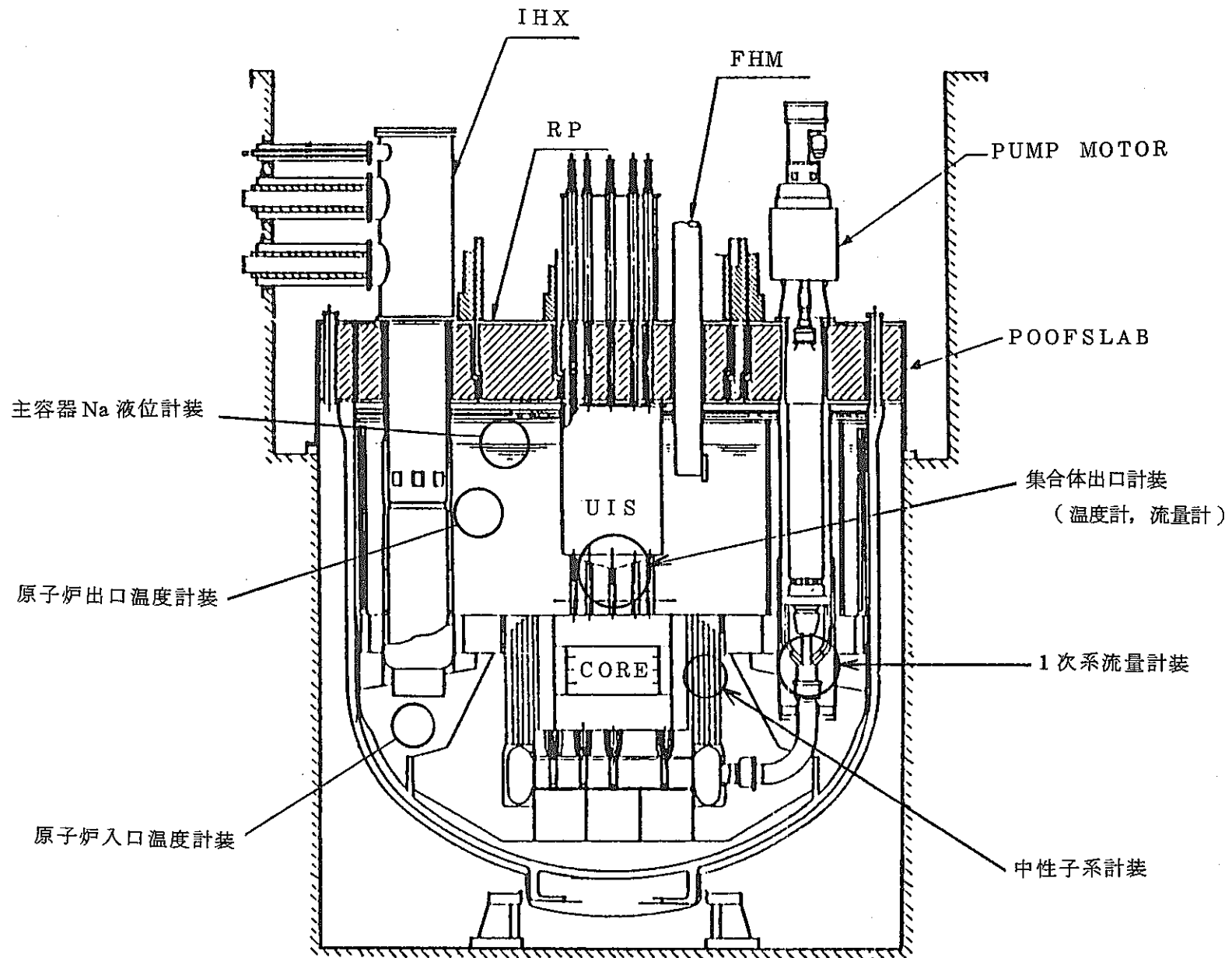


図 3-(4)-1 主容器内計装の主要測定箇所

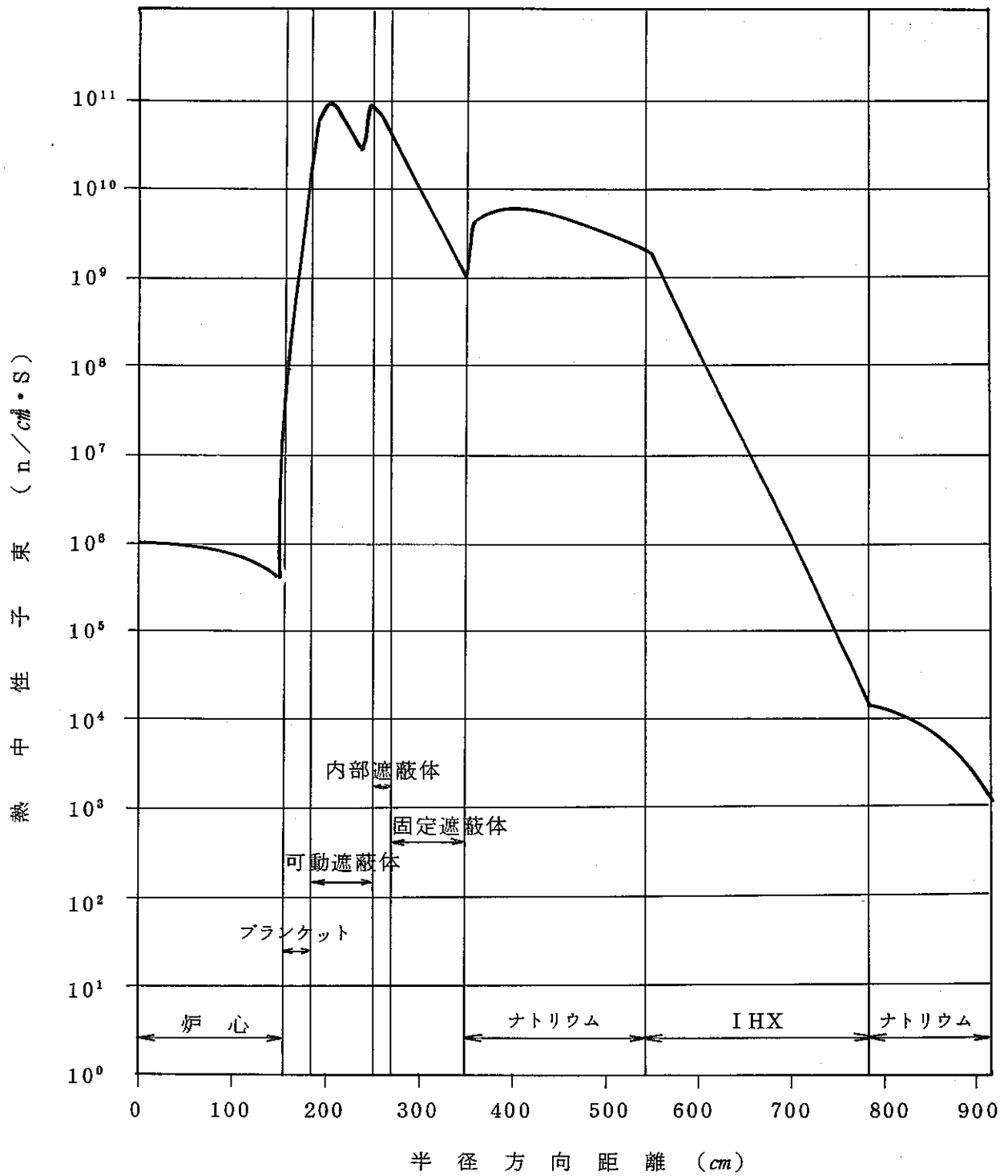


図 3-(4)-2 タンク内熱中性子束分布の概略計算結果
 (固体遮蔽体を含め遮蔽体の寸法は遮蔽計算用)

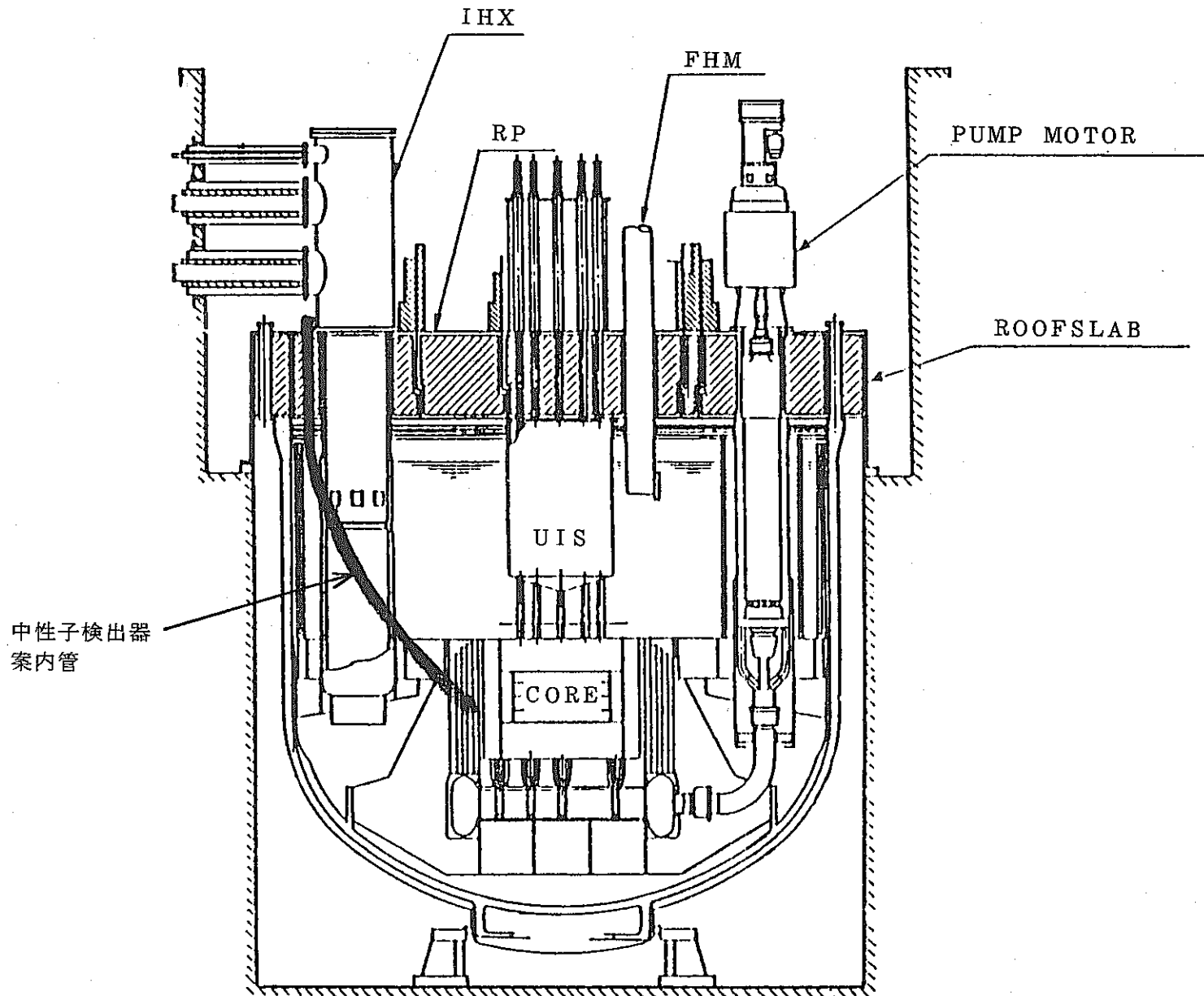


図 3-(4)-3 タンク型炉の場合の中性子検出器案内管

(1) 想定 : ポンプ出口
ギロチン破断

(2) 解析結果

(a) 炉心部流量 : 約 2 / 3 に減少

(b) 被覆管最高温度 : 約 840 °C

(c) 緊急スクラムは不要 (時間余裕あり)

集合体出口温度計の警報

↓

手動スクラム

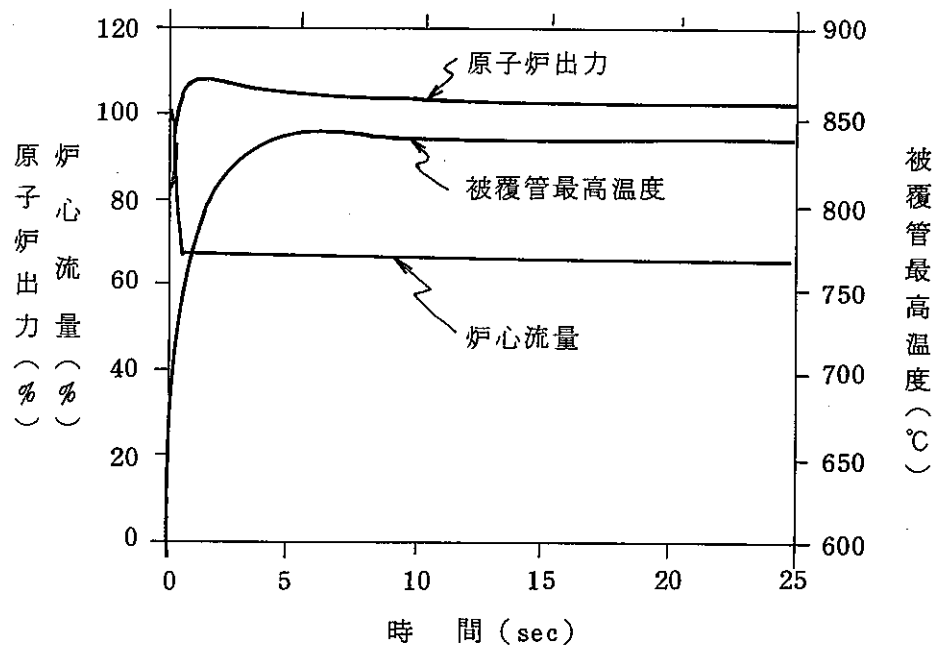
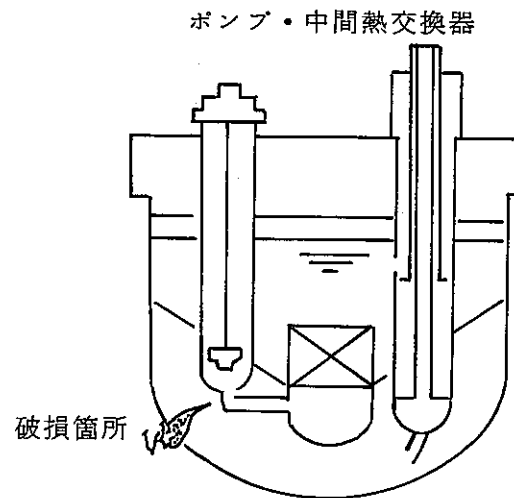


