PNC TN9440 91-010

公開資料

F B R の 研 究 開 発

技術管理室
No.
1992. 4. 14
動燃事業団大洗工学センター

1 9 9 0年7月

動力炉・核燃料開発事業団
動 力 炉 技 術 開 発 部
大 洗 工 学 セ ン タ ー

複製又はこの資料の入手については，下記にお問い合わせ下さい。
〒311-13　茨城県東茨城郡大洗町成田町４００２
動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター
技術開発部・技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:Technology Management Section, O-arai Engineering Center Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, 4002 Narita-machi, Oarai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-Ken, 311-13 Japan.

目　　次

1. ＦＢＲ研究開発の目標と課題 …… 1

2. 大型ＭＯＸ炉の設計研究 …… 7

3. 高性能ＦＢＲ･ＭＯＸ燃料の開発 …… 28

4. プラント高温化･機器合理化/高信頼性化を
目標とする構造設計法高度化 …… 30

5. ＦＢＲプラント安全評価の確立 …… 36

6. 高速実験炉「常陽」の運転実績と
研究開発 …… 40

7. 実用化のための研究開発課題と施設 …… 41

1. ＦＢＲ研究開発の目標と課題

1. 開発目標

「ＬＷＲより優れたＦＢＲの実用化」

・実用化時期2020年代～2030年頃としても，2010年代に実用化の見通しを実証する必要がある。

・2010年代に建設費で軽水炉比1.0以下を目標とする。

・もんじゅをベースに1988年度までの設計研究の成果から，建設費で軽水炉費1.2倍の見通しを得ている。

表－１　建設コスト低減の見通し

2. 実用化のための開発課題

・実用炉段階で建設費ＬＷＲ費0.8～0.9を目標としての開発課題（表－２）

・上記の目標を達成するためには，

(1)　もんじゅの活用（表－３）

(2)　常陽の照射能力の向上，新技術の実証，２次系削除プラントへの展開

(3)　合理的安全論理確立のための安全性試験炉の建設

等を計画している。

表－1　建設コスト低減の見通し（もんじゅ28万kWe→1988年設計研究　100万kWe→実用化プラント）

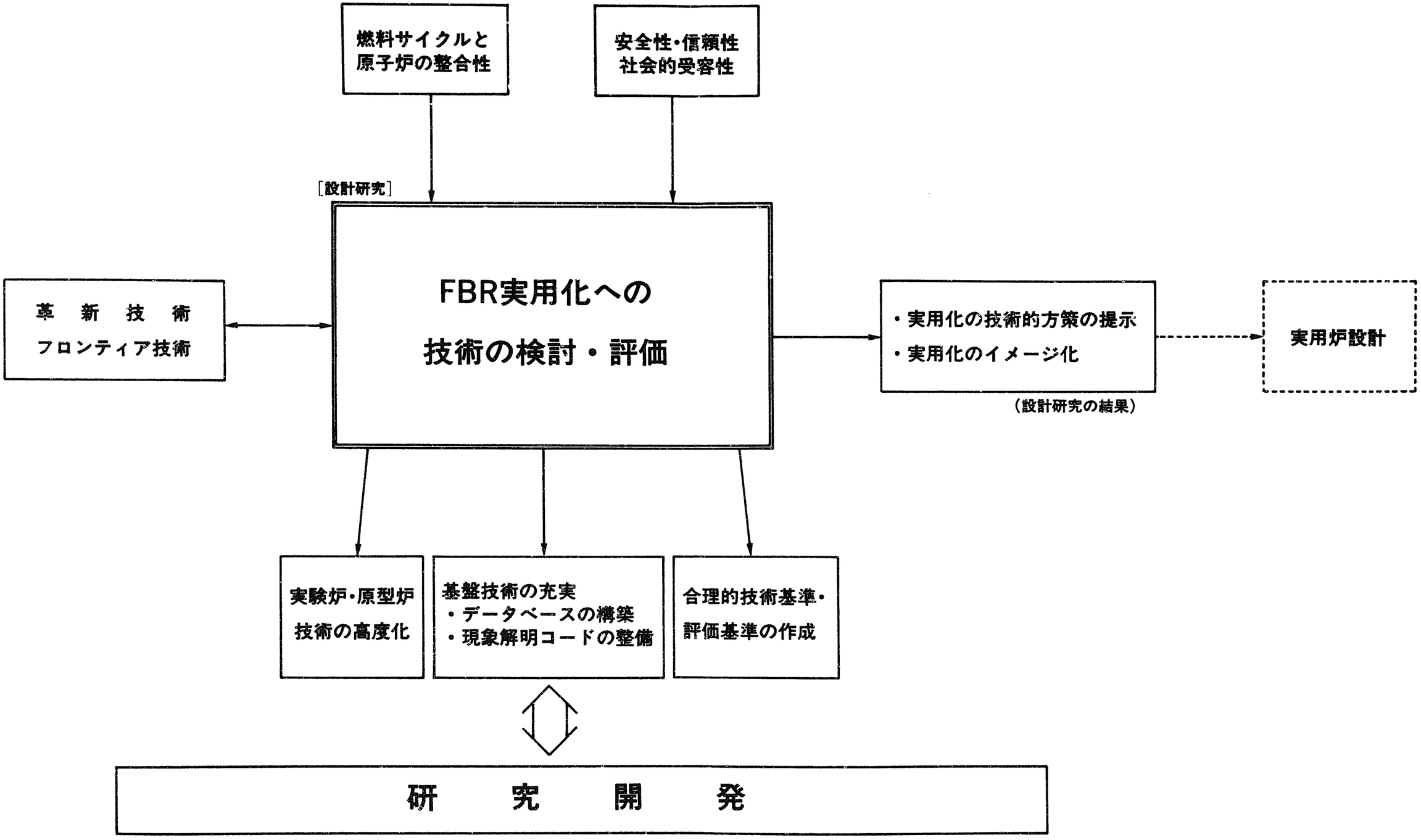
	もんじゅ（28万kWe）	1988年設計（100万kWe）	実用化プラント（150万kWe）（目標） （2005～2010年に着工を想定したプラント）