図 3-(4)-4 炉内配管破損評価

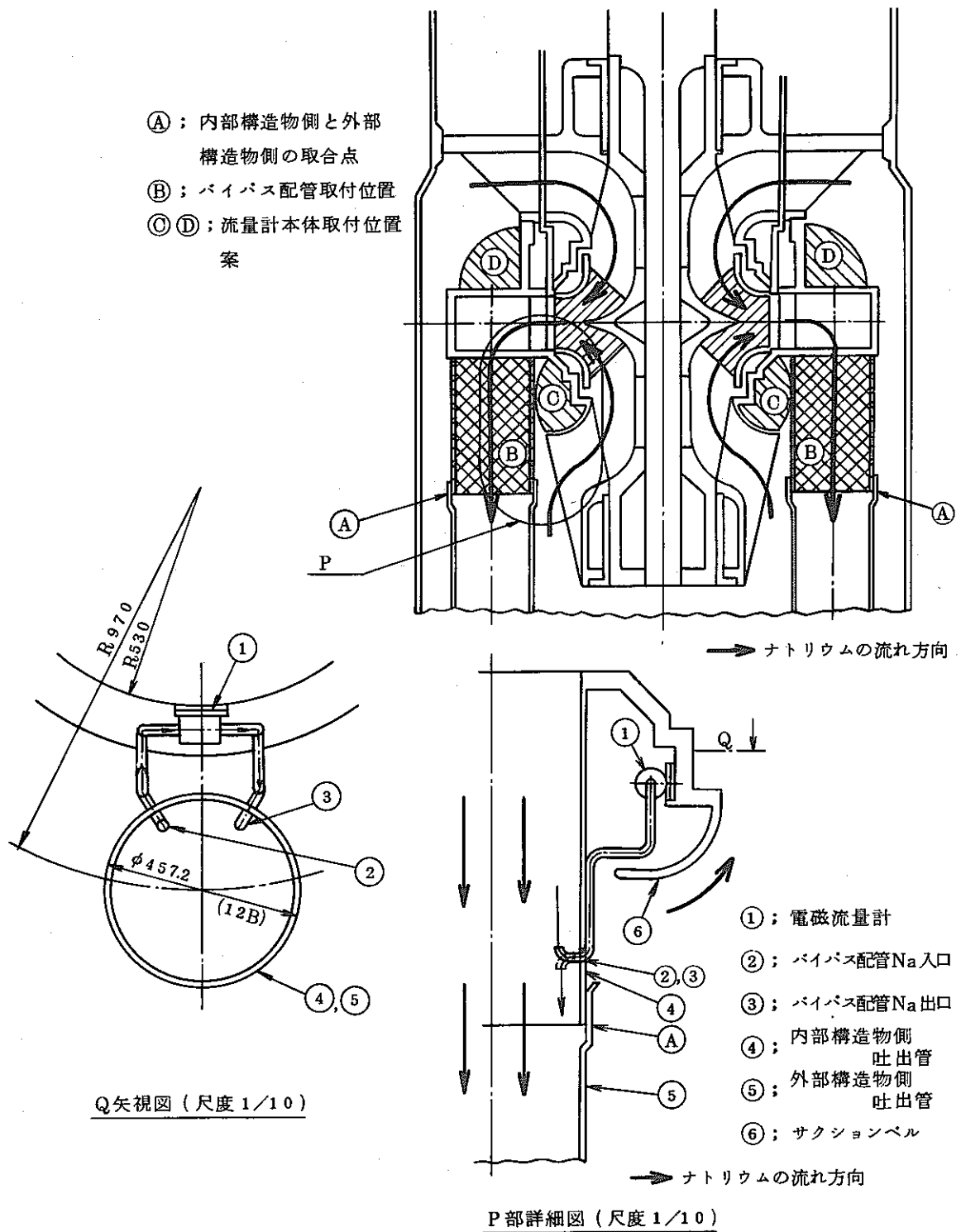


図 3 - (4) - 5 電磁流量計取付構造図例

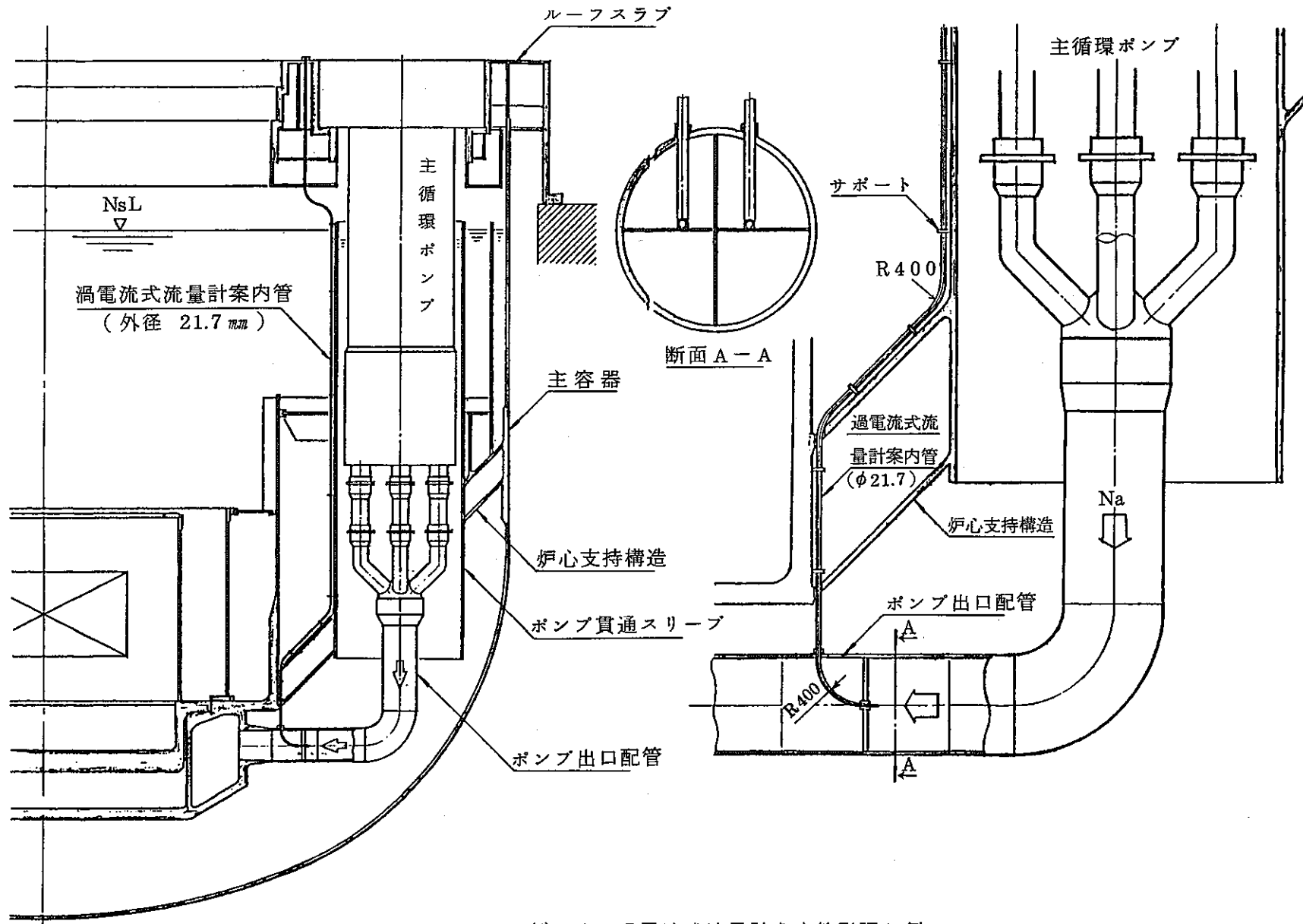


図 3 - (4) - 6 渦電流式流量計案内管引廻し例

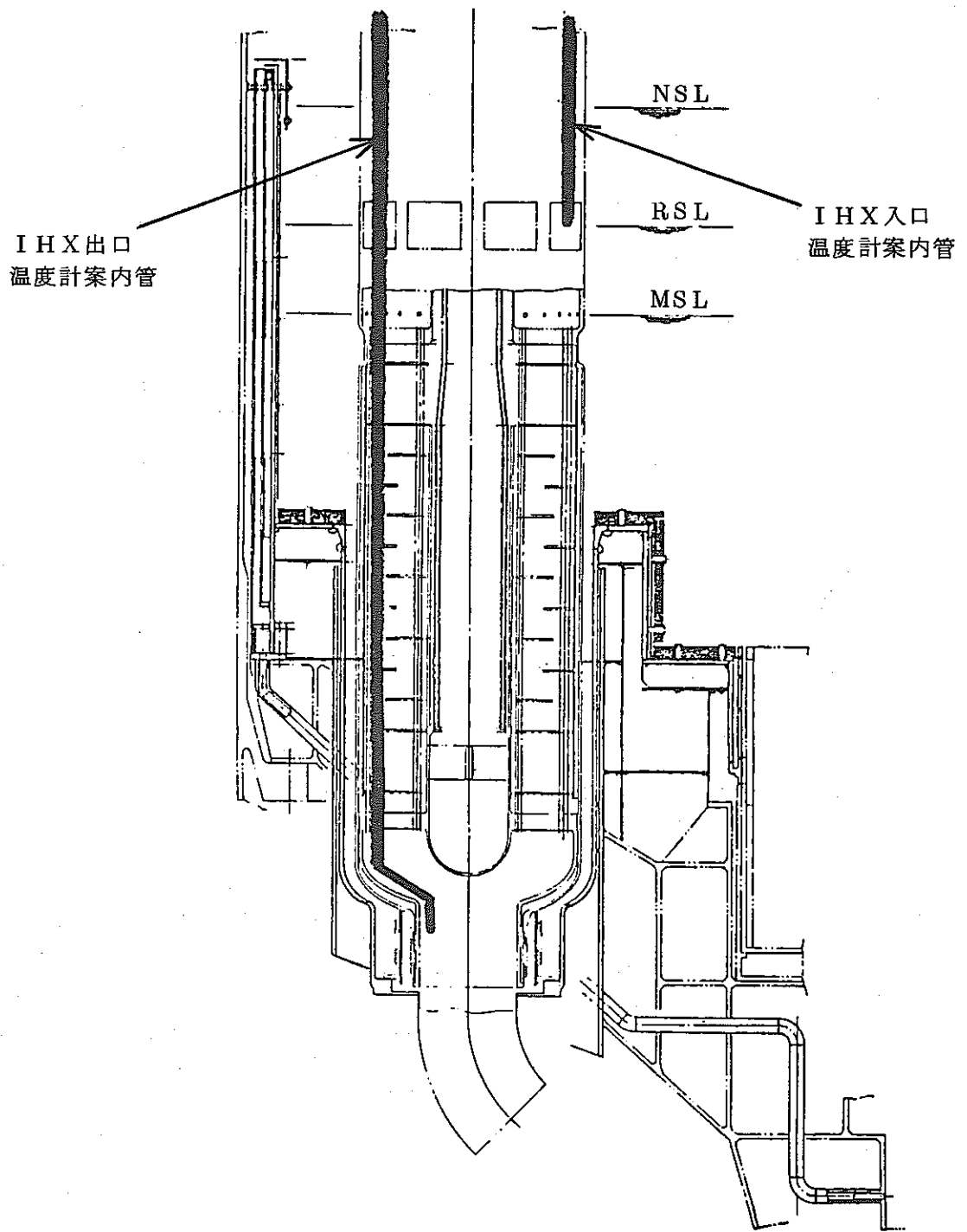


圖 3-(4)-7 IHX・入口溫度計設置例

3-(5) 崩壊熱除去系（含DRACS）

1. 崩壊熱除去系に対する安全上の要求：タンク・ループ共通→①“Design Base”内状態事象に於ける健全性維持 ②HCDAの防止→($<10^{-6}/R \cdot Y$) 炉心及びBoundaryの健全性はそれぞれの事象等の“状態”応じ分類
2. 設計上の要点：
 - ①耐震性：Asクラス→タンク・ループ共通 ②外部電源喪失対策：共通→非常用電源立ち上げ、(自然循環は別扱い) ③炉容器内液位低時の除熱：タンクの場合 タンク自体からの漏れ→ガードベッセル及びIHX等の低所配置/ループの場合、配管漏洩も考えられる→ガードベッセル、炉容器ノズル位置配慮、配管高所引き廻し等。④単一故障基準対応：共通。
3. 信頼性の確保：「通常停止時の除去系」, 「強制循環による(非常用)除去系」「自然循環による除熱」とそれぞれに機能を期待する場合がある(T/L共通→発生頻度：それぞれ $1 \leq 10^{-2}$, $\leq 10^{-4}$, $\leq 10^{-7}$ (/RY))
4. DRACS, PRACS, IRACS等：DRACSのみとするか他と併用するかによって考え方は異なる。(表3-(5)-1-3)
 - ① DRACSのみ；T/L共設計不可能ではない。タンクの方が炉容器内Naインベントリ大、及び炉容器内Na流路パスのとり方の容易性等の点で有利→但し、コールドプレナムの高温設計化を避ける観点から(およびDRACSの大容量化を避ける観点から)DRACSのみとするのは望ましくない。(SPX-2はDRACSのみ)。
 - ② DRACSと他方式の併用、あるいは他方式のみ；T/L共通
5. 今後の問題点等
 - ① T/Lを通じ；要求条件の明確化、定量化が必要
 - ② 低流量域での流動特性の把握(タンク)
 - ③ 各種事象に対応する適用構造基準条件(eg 650℃)等の明確化(T/L共通)

表 3-(5)-1 タンク型炉 DHX 設置概念の特徴の比較

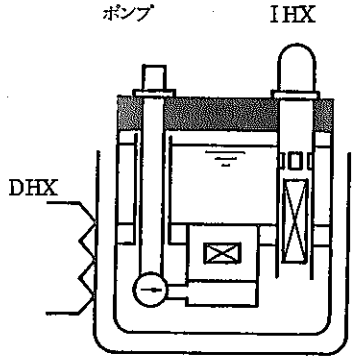
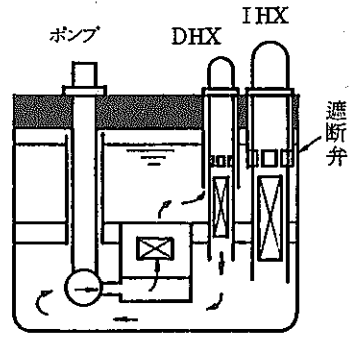
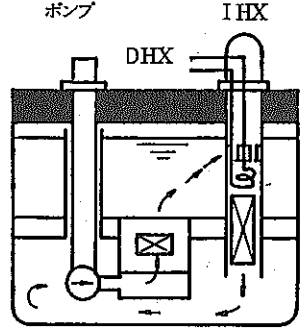
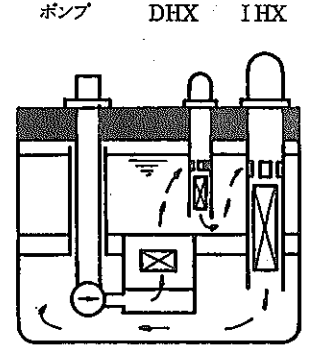
項目	概念	ガードベッセル冷却方式	IHX 並列方式	IHX 組込方式	ホットプール浸漬方式
概要		 <p>ガードベッセルに設置された水管による間接冷却</p>	 <p>DHX 起動時は、IHX 入口窓部に遮断弁を下ろし、DHX の液面を押下げていたガス圧を低下させることにより液面を上昇させ流路を確保</p>	 <p>IHX 伝熱部の上方に DHX 伝熱管を設置</p>	 <p>ホットプール内に DHX を浸漬</p>
採用例		Phenix	PLBR(AI), PLBR(GE)	PFR, CDFR PLBR(WH), PLBR(GE)	Super - Phenix 1 Super - Phenix 2
除熱機能		<ul style="list-style-type: none"> ○ 間接冷却のため除熱性能は悪い 	<ul style="list-style-type: none"> ○ DHX 1 次側強制循環可能 ○ 自然循環機能良好 ○ DHX 入口窓を EsL 以下に設置し、かつ伝熱面積は大きくとれる。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ DHX 1 次側強制循環可能 ○ 自然循環機能良好 ○ EsL 以下に DHX コイルを設置する必要がある場合には、IHX 設置にインパクトがある。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ DHX 1 次側自然循環に近い ○ 自然循環機能良好 ○ EsL とレダグン上面間の距離に DHX 寸法 (伝熱面積) は制約される。
運転操作		—	<ul style="list-style-type: none"> ○ DHX 起動時、IHX 遮断弁を閉、DHX ガスバルブを開とすることがある (流路切換えが必要) 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 流路切換操作は必要ない 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 流路切換操作は必要ない
構造、配置		<ul style="list-style-type: none"> ○ ガードベッセルに冷却管を溶接する必要がある ○ ルーフスラブ上の配置へのインパクトはない 	<ul style="list-style-type: none"> ○ DHX の基数は任意であるがルーフスラブ上の配置、電源構成等との整合をとる必要がある 	<ul style="list-style-type: none"> ○ DHX の基数は IHX の基数と同じであり制約がある ○ IHX 構造が複雑となる 	<ul style="list-style-type: none"> ○ DHX の基数は任意であるがルーフスラブ上の配置、電源構成等との整合をとる必要がある。
備考		<ul style="list-style-type: none"> ○ 主容器に近接して水持込みの必要がある ○ PFR, Super - Phenix 1 は、原子炉キャビティを冷却している 	<ul style="list-style-type: none"> ○ PLBR(GE) については IHX 遮断弁は設置されていない (IHX 組込方式と併用) 		

表 3 - (5) - 2 海外タンク型炉のDRACSの比較

プラント名		(仏) Phenix	(仏) Super- Phenix 1	(仏) Super- Phenix 2	(英) P F R	(英) C D F R	(米) P L B R (W H)	(米) P L B R (G E)	(米) P L B R (A I)
項目									
定格熱出力 (MW)		563	3,000	3,600	600	3,300	2,550	2,900	2,900
定格電気出力 (MW)		250	1,200	1,500	250	1,320	1,000	1,000	1,000
2次主冷却系ループ数		3 (IHXは6基)	4 (IHXは8基)	4 (IHXは8基)	3 (IHXは6基)	4 (IHXは8基)	6	6	6
SG水側	貫流	○	○	○		○	○		
	再循環				○			○	○
DRACS	除熱容量 ×ループ数[N]	○G/V水管冷却 1.8 MW×2	○ホットプール浸 漬 5.7 MW×4	○ホットプール浸 漬 26.0 MW×4	○IHX組込 5.0 MW×3 ○R/Vキャピティ 冷却 4.5 MW×1	○IHX組込 15.0 MW×4	○IHX組込 4.0 MW×6	○IHX組込 6.8 MW×6 ○IHX並列 17.0 MW×3	○IHX並列 9.0 MW×3
	容量×[N-1] 定格熱出力 (%)	0.3	0.6	2.2	1.7 0	1.4	0.8	1.2 1.2 } 2.4	0.6
他のACS	IRACS		○	なし	なし		○	なし	
	SGACS	○				○			○
備考			その他R/Vキ ャピティ冷却方 式も設置されて いる(2ループ)	DRACSのみ	DRACSのみ			DRACSのみ	

表 3 - (5) - 3 崩壊熱除去系の機能分担と除熱容量に対する考え方 (タンク型炉)

運転状態		Case A		Case B	
		DRACSに他のACSを組合せる場合		DRACSのみの場合	
		安全性	構造健全性上	安全性	構造健全性上
通常停止		通常時崩壊熱除去系		通常時崩壊熱除去系	
事故停止	異常な過渡変化	他のACS	<ul style="list-style-type: none"> ○通常時崩壊熱除去系が利用できる場合はそれを積極的に利用 	DRACS	<ul style="list-style-type: none"> ○通常時崩壊熱除去系が利用できる場合はそれを積極的に利用
	事故	他のACS	<ul style="list-style-type: none"> ○利用できない場合は他のACS 	DRACS	<ul style="list-style-type: none"> ○利用できない場合はDRACS
その他	全電源喪失事故	他のACSまたはDRACS	同 左	DRACS	同 左
	2次主冷却系以降の除熱機能喪失	DRACS			
崩壊熱除去系の必要除熱量に対する考え方 (図 II - 2, 2 - 2 参照)		<ul style="list-style-type: none"> ○DRACSは、2次主冷却系以降の除熱機能喪失を想定しても冷却材温度が650℃(暫定)以下を保つ条件より20~22MW/(N-1)ループ必要 ○他のACSは、異常な過渡変化時および事故時に構造健全性を保つのに必要十分な除熱量が必要(ループ型炉の場合と同程度) 		<ul style="list-style-type: none"> ○DRACSは、異常な過渡変化時および事故時に構造健全性を保つのに必要十分な除熱量が必要であり、事故後のホットプール温度上昇を10℃程度以内とすることを目標とすれば50MW/(N-1)ループ必要 	

3-(6) 熱過渡解析

○ 各種設計条件の相違点（ループ型との対比）

プラント事象の検討……・1次系機器の故障，異常はループ型炉の場合は非対称となるが，タンク型炉の場合は非対称にならない。

・2次系機器の故障，異常はコールドプールの場合は入口プレナム部において非対称応答に至るが，ループ型炉の場合はIHXとポンプが流動パスの上で1対1に連通しており，ポンプ等の停止で単一ループの隔離が容易に行われる。この時，原子炉に於いては，流動上は非対称応答を示すが熱的には非対称状態に至ることは避けられる。一方，タンク型炉ではIHXに於て2次系の非対称挙動はIHX流路を閉鎖すれば回避し得るが，IHX流入窓の隔離弁を外部動力により駆動する必要がある。

代表事象の解析……ホットプールの熱流動及びプラント全体の熱過渡特性把握のため，原子炉トリップを，コールドプール非対象事象の1例として，2次系ポンプ軸固着の解析を行った。システム構成を図3-(6)-1に示す。

原子炉トリップ……崩壊熱除去運転時の温度制御はコールドプール温度を初期温度に保持するようにした。（図3-(6)-2，3）

1次系 ポンプコストダウン特性…流量半減時間 約5.2秒

 ポニーモータ流量……定格流量の約8%

2次系 ポンプコストダウン特性…流量半減時間 約5.2秒

 ポニーモータ流量……定格流量の約6%

・IHX出口温度は原子炉トリップ直後一時低下しているが，コールドプールの温度は初期温度から大きく外れることなくほぼ一定

・ホットプール応答は流量半減時間が長い程急峻な温度応答を示す。

・ポニーモータ流量を大きくするとIHX1次入口温度は，炉心出口，温度変化がより早く到達するため温度変化率は大きくなる。

2次系ポンプ軸固着……IHX1次出口温度は，原子炉トリップと同じ挙動である。異常2次例のIHX1次出口温度は定性的には上がるが，1次内部温度が上がるため浮力効果が生じ，異常IHXの1次流量が低くなるためである。（図3-(6)-4）

主循環ポンプコストダウン……炉心燃料に対し下限値，構造物，IHXに対して上限値がある。温度成層化に対して流量半減時間を30秒にすれば効果が顕著

動特性解析法……ホットブレナム, (a)原子炉トリップー I H X 入口温度はよく一致, (b)ポ

(1次元モデルと2次元モデルの比較)

ニモータ20%流量増大ー I H X 入口温度は1次元モデル低め, 但しほぼ一致, コールドプール, (a)ポニモータ流量8%流量ー1次元解析では, I H X 出口から低温ナトリウムがプール下部に下部推積し, ポンプ吸込口付近の温度層化現象が模されていない, (b)ポニモータ流量20%ー比較的一致

今後の課題……タンク型炉の熱過渡の特徴はホットプールで層化流動, コールドプールで非対称熱流動
→クリティカル熱過渡事象の抽出ー解析ポンプコストダウン特性の定量化, 瞬時トリップ
以外にも適用出来るホットプール1次元モデルの検討, コールドプール3次元モデルを検討