狙い	・エネルギーセキュリティーの観点から，わが国の環境，技術力等の国情に適した高速増殖炉を自主開発する。 ・高速増殖炉発電所の技術的性能についての見通しを得る。 ・実用炉開発についての問題点を解明する。	・各種新技術を幅広く導入することによりプラント物量を削減し，建設コストにおいて軽水炉と同等のプラント概念を構築する。 ・実証炉概念の達成に必要なＲ＆Ｄ項目及び開発目標をす。	・ＦＢＲ実用化への長期開発戦略を策定する。 ・プラントの高温，高熱効率化を図る。 ・２次系の削除，機器合体化，免震工法などの各種革新技術を幅広く導入することによりプラント物量を削減する。 ・建設コスト，発電コストにおいて同時代の軽水炉を凌駕するプラント概念を構築する。
主要仕様	・電気出力　280MWe　　・原子炉出口温度　529℃ ・運転日数　５ヵ月　　・炉心材料　SUS316相当鋼 ・集合体取出平均燃焼度　８万MWd／T ・原子炉容器　7.1mφ×17.8m^{H} ・単回転プラグ・パンタグラフ方式燃料交換機／単円筒炉心上部機構／キャスクカー方式燃料出入機 ・高所配管引廻し ・有液面ヘリカルコイル分離貫流型（伝熱管材料２¼Cr－１Mo鋼／SUS321鋼） ・鋼製格納容器 ・原子炉補助建物　115m×100m ・冷却プール数　3	・電気出力　1,000MWe　　・原子炉出口温度　530℃ ・炉心材料　改良オーステナイト鋼 ・最大線出力（高線出力化）430W／cm ・原子炉容器　８mφ×14m^{H}（逆ノズル集合体） ・３円筒型炉心上部機構 ・上部流出入方式配管システム ・一体貫流型ＳＧ（伝熱管材料高クロムフェライト鋼） ・コンクリート建屋一体型矩形格納施設 ・ガードベッセル兼用セルライナ ・低床応答（建屋埋込） ・原子炉補助建物大きさ　59m×57m ・冷却プール数　4	・電気出力　1,500MWe　　・原子炉出口温度　550℃ ・２重管型ＳＧによる２次系削除（原子炉補助建物54m×46.5m） ・炉心材料　分散強化型フェライト鋼 ・一体型機器・システム ・新型炉心（超寿命炉心）* ・高線出力化　480W／cm ・燃料集合体取出平均燃焼度　20万MWd／T ・ダクトレス燃料* ・免震技術の採用（３次元） ・高性能電磁ポンプ*（浸漬型ＥＭＰ） ・ガードベッセル兼用ファインセラミックス・セルライナー
建設費（軽水炉費）	約７（ＦＯＡＫ） 約４（ＮＯＡＫ）	約2.0（ＦＯＡＫ） 約1.2（ＮＯＡＫ）	0.8～0.9目標
建設費削減の要因	①　使用済燃料貯蔵方式の合理化（28%） ②　二次系配管へのベローズ継手の採用（12%） ③　電気信号系統への多重伝送方式の適用（９%） ④　コンクリート建屋一体型矩形格納施設の採用（９%） ⑤　上部流出入方式配管システム（９%） ⑥　燃料交換機・出入機の合理化（６%） ⑦　ＩＨＸ・ポンプガードベッセルの削除（５%） ⑧　原子炉容器の縮小（５%）		①　二次系削除（10%） ②　建屋免震（５%） ③　機器システム一体化（５%） ④　設計基準，設計・評価手法の合理化，高度化（５%） ⑤　建屋縮小化（２～４%） ⑥　高温，高熱効率化（２～３%）