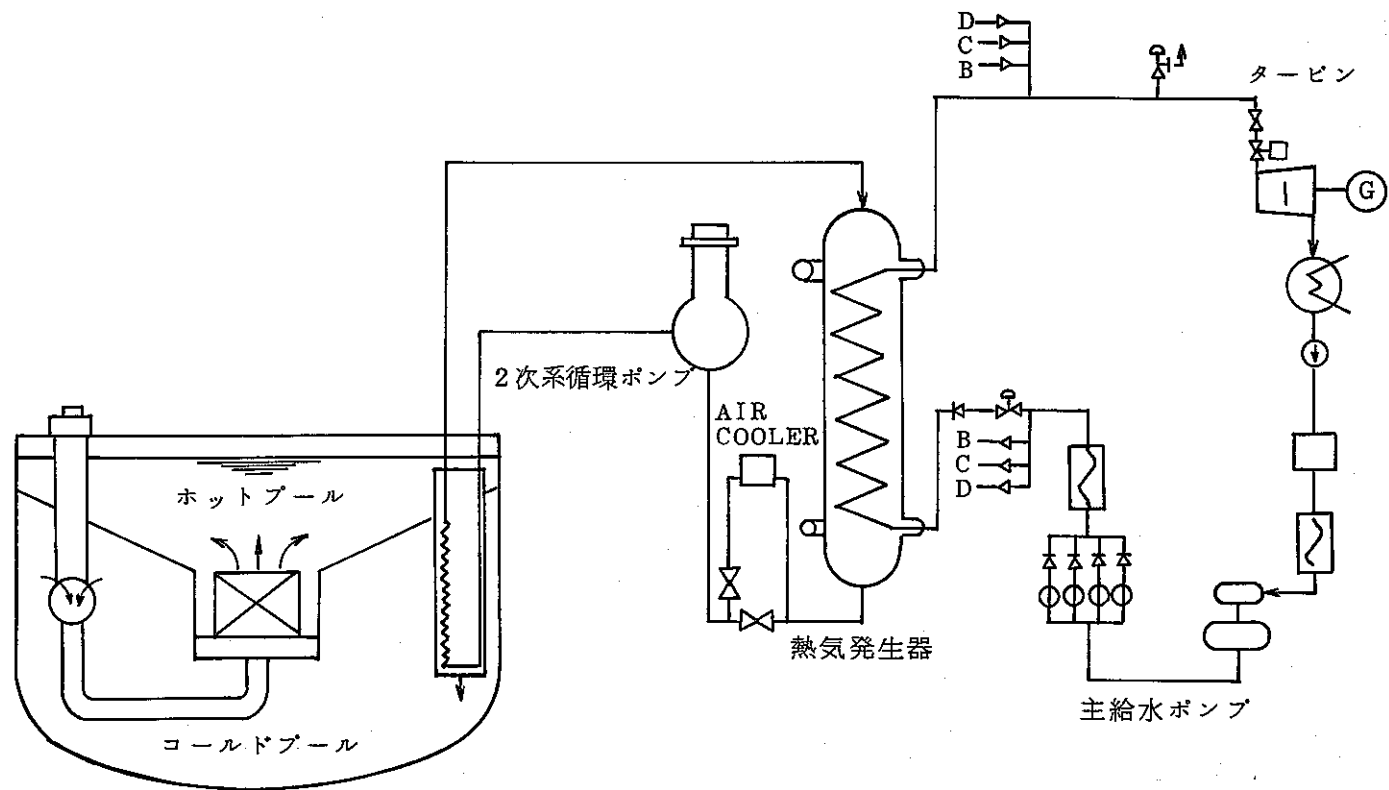


図 3-(6)-1 システム構成

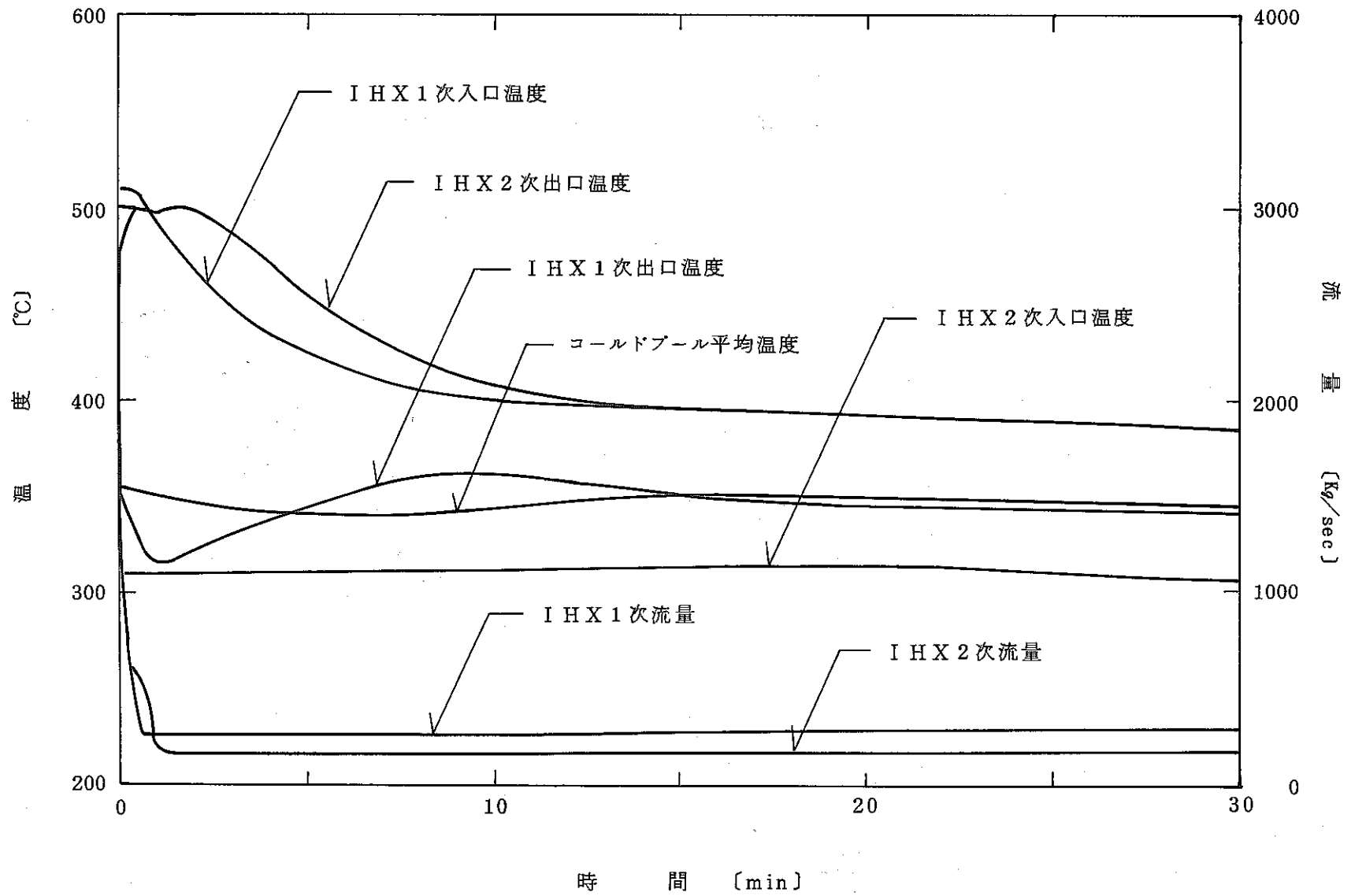


図 3-(6)-2 原子炉トリップ時過渡特性

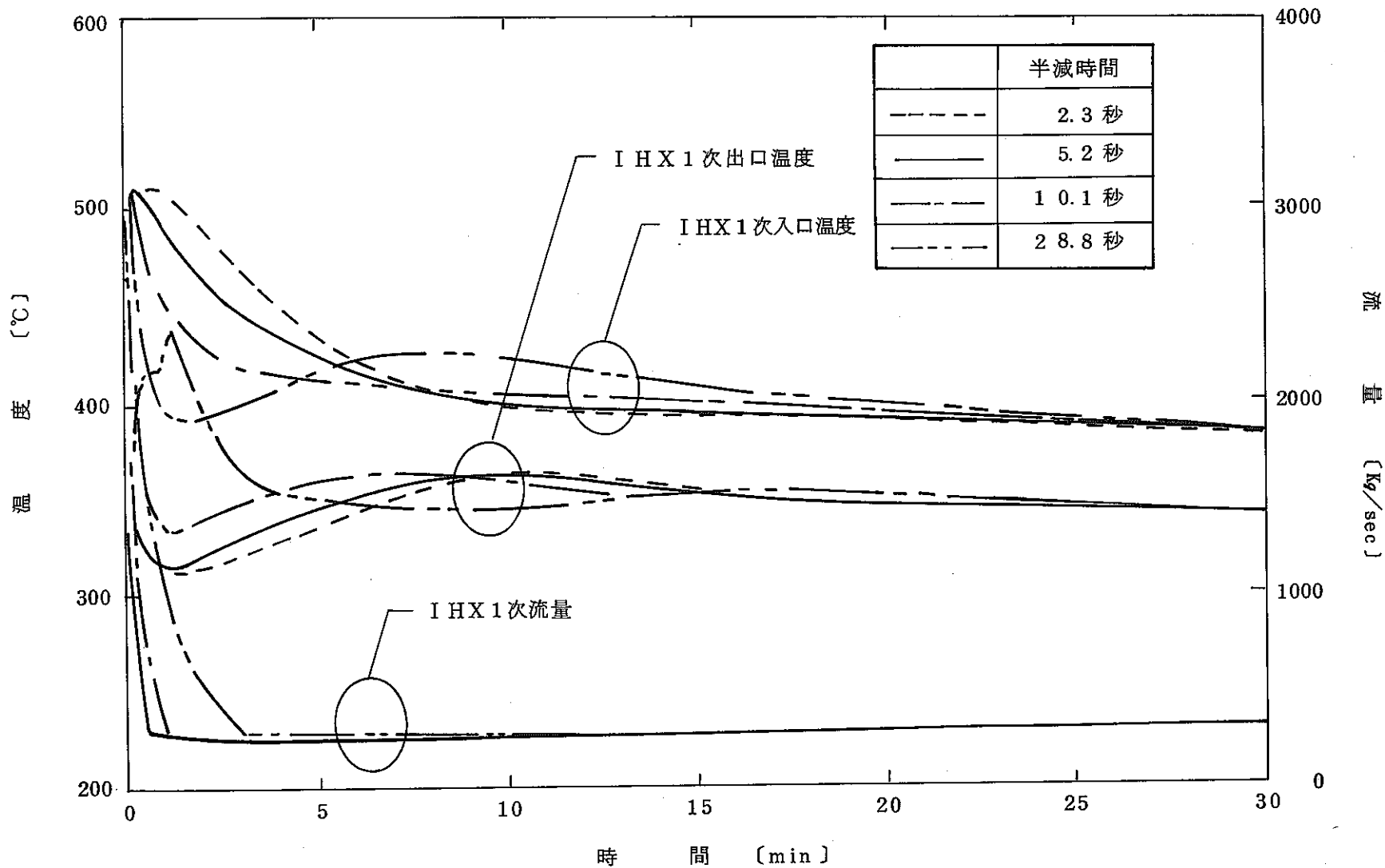


図 3-(6)-3 ポンプコーストダウン特性による過渡特性の比較(原子炉トリップ)

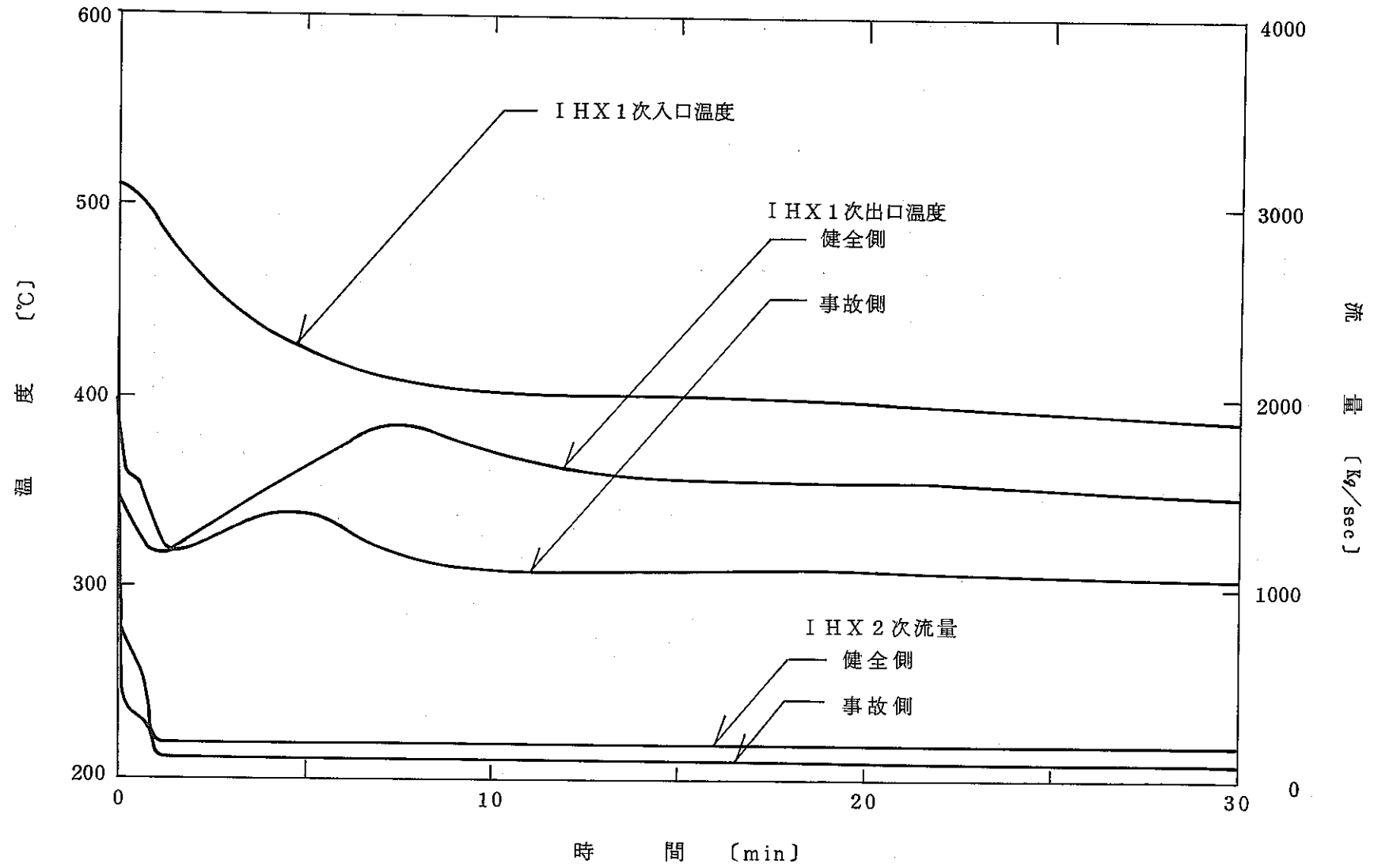


図 3-(6)-4 2次ポンプ1台スティック時過渡特性

3-(7)-① 大型容器の予熱・保温法

- 検討目的 主要器の予熱・保温法を検討し、実現性のある予熱法を選定する。
- 検討内容 各種予熱方法の比較、予熱保温設備の概念検討、予熱手順の検討、昇温特性評価、今後の検討課題の抽出
- 前提条件 予熱温度140℃、所用時間約1ヵ月、仮設設備も可とする。主容器約20mφ×約21mH
- 各種予熱方法の比較
 - ① G/V外面電気ヒータ；R/V内部の温度差大、予熱期間の長期化
 - ② R/V外面電気ヒータ；電気ヒータの設置が困難
 - ③ ①+R/V内部加熱ガス循環；R/V内部の温度差小、予熱ヒータ必要
 - ④ R/V～G/V間加熱ガス循環+R/V内部加熱ガス循環：予熱設備の仮設化可能、加熱ガスの流量配分に配慮必要
 - ⑤ R/V～G/V間加熱ガス循環；R/V内部の温度差大、予熱期間の長期化
 - ・ループ型炉では、①（もんじゅ）⑤（常陽）も採用されているがタンク型炉の様な大口径容器を出来るだけ均一に予熱する方式としてはSuper Phenix-1で採用されている④が最も優れた方式と判断
- 予熱・保温設備の概念検討
 - ・R/V内の給排気…主循環ポンプ1台引抜き仮設設備で給気→燃料交換機を引抜き排気
 - ・予熱設備…加熱器容量約400KW、循環ガス量約 $4 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{hr}$
 - ・保温設備…従来よりの使用相当材、施工面積約1,800m²
- 予熱手順の検討（図3-(7)-1, 2）
 - Step 1 R/V内、N₂ガス置換（約1週間）
 - Step 2 コールドプレナム IHX及び2次主冷却系の予熱（約2週間）、2次主冷却系ナトリウムチャージ循環運転
 - Step 3 給排気仮設設備撤去 機器挿入 R/V内チャージ
- 昇温特性評価

R/V内で最も昇温がおそい隔壁構造は、140℃までに約27日必要、R/V入口加熱ガスとの温度差約40℃
- 今後の検討課題

R/V 加熱ガスの偏流検討、R/V間循環系統数の明確化、仮設予熱設備の具体化、Naチャージ方法の具体化

3-(7)-② 大型容器の予熱・保温法

- 検討目的 主容器の予熱・保温法を検討し、実現性のある予熱法を選定する。
- 検討内容 先行炉の調査、予熱方式の比較、基本方式の選定、課題・リスクの明確化、今後の検討課題の抽出
- 前提条件 主容器径 20 m, I V S 方式, 予熱温度 170℃ (第2次概念設計(1)と同様) 温度差 50℃以下

- 先行炉の調査

- ・常陽；リークジャケットを利用した外部N₂ガス予熱
- ・もんじゅ；電気ヒータ予熱(200 Kw)
- ・FFTF；内部Arガス, 外部N₂併用予熱
- ・(CRBR)；電気ヒーター予熱
- ・SPX-1；内部Arガス, 外部N₂ガス併用予熱(予熱期間約2カ月程度)

- 予熱方式の比較・基本方式の選定(図II-(7)-3, 4)

- ・電気ヒータ方式, 流本加熱方式, 外部ガス方式, 内部ガス方式について比較
- ・基本方式として内部ガス方式又は内部ガスと外部ガス併用方式が有利と判断

- 保温材取付面積の比較

- ・ループ型炉 R/V 450 m², 配管 810 m², I H X 490 m², ポンプ 250 m²
合計 2,000 m²
- ・タンク型炉 R/V 670 m²

保温材については、主容器の炉壁保護対策との関連で詳細決定する。

- 課題・リスクの明確化

- ・タンク型炉は予熱時間が長くなるほか、挿入機器の曲りなどの可能性がある点などに留意する必要がある。
- ・予熱設備でL/Tの選定を行うことは困難

- 今後の検討課題

主容器内挿入機器の曲り評価, ガス滞留部の確認, 周方向温度分布の評価 予熱時間の短縮

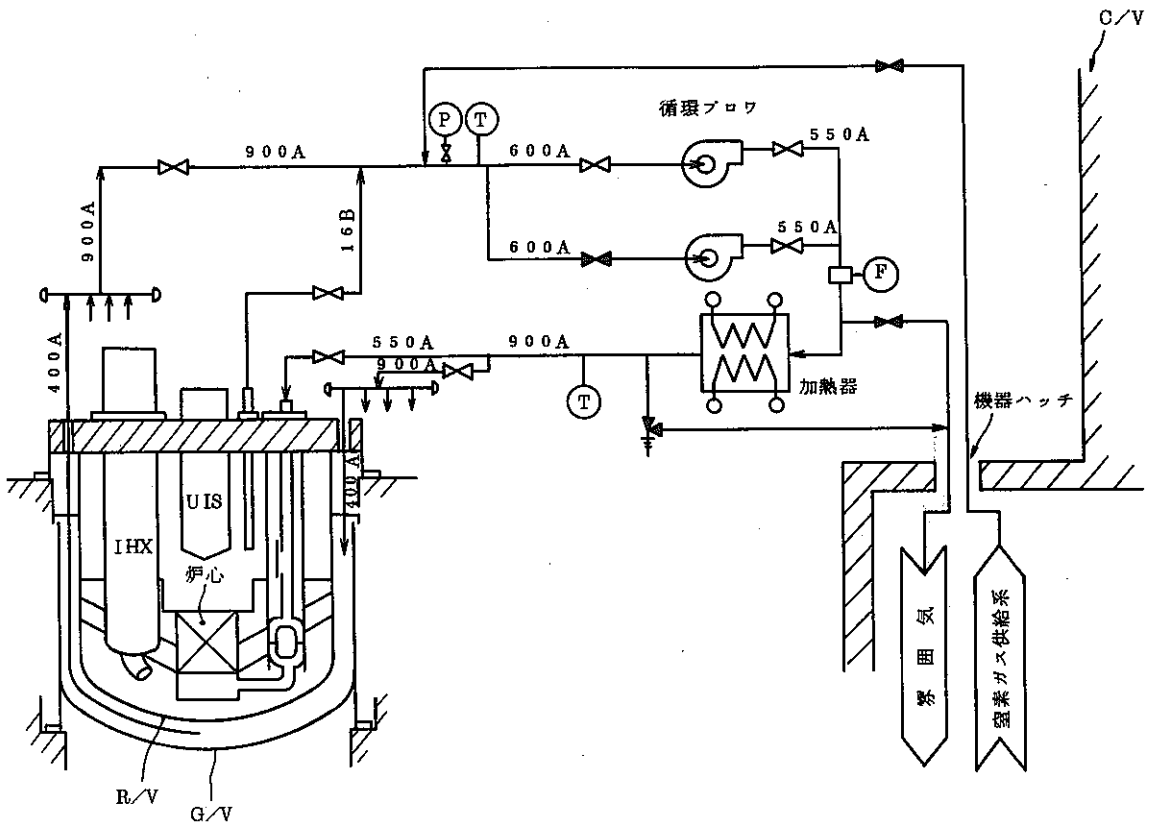


図 3-(7)-1 予熱設備系統構成概念

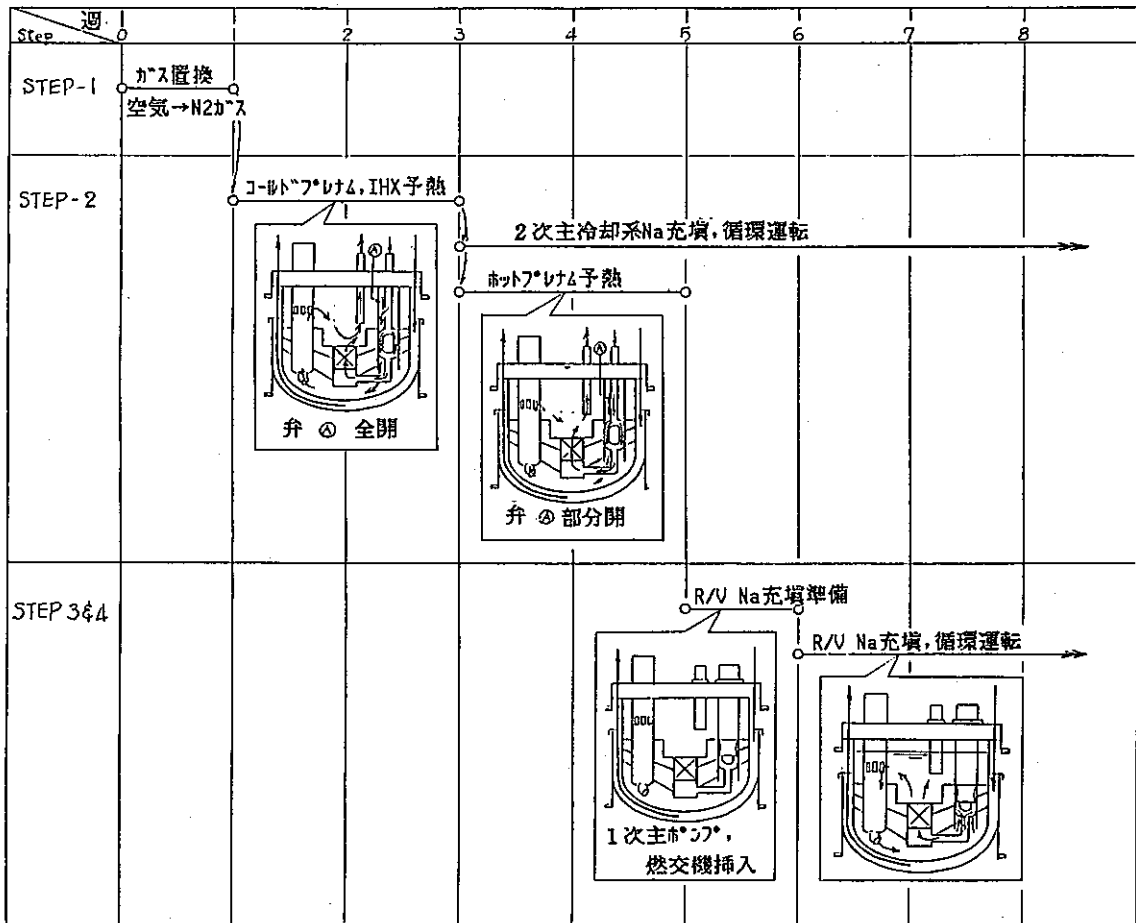


図 3-(7)-2 予熱手順

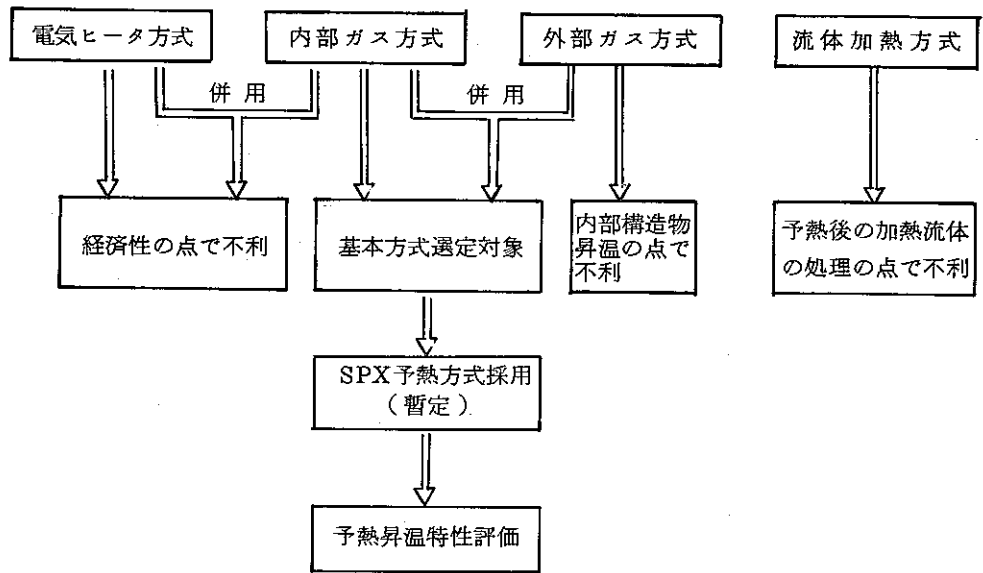
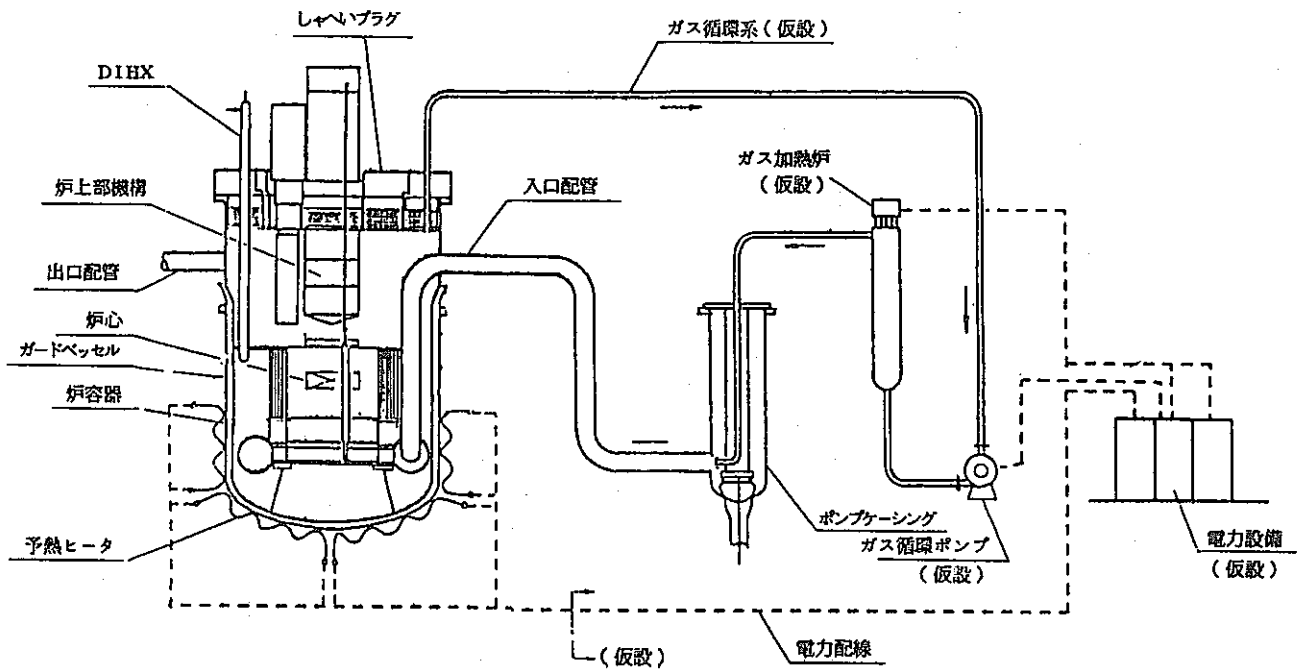


図 3-(7)-3 予熱方式の比較



出典：第 2 次概念設計(I)

図 3-(7)-4 原子炉構造物予熱法の基本系統概念図 (ループ型炉)

ループの場合 2次系の放射化防止でき、非管理区域に設定できる。

タンクの場合 2次系の放射化防止は困難で、管理区域にする必要あり、運転保守性が悪化する。但し 2 mrem/hr^* にできれば被曝管理面から、時間制限特に設ける必要なく、ループに比べ不利益は小さい(?)

*1 従事者の年間制限値 5 rem/year より年間一様に被曝と仮定し、

$100\text{ mrem/week} \rightarrow 100\text{ mrem}/48\text{ hr} \approx 2\text{ mrem/hr}$ としている。

3 - (10) ISIおよび保守方法

- 検討目的 T/Lの主要構造物のISIに関する基本的考え方の整理と検査、保守の比較
 - 検討範囲 ISIに関する基本的考え方、T/Lの比較 IHXについての保守 今後検討課題の抽出
 - 雰囲気条件 R/V雰囲気 N_2 ガス、R/V周囲温度(停止時/運転時 \approx 約 200°C /約 500°C)、R/V周囲放射線(停止時/運転時;約 10^4 R/H /約 10^8 R/H (γ 線)、 10^3 nv 中性子)
 - ISIの簡素化のためには目視検査の削除の可能性からLBBの考え方を更に検討することが重要
 - R/V、炉内構造物、炉内配管、ルーフスラブ、2次系配管について検査方針、技術的課題の検討を実施
 - T/Lの比較
 - ・必要な検査機器は同様であり、技術的にも、炉型の違いによる大きな差異はない。
- (* R/V : Na漏洩検出器, ITV, ファイバースコープ, ルーフスラブ/回転プラグ)
: カバーガス漏洩検出器, 温度分布モニター
- 炉内構造物 : USV, 炉心出口計装, 1次系配管・弁 : ITV, ファイバースコープ
Na漏洩検出器
- ・ R/V (ループ型炉は1次系配管を含む)の溶接線長さ T \approx 約 720 m L \approx 約 $1,140$
(R/V \approx 約 590 m , 配管約 550 m)
- 目視検査と超音波技術を活用した検査の検討
 - ・ 目視検査 \rightarrow ファイバースコープを用いることにより 0.9 mm 幅程度の傷の識別は可能 耐熱被覆で 180°C , 許容曲げ半径 $\sim 700\text{ mm}$

- ・超音波技術を活用した検査→5Hzでmmオーダーの欠陥の検出は可能 300℃程度まで使用可能
- IHXの保守方法の検討
 - IHX引抜操作前のプラント運用方法について1次側/2次側のパウダリが健全な場合と破損した場合について検討
 - ・タンク型炉は1次側Naがドレン出来ないためプラント運用方法は複雑となる。
 - ・IHX引抜後はNaがホットプールからコールドプールへバイパスする恐れがありプラグを挿入する必要がある。
 - ・IHX本体とキャスクの重量は4×IHXの場合で約500tとなる。
- 今後の検討課題
 - ・主要構造物のLBB評価方法の確立，炉内構造物のISIへ超音波探傷技術応用の検討
 - ・IHX保守時のルーフスラブへの影響の検討

3- (11) 主要構造物の耐震性と地盤条件の検討

1. 地盤剛性をパラメータとした検討 (図3(11)-2)

地盤の剛性のちがいが建物の応答に与える影響として，せん断波速度 $V_s = 500, 1,000, 2,000 \text{ m/S}$ のケースについて検討

原子炉建物の応答量は，硬地盤ほど大きくなる。逸散減衰の効果が大きい軟地盤へのプラント立地が有利。

共振作用…硬地盤では，固有周期の短かい，剛構造建築物が影響をうけ，軟かい地盤では長周期の柔構造が不利

逸散減衰…軟地盤ほど逸散減衰が大きい

2. 埋設効果を考慮した検討 (図3(11)-1)

原子炉建物が地盤中に埋め込まれることによる耐震性への影響を検討 (実プラントにおいては，何らかの側土を有する原子炉建物が多し，側土は建物の地震応答を軽減する方向に寄与→何種類かの側土の状態既に埋込み状態を想定し，建物耐震性への影響を検討)

1) 表層地盤をモデルに組込むことで，側土への振動エネルギーの逸散を評価でき，建物応答は低減できる。

2) 埋込みを考えると，①地中の応答に比べて小さいこと，②側土への振動エネルギーの逸散を評価できること，の効果により建物応答を低減できる。

3) 埋戻し土を(埋込みに加えて)考えると、側土への振動エネルギーの逸散を評価でき、さらに応答低減となる。

4) これらの埋設効果は、地盤が軟らかいほど大きい。

3. 基盤における最大加速度をパラメータとした検討

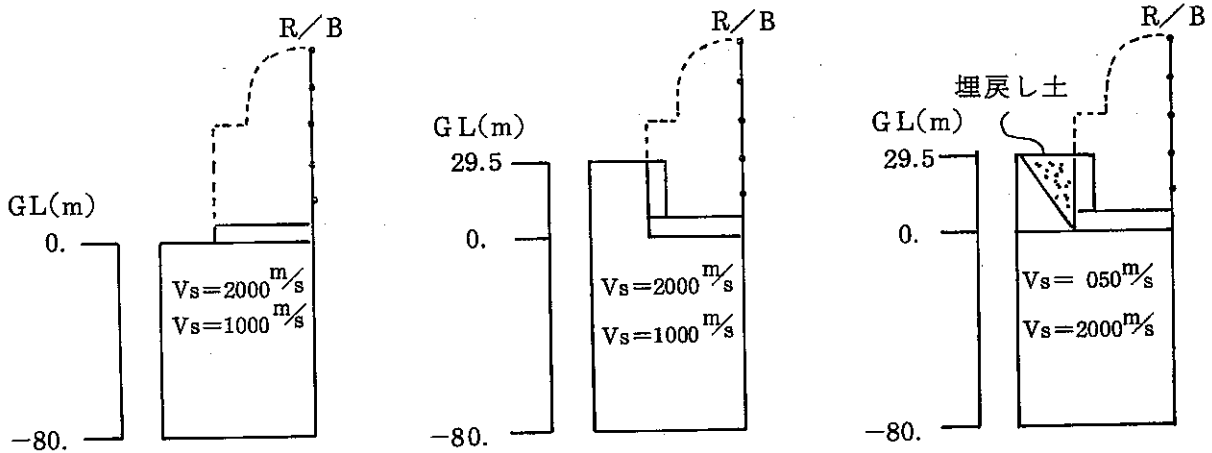
基盤における最大加速度の大小が直接建物の耐震性に影響するのではなく、基準地震動の特性、地盤条件、建物・地盤相互作用等が複合して影響していることになる。基準地震動の4つの特性(最大振幅、周波数特性、継続時間、振幅包絡線の経時変化)のうちの一つである最大振幅だけをパラメータとして建物耐震性に及ぼす影響の一般的な傾向を述べることは不備で、総合的検討が必要

4. 鉛直地震動を考慮した検討

鉛直地震動に対する原子炉建物の応答は、硬地盤ほど大きくなる。最大応答軸力係数(ある階層の応答軸力と重量との比で建物に加わる鉛直震度に相当)は、硬地盤ほど大きい。ドーム部を除けば0.1~0.2程度と、静的鉛直震度0.24以下になっているドーム部は応答加速度大きいため構造健全性を軸対称回転体シェルモデルで検討した→許容値十分下まわり構造上の問題は生じない。

○ 鉛直地震動は建物設計が影響をうけるほど重要な要因でない。

解放基盤表面



a). モデル A
(基本モデル)

b). モデル C
(埋込みモデル)

c). モデル D
(埋戻しモデル)

図 3 - (11) - 1 解析モデル概要 (埋込み効果)

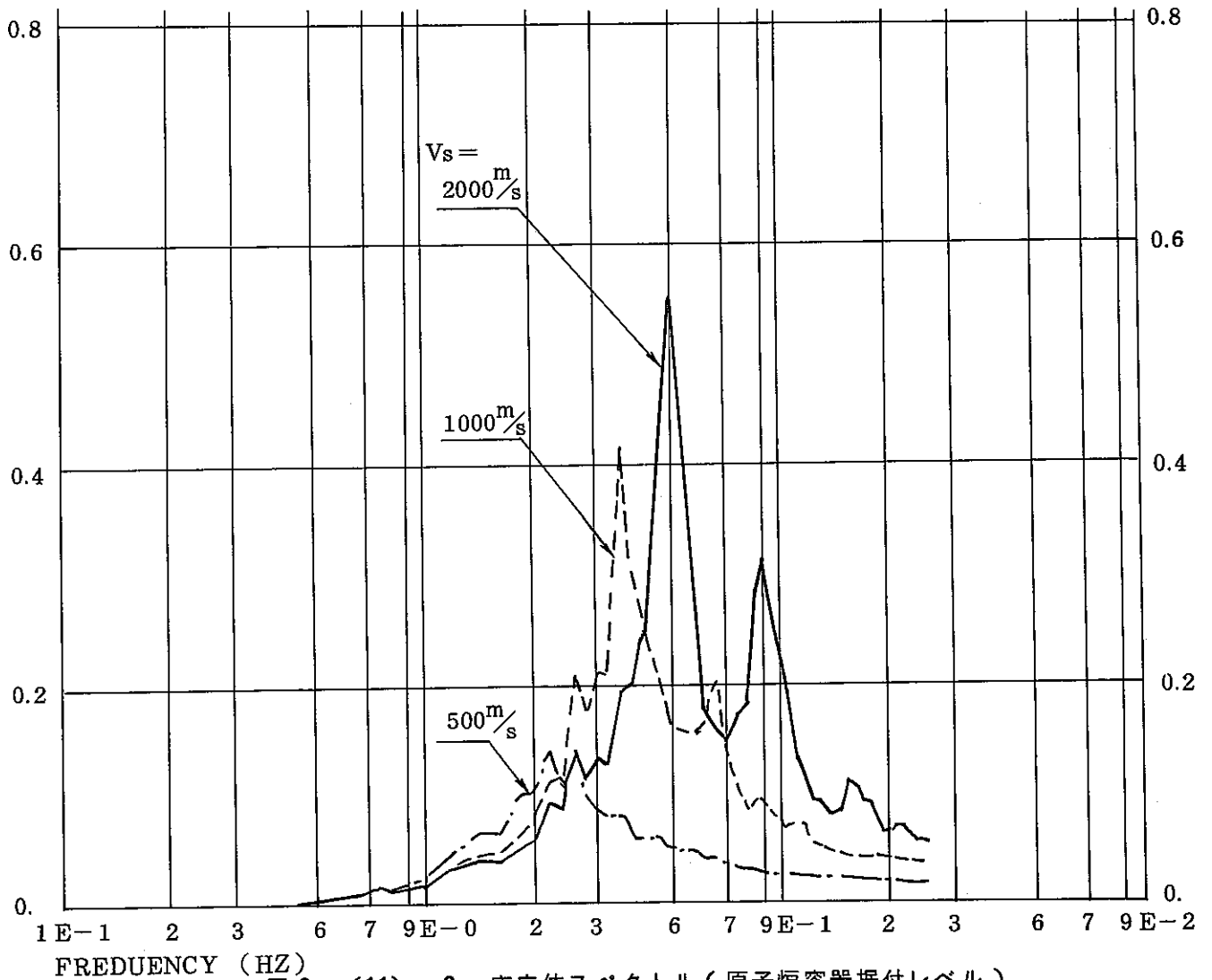


図 3 - (11) - 2 床応体スペクトル (原子炉容器据付レベル)

3-(12) 技術的には起こるとは考えられない事象について(タンク型とループ型の相違点)

1. ATWS:

- 発生頻度:安全保護系と崩壊熱除去系の信頼性がポイントであり、T/Lの間に差はないと考える。
- 事故結果:①シナリオ「もんじゅ」でのシナリオが一般的。タンク型特有というのではないがSPX-1の独特な想定がある。(制御棒駆動棒、燃料棒の膨長及び炉心支持板の熱膨張による負の反応度を考慮)
- ②耐衝撃, Na噴出 - 両者間に大差なし。(軸方向非均質ならエネルギー低減(?)) タンクの場合発生圧力波によってIHXバウンダリ, ポンプ等に影響が出ることが考えられないこともないが特に問題とはならない。)
- ③PAHR - 大差なし。(タンク内IHXのデブリ堆積→自然循環流路妨害(?)等のマイナス, デブリ堆積面積大のプラス等が考えられるが大差なし。

2. 1次系配管大破損:

- 事象推移:タンク型ではポンプ出口のギロチンでも $\frac{2}{8}$ 程度の流量は確保される。→炉心損傷に至るまでに数時間(?)安全保護系なしで, 警報による手動トリップで可か? ; ループの場合には炉心部流量の急激な減少が生じる可能性あり。
- 事象検出:タンクの場合, 大破損なら流量計有効, 但し中間破損には感心せず。集合体出口流量計, 温度計等が有効と考えられるが応答性について検討の要あり。「もんじゅ」は炉容器内Na液位低で検出。

3. 炉心局所異常:

(タンク, ループで事象推移の差異ほとんど無し。検出手段の性能の違いによるものがある程度)

- 事象の検出:一般にループ型の方が有利。CG法, FFD法では, カバーガス体積がタンクの方が多分だけ濃度が薄まり高性能必要。DN法の場合, ループ型では1次系配管そのものが利用可, タンク型では別途サンプル管等を設ける要あり。

4. 問題点等

- (5)項事象そのものの考え方を今後整理する要あり。

3-(13)-① ナトリウム漏洩事故時の対策

1次系, 2次系でのナトリウム漏洩発生モード, 事故時対策, 解析手法をループ型と比較し,

タンク型への適用限界を明確化する。

1 次系，2 次系でのNa 漏洩発生モードの検討（図3(13-1)）

R/V，配管，及びC/V 内配管破損について，Na 漏洩，火災について特徴を整理⇒ループ，タンクの相違点はC/V 内2 次系配管漏洩である。

1) C/V 内2 次系配管漏洩によるNa 火災解析（全く対策を講じない仮定で評価）（図3(13-2)）

	C/V 床上ガス温度	圧力	床表面温度
Case 1 漏洩量 $400 m^3$ ($\frac{1}{4} Dt$ 破損時)	304℃	0.85 atg	507℃

⇒C/V 設計条件として許容できず

Case 2 漏洩量* $40 m^3$	154	0.39	770
----------------------	-----	------	-----

⇒ルーフスラブ塔載機器へのインパクト大きく成立見通しなし

Case 3 漏洩量* $4 m^3$	75	0.12	468
---------------------	----	------	-----

⇒いくつかの問題点あるが成立性の見通し有

（* 将来の安全評価で漏洩量算定基準の変更の可能性に対応し想定した値）

2) タンク型炉における基本的設計対応

1) での検討によりタンク型炉でも基本的には，漏洩，火災抑制対策が必要である。対策としては，①漏洩量低減（ $4 m^3$ 以下）+漏洩Na 受皿，②2重管化，③受皿設置，④エンクロジャ構造が考えられるが構造の簡素化からエンクロジャ構造が最適と考えられる。エンクロジャ構造部の短縮方策を表3-13-1に示す。

3) タンク型炉における漏洩事故対策（図3(13-3)）

漏洩検出器……ループ，タンクで差がない。ループの技術が適用できる。

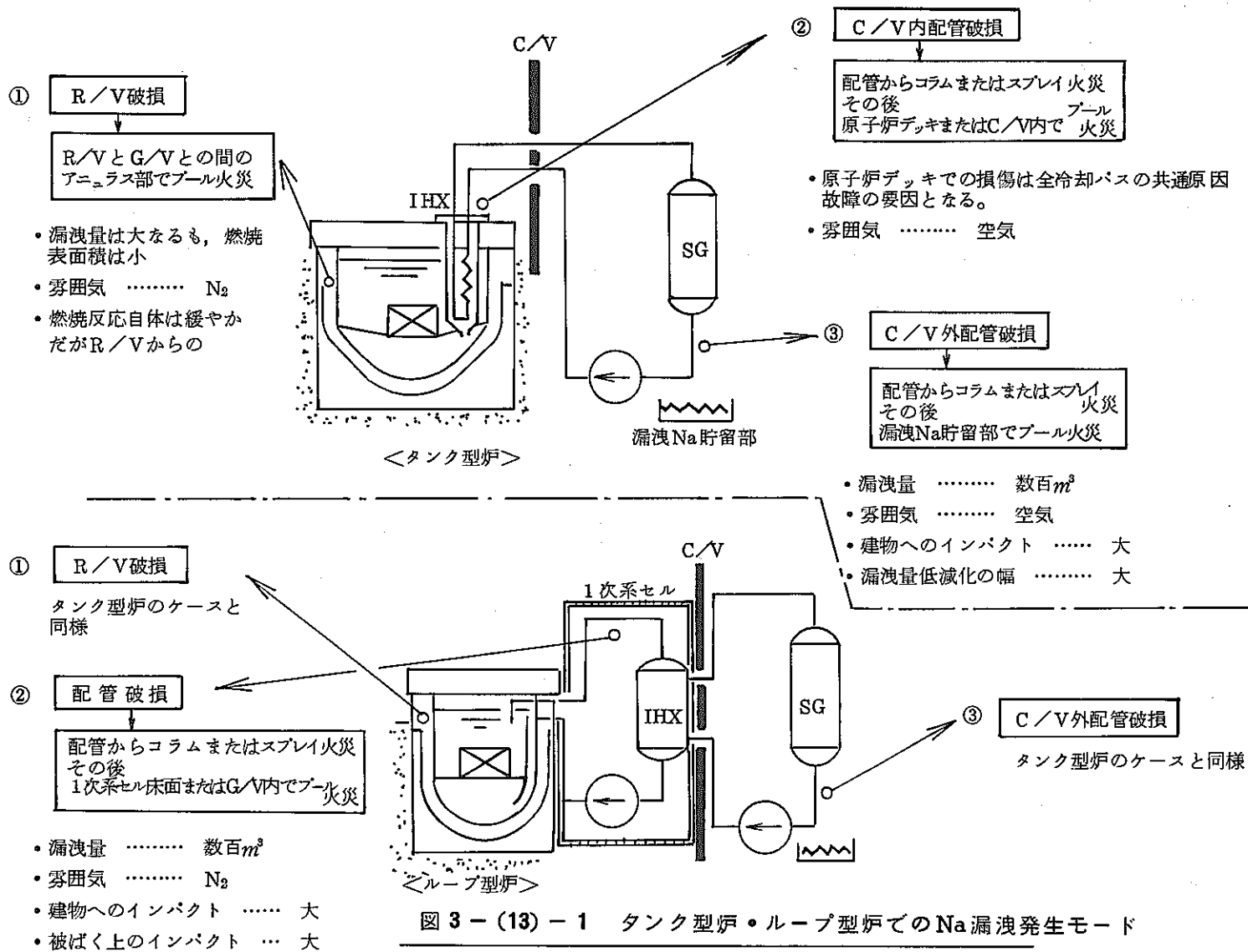
格納容器，セルライナ…燃焼量がループに比し小さいことからループ型炉の技術が適用できる。

コンクリート冷却系…先行炉設計ベースに検討すると事故室のHVAC停止しても健全側のHVACを起動し熱除去することによりコンクリートの健全性確保できる見通し有。

ナトリウム処理…機械式除去，又熱的除去方式の組合せが必要（R & D必要）

4) ナトリウム火災解析手法

ループの技術でタンクの解析可能



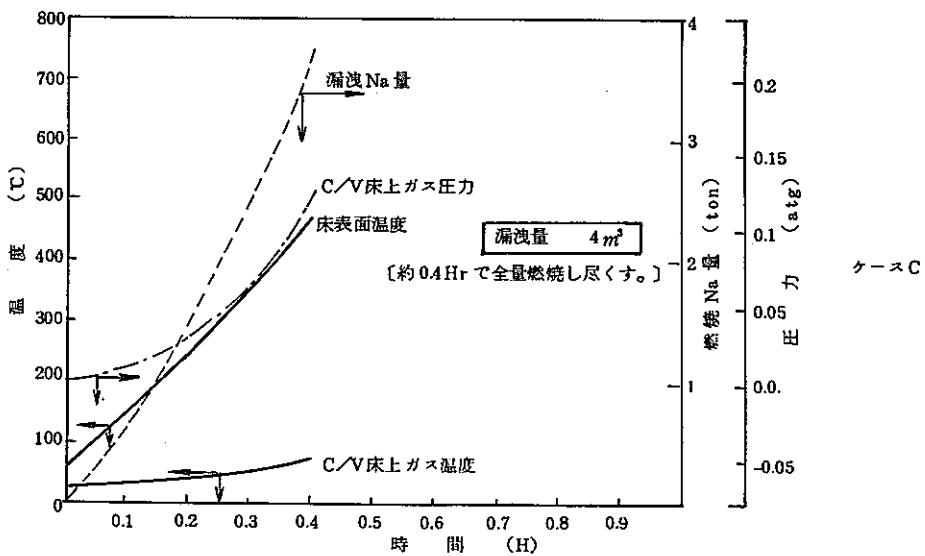
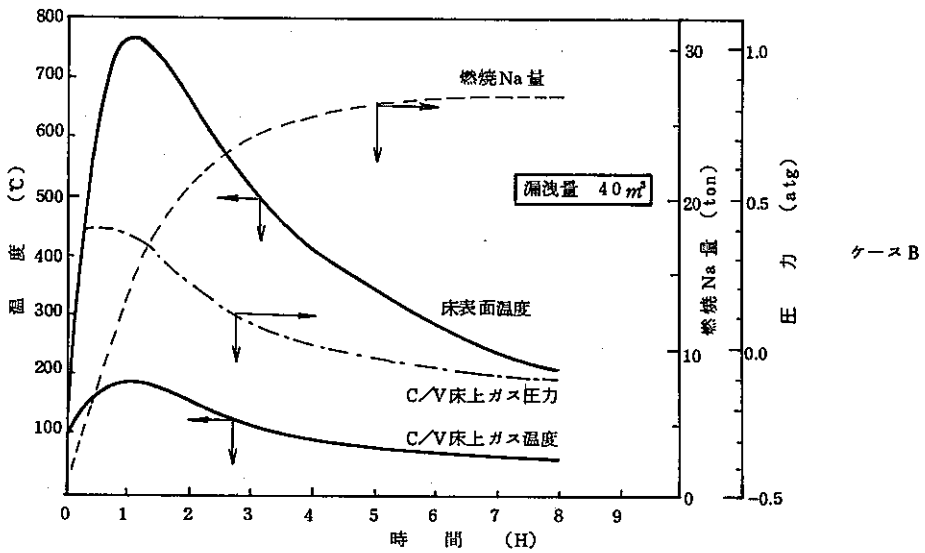
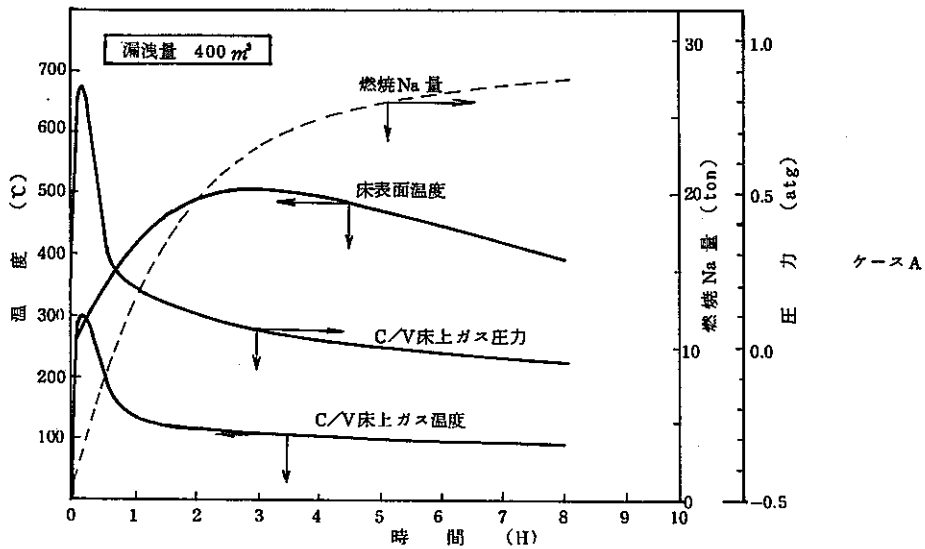
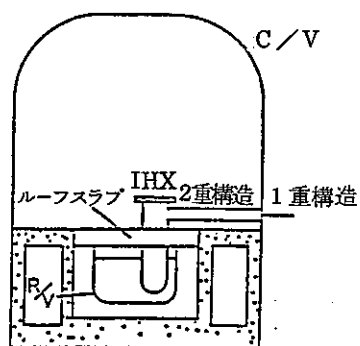


図 3 - (13) - 2 原子炉デッキ上のナトリウム火災解析結果
ケースA, ケースB, ケースC

表 3 - (13) - 1 配管 2 重構造部と C / V 取合

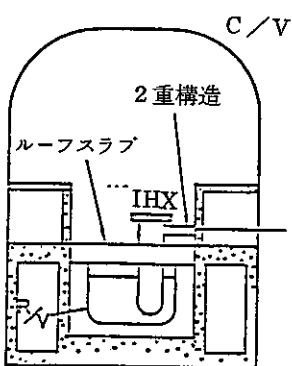


方式 1 :

- C / V 内全域を 2 重構造化

問題点

- 2 重構造部が長い
- 運転床への制約大きい
- C / V 床下容積が不必要に大きくなる

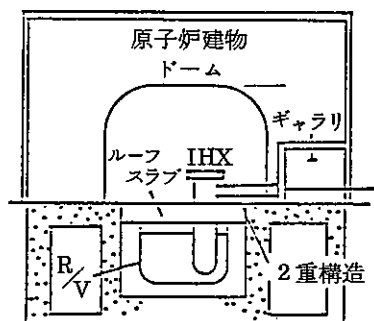


方式 2 :

- 方式 1 に C / V 内にギャラリを設置し、ギャラリ内は 1 重配管とする
- ギャラリ内は不活性雰囲気または燃焼抑性機構設置

問題点

- C / V 床下容積が不必要に大きくなる

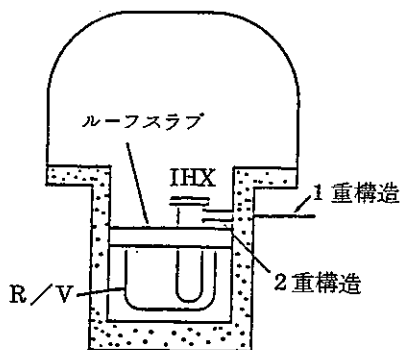


方式 3 :

- 小径のドームを設置し、ドーム外原子炉建物内配管部をギャラリ内に設置
- ギャラリまでを 2 重構造化
- スーパーフニックス 1 タイプ

問題点

- ドームのため機器のメンテナンス上不利



方式 4 :

- 段付格納建物とし、C / V 内の 2 重構造部を短縮できる

問題点

- 段付 C / V の許認可性

3 - (13) - ② ナトリウム漏洩及び漏洩事故時の対策

ナトリウム漏洩の防止対策及び漏洩後の事故終息の対策に払われる設備、構造の物量は、現行の安全設計、評価の方針を忠実に守るとの前提に立てば膨大 \rightsquigarrow L M F B R を経済的に成立させるためには、ナトリウム漏洩にかかわる設備対応の簡素化が必要である \rightsquigarrow 安全設計基準の合理的な見直しに基づく設計の展開が必要

'83年5月のFBR安全基準ワークショップ(パリ)で出された必要な合理化項目〔①関連設備のDBAならびにBDBAの基礎となる事故シナリオ(主に漏洩規模、箇所)の合理的設定、②事故シーケンスの進展を有効に阻止する検出系の設計、③漏洩量を減じうる設備開発設計ならびに④漏洩後の事故終息設備の合理的な設計〕について検討

- 漏洩想定規模；海外タンク型炉での破損想定規模は、機械論の評価にクレジットをとる方向であり、これにより漏洩Naの減量が可能
- ループ／タンクの相違点
 - ・ループ型炉は、1次系Na配管の漏洩事故を考慮する必要あり、構造、雰囲気(各室毎)の検討が必要
 - ・タンク型炉は、ルーフスラブ上の2次系配管からの漏洩対策が必要
 - ・A/B建屋内の2次系Na漏洩対策は、原則的にタンクもループも同じ(安全評価上の設計に対するクレジットのとり方による)
- ループ型炉Na火災解析コード(SOFIRE-MII, ASSCORS, SPRAY-II等)のタンク型炉への適用性の検討
 - ・プール火災、配管からのスプレー火災は、ループ／タンクで同じ現象で、コードの適用可
 - ・CDA後のナトリウム噴出は、タンク型よりも噴出量が増大すると考えられ(リークパスの外周が大)、解析コードによる燃焼の評価(含む、噴出Naによるスプレー火災の評価手法の開発)が必要となる。

3 - (14) - ① 格納容器の設計条件

- 検討目的 格納施設の合理化の可能性追求
- 検討範囲 格納施設が必要となる事象、要求条件の整理、合理化の追求、今後の検討課題の抽出
- 格納施設の基本概念(もんじゅの考え方をベースとする)
- 安全機能 周辺一般公衆の被曝線量を原子炉立地審査指針の目やす線量以下に押えること

が必要

- ・想定事故 ① 1次主冷却材漏洩事故, ② 1次アルコンガス漏洩事故, ③ 燃料取扱事故, ④ (5)項事象が考えられる。
- ・設計条件 もんじゅの場合, ①~③設計基準事故→C/Vの温度・圧力はほとんど上昇せず, ④は設計基準に含まれない。技術的に合理的に達成しうるかぎり強固なバウンダリを設けるという考え方。
- ・基本構成 1次格納施設 漏洩率~1%/dを維持するとともに事故時の圧力・温度に耐える密封容器
2次格納施設(コンファインメント) 1次格納施設から漏洩してくるF.P等の放出抑制 } 2重格納の考え方
- フランス;アメリカ,日本の大型炉格納施設の現状比較(表3-(14)-1,図3-(14)-1)
- ・安全設計の考え方,安全性の目標,HCD Aの位置付けと取扱い,立地条件,規制が国により異っており格納施設も違った型式となっている。
- 合理化の追求 ①要求される設計条件の低減 ②C/V以外の施設に格納施設としての機能を期待する。
- ・HCD Aの排除のアプローチ,以下の4項目のいずれかが満足されることが必要(表3-(14)-2)
 - ① FBRの運転実績が十分積み重ねられ(5)項として考える必要がないと主張する。
 - ② (5)項に記されている「確率」はある範囲以上であり更に確率の小さい事象は残留リスクとして評価不要と主張する。
 - ③ HCD Aの結果は重大でないので(5)項として評価不要と主張する。
 - ④ HCD Aは,発生確率(p)×結果(c)=リスクが小さいので立地評価の対象とする必要がないと主張する。
- ・事故線源の低減 線源の移行経路に於ける減衰を現実的に評価する。
- ・代替設備の利用 C/V削除のためにリークタイトセル,コンファインメントによる漏洩率制限をするための検討の実施
- 今後の検討課題 LWRのC/V概念にとらわれることなくFBRの特権を生かした格納施設の概念を検討する必要がある。①HCD Aの排除,②事故時線源の低減,③R/S,G/V又はセルライナを格納バウンダリとするための検討。

3 - (14) - ② 格納容器の設計条件

- 検討目的 T/Lの相違によるC/Vの機能，位置付けの整理，格納施設の合理化設計の可能性追求
- 検討範囲 適用法規，指針の検討，プラント基本概念の比較 格納等の安全機能，設計条件の検討，合理化設計の追求，今後の検討課題の抽出
- FBR実証炉の原子炉格納系の合理化追求のためには炉型式を問わず，原子炉施設全体の工学的安全設備の機能充足性，信頼性との関連を考慮する必要がある。
- 格納施設の役割と考え方
FBR実証炉の格納系は「原子炉立地審査指針」の改訂により仮想事故としての立地評価事故を設定し，公衆に支える被曝量が，許容めやす値を十分下廻るよう安全防护機能条件を考慮した設計とする必要がある。
- プラント基本概念の比較（表3-14-3～5）
T/Lの炉型式による格納系の比較→PWR，FBRループ型炉（もんじゅ），FBRタンク型炉（PLBR(W.H)SPX-1，SPX-2）格納施設のちがいは，プラントの工学的安全設備の設計方針に大きく依存している。
- 設計基準事故
 - ・実証炉の立地評価事故の設定 T/Lの起因事象，事故時ソースタームとして以下のものが考えられる。

タンク型炉	主要器からの1次冷却材漏洩	希ガス100%，ヨウ素10%
		（合理化設計の目標，希ガス10%，ヨウ素1%）
ループ型炉	1次系配管からの1次冷却材漏洩	希ガス100%，ヨウ素10%
		（合理化設計の目標，希ガス10%，ヨウ素1%）
 - ・HCDAの取扱い；設計考慮外として格納系のDBAには含めない。
- 合理化設計の追求；FBR実証炉では非耐圧格納施設等を目指すべきである。（表3-14-6，7）
 - ・合理化-1 非耐圧格納施設，1次格納施設（ライナプレート付鉄筋コンクリート型）2次格納施設（漏洩等抑制型原子炉建屋）
 - ・合理化-2 原子炉建物格納施設 原子炉建屋構造とし従来の2次格納施設と同等の機能を持つ→SPX-2

○ 今後の検討課題

- ・H C D Aを設計考慮外にするための検討（S A S S，D H R S等の検討）
- ・コンクリート+ライナ構造の応力解析，全体漏洩率試験方法の検討

表 3 - (4) - 1 各国の LMFBR 大型炉格納施設の現状比較

	フランス	アメリカ	日本
開発状況	SPX-1 1984年産界予定 SPX-2 概念設計終了	LSPB 概念設計中	実証炉 炉型評価用 概念設計中
出力, 炉型式	SPX-1 1200Mwe タンク型 SPX-2 1500Mwe タンク型	LSPB 1000~1500Mwe ループ型	実証炉 1000Mwe クラス ループ型/タンク型
格納施設	炉型原子炉建屋コンファ インメント (格納容器なし)	格納容器 + コンファインメント	未 定
立地評価用線源	DBA から導出 例 Ar ガス系漏洩事故 燃料取扱事故 等	合理的な立地評価用線源 検討中 (CRBR は LWR の線源 準用)	未 定
設計基準外事象 の考え方	BDBA $10^{-6} \sim 10^{-7} / RY$ 最適評価, 必要に応じ緩 和対策 RR $10^{-7} / RY$ 以下 評価も対策もしない	BDBA, RR の明確な分類 なし 炉心溶融に至る事象を設 計基準外事象として考慮	(5)項に対する考え方が課 題
HCD A の取扱い	RR として位置付け	全ての起因事象について 検討し発生確率および結 果が低いことを示し, 設 計対策の排除を指向	未 定

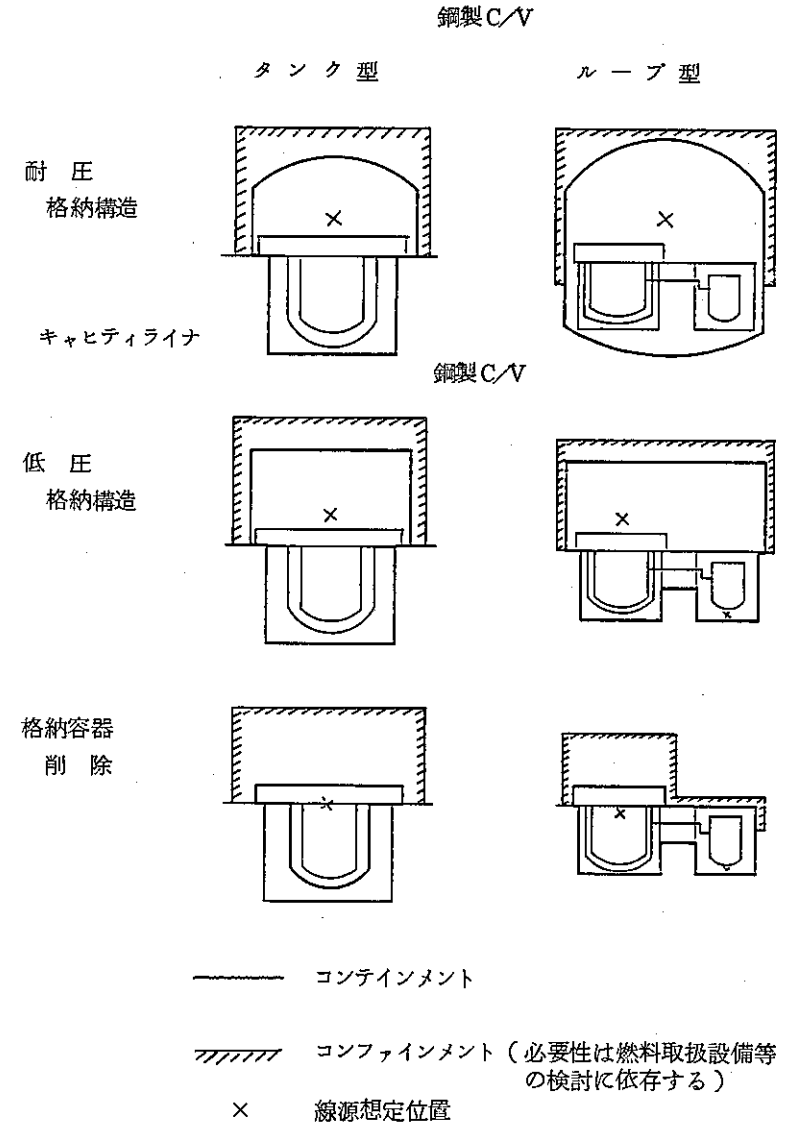


表3-(4)-2 HCDA排除のためのアプローチの比較

規制の内容	アプローチ	安着で主張するための準備		コストへの影響 (マイナスの要因)	予想される問題点	備 考
		設備設計	R & D			
運転実績が少ないので	1. 運転実績が十分に積重ねられたので、(5)項という特	内外FBRあるいは右角R&Dで実績のある機器、システムを採用した設計とする。	実機での運転実績と同等と主張出来る根拠・内容の機器がシステムの実証試験を行なう	大型機器の実証試験が必要である 内外の旧式プラントで実績のある機器がシステムを採用すると合理化できない恐れがある	規制側から実績のプラントとしての運転でなければ運転実績とは認めないと言われる恐れがある。	$10^{-6} \sim 10^{-8}$ のオーダーの設備に(数基)×(数年)の実績が確率的に有意なデータとなりうるかは疑問である
発生確率は小さくとも(P)	2. 発生確率が十分に小さい事象は Residual Risk であり、評価する必要はないと主張する	信頼性の高いHCDA防止対策設備を完備する	信頼性評価手法を充実する(CCF, HR等)各機器の信頼性データを蓄積する 破壊力学の応用等により破損確率評価手法を完備する	HCDA防止対策の設備設計が過大となる恐れがある 右記R&Dが必要である	規制側から予想外のパスでHCDAに至る場合を想定させられると対処困難となる恐れがある	LWRや仏の見切りの例を引用できる 但し、LWRは実質的にPで足切りをしているとはいえ、「仮想事故」の想定によりある意味で最大のCを抑えている。従ってFBRでも「仮想事故」と最大のCとの関係を明確にしなければならない。 線源の低減との兼ね合いを考える必要がある。
結果が重大である事故(C)は評価せよ	3. HCDAの発生を想定しても公衆への影響は小さい事を示し、(5)項としての評価は不要であると主張する	HCDA結果の抑制対策設備(Na噴出防止、コア・キャッチャ等)を完備する。	HCDA現象を精度良く現実的に評価できるようにするため、炉内外実験および解析評価手法開発を行なう。	HCDA結果抑制対策設備が過大となる恐れがある。 左記R&Dが必要である。	規制側から予想外のHCDAシナリオを要求されると対処困難となる恐れがある。	Emrgeticsに関しては大きなコスト・インパクトなしに対処可能な見通しはある。 PAHRについては困難はあるが可能性は有ると考えられる。 しかしLOHSからHCDAに至る場合、現状では見通し不明である。
(5)項も立地評価の対象とせよ	4. 立地評価の基本思想に立戻り、HCDAはリスク(P×C)が小さいので立地評価に含める必要はない等を主張する。	HCDAの発生防止対策設備と結果抑制対策設備とを適切なバランスで設ける。	信頼性評価のためのR&DとHCDA現象評価のためのR&Dとを適切なバランスで行なう。	設備およびR&Dの範囲が広がるので、オプティマイズしてもコストを軽減できない恐れもある。	規制側から予想外の評価を要求されると対処困難となる恐れがある。	リスク評価レポートの提出が必要となる。

表 3 - (14) - 3 原子力発電プラントでの格納容器設計主要仕様の比較一覧

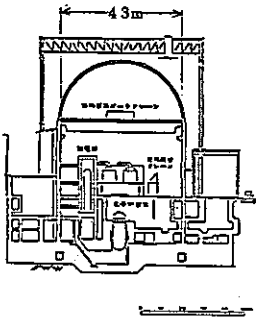
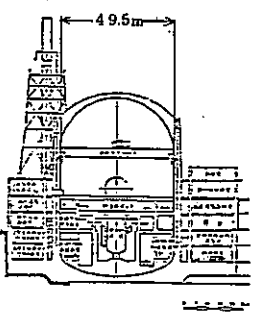
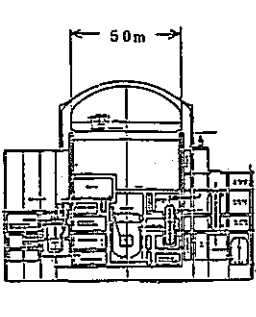
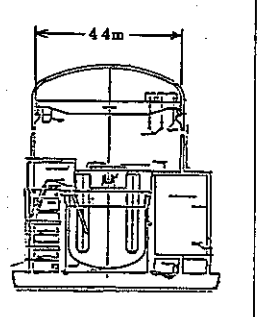
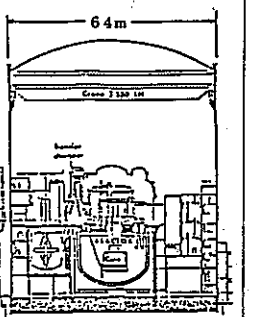
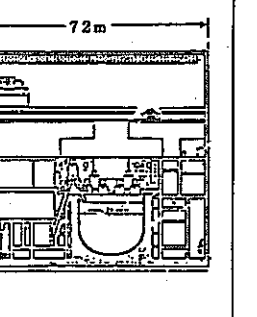
原子力発電 プラント名 格納容器 主要項目	軽水炉 (PWR) (注1)	F B R ループ型炉		F B R タンク型炉		
		原型炉「もんじゅ」	本実証炉	PLBR(W. H)	SPX-1	SPX-2
1) 型式	プレストコンクリート上部半球円筒型	円筒形鋼製容器	鋼性ハイブリッド接合型	鉄筋コンクリート円筒形型	安全容器 + ドーム	(削除)
2) 概念図						
3) 主要寸法等	<ul style="list-style-type: none"> 内径：約43m 内高：約65m ライナープレート厚：約6.4mm 自由体積：約7.33×10⁴ m³ 材料：プレストレスコンクリート 本体：鉄筋コンクリート ライナープレート：炭素鋼 	<ul style="list-style-type: none"> 内径：約49.5m 全高：約79m 鋼板厚：約38mm 容積：約1.3×10⁵ m³ 材料：圧力容器用炭素鋼鋼板3種 (SGV49) 	<ul style="list-style-type: none"> 胴部内径：50m 全高：80m 胴部板厚：36mm 材料：中温圧力容器用炭素鋼鋼板3種 (SGV49) 	<ul style="list-style-type: none"> 上部円筒部ライナー内径：144feet (約44m) 下部円筒部ライナー内径：81feet (約25m) ライナー板厚：3/8インチ(約10mm) 全高：236feet(約72m) ライナープレート材料：中、常温圧力容器用炭素鋼鋼板 (SGV49/49) (第1種) 	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器材料：オーステナイトステンレス鋼 ドーム材料：炭素鋼 〔参考〕 原子炉建屋：鉄筋コンクリート 内径：64m 高さ：80m 	
4) 設計条件	<ul style="list-style-type: none"> 最高使用圧力：4.0Kg/cm²G 最高使用温度：144℃ 漏洩率：0.1%/day以下 (常温，空気，最高使用圧において) <p>(注1) 原電敦賀2号炉</p>	<ul style="list-style-type: none"> 最高使用圧力 内圧：0.5Kg/cm²G 外圧：0.05Kg/cm²G 最高使用温度：150℃ 漏洩率 最高使用圧，常温窒素雰囲気 → 1%/day 最高使用圧，空気雰囲気 (Na充満前) → 0.1%/day 耐震クラス：As 	<ul style="list-style-type: none"> 最高使用圧力 内圧：0.30Kg/cm²G 外圧：0.05Kg/cm²G 最高使用温 100℃ 最低使用温度：- 漏洩率：1%/day (常温，窒素，最高使用圧において) 耐震クラス：As 	<ul style="list-style-type: none"> 最高使用圧力 内圧：- 外圧：- 最高使用温度：150°F (コンクリート) 約65℃ 最低使用温度：- 耐震クラス：SSE 	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器：主容器からの1次冷却材漏洩事故対応 ドーム HCD時Na噴出によるNa火災に対応 (MAX. 3atm) 〔参考〕 原子炉建屋：建屋内Na炉対応 * 時故障超過圧：40mb * 壁温最高温度：80℃ * 漏洩率 100%/day t/F * 通常運転時は，常時負圧に維持，事故時は非常排気系を作動 <p>(注) “勧告”では，原子炉建屋の漏洩試験を要求</p>	

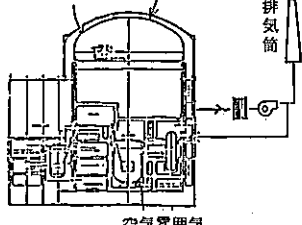
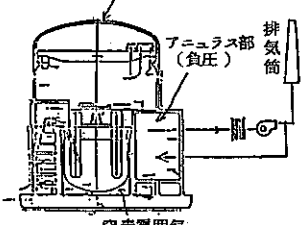
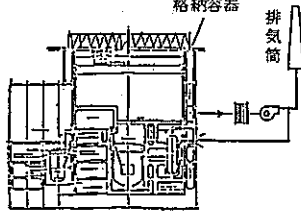
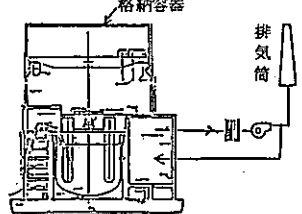
表 3 - (14) - 4 各原子力発電プラントでの放射線防護としての多重障壁

放射線防護の 原子力発電 各障壁 プラント名		障壁 1	障壁 2	障壁 3	障壁 3	障壁 4
LWR ループ型	軽水炉 (PWR) 〔原電敦賀2号炉〕	・燃料被覆管 〔被覆材: Zr-4〕	・原子炉冷却材 圧力バウンダリ	—	・格納容器 〔プレストレストコン クリート型〕	・2次格納施設
	原型炉「もんじゅ」	・燃料被覆管 〔被覆材: SUS316〕	・原子炉冷却材 バウンダリ + ・原子炉 カバーガスバウンダリ	・ガードベッセル + ・セルライナー	・格納容器 〔円筒鋼性容器型〕	・2次格納施設
FBR ループ型 炉	本実証炉	・燃料被覆管	・原子炉冷却材 バウンダリ + ・原子炉 カバーガスバウンダリ	・ガードベッセル + ・セルライナー	・格納容器 〔鋼製ハイブリット 型〕	・2次格納施設
	PLBR (W.H)	・燃料被覆管	・主容器+ルーフスラブ	—	・格納容器 〔ライナー付鉄筋 コンクリート型〕	・2次格納施設
FBR タンク 型 炉	SPX-1	・燃料被覆管	・主容器+ルーフスラブ	—	・安全容器+ドーム	・原子炉建屋
	SPX-2	・燃料被覆管	・主容器+ルーフスラブ	—	・安全容器用ライナー	・原子炉建屋

表 3 - (14) - 5 各原子力発電プラントにおける工学的安全施設の比較一覧

基本安全機能 原子力発電 (SC-L) プラント名		原子炉の緊急停止	原子炉停止後の炉心冷却	原子炉冷却材漏洩時の冷 却材保有量の確保	原子炉冷却材漏洩時の 化学的影響の緩和	放射性物質の放射防止と 放射線の
LWR ループ型	軽水炉 (PWR) 〔原電敦賀2号炉〕	①非常用炉心冷却設備, ②原子炉格納容器, ③原子炉格納容器, ④原子炉格納容器スプレイ設備, ⑤安全補 室空気浄化設備				
	原型炉「もんじゅ」	・後備炉停止系	・補助炉心冷却系 (ACCS)	・ガードベッセル	・G/V ナトリウム の貯留槽 ・セルライナー	・格納容器 ・アニュラス修理排気装置 ・1次Arガス系収納施設
FBR ループ型 炉	本実証炉	・後備炉停止系	・直接炉心冷却系 (DRACS)	・ガードベッセル	・セルライナー ・炉容器室, 主1次冷却 室下部雰囲気調製系	・格納容器 ・アニュラス循環排気装置
	PLBR (W.H)	・後備炉停止系	・直接炉心冷却系 (DRACS)	・安全容器	・安全容器 ・主容器下部雰囲気調 整器系(?)	・格納容器 ・非常用排気装置
FBR タンク 型 炉	SPX-1	・後備炉停止系 〔節構造〕	・直接炉心冷却系 ・主容器下部冷却水系	・安全容器	・安全容器 ・格内主2次系配管の ガードパイプ	・安全容器+ドーム ・溶融燃料回収装置 ・緊急換気系
	SPX-2	・後備炉停止系 〔節構造〕	・直接炉心冷却系 (DRACS)	・安全容器用ライナー	・安全容器用ライナー コンクリート冷却水系(?) ・格内主2次系配管の ガードパイプ	・安全容器用ライナー ・溶融燃料回収装置 ・緊急換気系

表 3 - (14) - 6 格納容器の合理化 (その 1) に対する炉型の影響と必容条件

主 要 課 題		ループ型炉 動燃実証炉	タンク型炉 P L B R (W. H)
標 準 設 計	1) 格納施設の構成と概念図	鋼性ハイブリッド接合型格納容器 + アニュラス循環排気装置	鉄筋コンクリート円筒型格納容器 + アニュラス循環排気装置 (暫定)
	2) 事故時線源 希ガス 100% } 暫定 よう素 10% }		
	3) 格納施設の設計条件 a) 原子炉格納容器 ○ 漏洩率 ○ 板厚 ○ 最高使用圧力 ○ 温度 b) アニュラス循環排気装置 ○ よう素フィルタ効率 ○ 風速 c) セルライナ (注1) ○ 漏洩率 (事故時)	○ 1% / d at 設計圧力・温度 (但し, 0.5% / d 程度が望ましい) ○ 3.6 mm ○ 0.3 Kg / cm ² ○ 100°C ○ 75% (但し, 設計値 99%) ○ 20回 / d (循環 17回 / df 排気 3回 / d) (○ 100% / d at 100 mmAq)	詳細は不明 ○ 約 10 mm ○ 約 65°C (但し, コンクリート温度)
合 理 化 設 計 I (非 耐 圧 性 格 納 容 器)	1) 格納施設の構成と概念図	非耐圧性格納容器 (漏洩抑制型) + アニュラス循環排気装置	} 同 左
	2) 事故時線源 希ガス 100% } 暫定 よう素 10% } (希ガス 10%) (よう素 1%)		
	3) 格納施設の設計条件 (注4) a) 原子炉格納容器 ○ 板厚 ○ 最高使用圧力 ○ 形状 ○ 事故時線源: 希ガス 10% よう素 1% ○ 原子炉格納容器漏洩率 ○ セルライナ漏洩率 (事故時) (シール部分)	(暫定) ○ 6 mm ○ ~ 0.1 Kg / cm ² ○ 角型等 (自由度有) ○ 10% / d at 設計圧力・温度 (注2) ○ 100% / d at 100 mmAq	格納容器上部については板厚 6 mm (ループ型と同じ) となるが, 原子炉容器廻りの格納容器下部については今後の検討が必要 } 同 左
	4) 非耐圧性格納容器が成立するための条件	○ 空気雰囲気中でのナトリウム火災防止することが必要であり, 次の対策が必要。 i) 工学的 主施設の ii) 部屋の窒素分別気化 (多数部屋) iii) 格納容器内空気雰囲気中ナトリウム配管等の 2重管化 ○ 格納容器内におけるナトリウム-水反応の防止 (注3) (注12) ○ 格納容器の漏洩率を 10% / d at 設計圧力・温度とするためには事故時線源を希ガス 10%, よう素 1% 以下とすること	○ 同 左 i) 同 左 ii) 同 左 (原子炉容器室等に限定される) iii) 同 左 } 同 左

(注1) 原型炉「もんじゅ」の立地評価ではクレジットをとっていない。

(注2) 事故時線源が希ガス 10%, よう素 1% の場合。

(注3) 格納容器内への水持込みがある場合。

(注4) 標準プラントから変更となるものを記載。

表 3 - (14) - 7 格納容器の合理化(その2)に対する炉型の影響と必要条件

主要課題	ループ型炉	タンク型炉	
	動燃実証炉	P L B R (W. H)	
標準設計	1) 格納施設の構成と概念図 鋼製ハイブリッド接合型格納容器 + アニュラス循環排気装置	鉄筋コンクリート円筒形型格納容器 + アニュラス循環排気装置(暫定)	
	2) 事故時線源 希ガス 100% } 暫定 よ素 10% }		
	3) 格納施設の設計条件 a) 原子炉格納容器 ○ 漏洩率 ○ 板厚 ○ 最高使用圧力 ○ " 温度 b) アニュラス循環排気装置 ○ よう素フィルタ効率 ○ 風量 c) セルライナ (注1) ○ 漏洩率(事故時)	○ 1%/d at 設計圧力・温度 (但し, 0.5%/d程度が望ましい) ○ 36mm ○ 0.3 Kg/cm ² ○ 100℃ ○ 95%(但し, 設計値99%) ○ 20回/d(循環17回/d 排気3回/d) ○ 100%/d at 100mmAq (差圧)	○ 約10mm ○ 約65℃(但し, コンクリート温度)
合理化設計 II (格納容器の削除)	1) 格納施設の構成と概念図 セルライナ……(多数) + 非常用ガス処理系 (原子炉建屋内負圧)	安全容器(含シール構造)……(1ヶ所) + 非常用ガス処理系(暫定) (原子炉建屋内負圧)	
	2) 事故時線源 希ガス 10% } 暫定 よ素 1% }		
	3) 格納施設の設計条件(注4) a) 原子炉格納容器 (注1) c) セルライナ又は安全容器 (含シール構造) ○ 漏洩率(事故時) ○ 圧力	削 除 ○ 10%/d at 100mmAq(差圧) (1%/d at 100mmA) (差圧)~1Kg/cm ² ○ ~100mmAq	○ 同左 同左 ○ 同左 同左
	4) 格納容器削除のための必要条件	○ 事故時の線源が希ガス10%, よ素1%以下であること ○ 原子炉建屋内を負圧に維持し, 非常用ガス処理系で処理し, 排気筒から放出すること。(注2) ○ セルライナの漏洩率を10%/d at 100mmAq(事故時)以下とすること。又事故室の圧力が100mmAq以下のこと。(注3) 事故室の圧力が1Kg/cm ² 程度になる場合には, セルライナの漏洩率を1%/d at 100mmAqにすること。 ○ 非常用ガス処理系のよう素フィルタの効率は99%以上とすること。又, 風量は約20回/d(循環17回+排気3回/d)程度とすること。	○ 同左 ○ 同左 ○ 安全容器(含シール構造)の漏洩率を10%/d at 100mmAq(事故時)以下にすること。又安全容器内の圧力が100mmAq以下のこと。(注2) 安全容器内の圧力が1Kg/cm ² 程度になる場合には安全容器(含シール構造)の漏洩率を1%/d at 100mmAqにすること。(注3) ○ 同左

(注1) 原型炉「もんじゅ」の立地評価ではクレジットをとっていない。セルライナとガードベッセルあるいは安全容器等でバウリングを形成する場合は、それらの溶接部あるいはシール部の漏洩を含めたものとして考える必要がある。

(注2) 事故室の圧力を100mmAq以下とするためには、保温材及びそのカバーの効果等によりスプレー火災が生じないこと、漏洩ナトリウム量の低減、漏洩ナトリウム温度の現実的評価の種々の検討が必要であり、今後定量的な解析・評価が必要である。

(注3) 漏洩率が圧力の平方根に比例するとし、最大の漏洩率が10%/d以下になるように設定

(注4) 標準プラントから変更となるものを記載。

4. あ と が き

「基本仕様選定にかかわる設計研究」として、58年度はタンク型炉の主要構造物の検討と技術の適用性の検討を行ない、タンク型炉の個々の技術の内容の把握は出来た考えられる。

本設計研究は59年度以降も実施するが、59年度は主要構造物を組み合わせて検討し、タンク型炉の課題とその解決法を明かにしていく予定である。

本設計研究を実施するにあたり、関係各位の多くの協力を得たことに対し、深く感謝する次第である。より一層の今後の協力をおねがいする次第である。