表－2　ＦＢＲ実用化のための開発課題

開発課題	開発の現状	開発の目標	効果
①高性能燃料の開発	改良316鋼燃料により，燃焼度10万MWD/tの技術的見通しを得ている。	ＦＢＲ実用化ターゲットとして，燃焼度20万MWD/t及び線出力480W/cmを保証し得る燃料技術を開発	燃料サイクルコスト約40％低減を可能とし，建設費低減と併せてＬＷＲの発電コストと競合可
②高性能大型炉心の開発	原型炉級の設計実績，大型炉対象の臨界実験（日米共研）等をベースに均質炉心設計技術を取得	均質炉心についての設計精度の向上と，比均質炉心についての特性を把握し，出力150万kw級での高燃焼度達成を可能とする最適炉心概念の創出	燃料，炉構造等の物量，軽減，炉心長寿命化による運転費低減，増殖体系の定着化
③プラントの高温化	原型炉段階（30万kw）の炉容器径に対する原子炉出口温度529℃の達成，プラントの大型化，高稼動率化達成との整合をとりつつ，高温化に向けた構造評価，基準作成のためのＲ＆Ｄ実施中	出力150万kw級プラントにおける原子炉出口温度550℃以上の達成，そのために必要な構造材料等の開発と基準の整備	熱効率が２～３％向上し，建設費および燃料費を低減し，かつ温排水の低減が可能
④配管・機器の合理化，高信頼性化	原型炉段階までの総合的な開発，技術の確立，さらに建設費の低減に向けた配管ベローズ継手のフィージビリティ確認，９Cr系鋼一体貫流型ＳＧの耐久性実証，高吸込比速度ポンプの開発見通し達成	革新技術採用による出力150万kw級大容量，コンパクト高性能，高信頼配管，機器の採用のための技術体系の確立	配管・機器のコンパクト化による配置の合理化，建屋の縮小，それにより～10％の建設費の低減化 燃料取扱システムの合理化による大幅な建設費低減，稼働率向上
⑤合理的格納施設の開発	原型炉における耐圧格納容器の確立，格納系総合安全解析コードＣＯＮＴＡＩＮの開発整備	現実的な事故時影響評価による格納系の低耐圧化，最終的には非耐圧化の達成	矩形非耐圧格納系により，建設非の２～３％低減
⑥免震構造の開発	◦試験目的での一般建築物の建設による実物での詳細データの取得 ◦ＦＢＲプラント用免震要素の開発，評価手法，基準の検討	評価手法，基準の整備を含め，ＦＢＲプラントへの免震構造採用を可能とする総合的な技術体系の確立	機器，配管，建屋の合理化と建設コストの10％以上を占める耐震設備の合理化が可能
⑦２次系削除システムの開発	設計検討による安全論理，それを満足するシステム概念の評価と実現のための支配的構成機器である２重管型蒸気発生器に関する伝熱管，水リーク検出システム等，要素試験の実施	２次系削除システムの安全論理の構築と，高信頼性２重管蒸気発生器を始めとする総合的な技術体系の確立	ＦＢＲプラントにおいて～15％を占める２次系を削除することにより，機器配管の合理化，建屋の縮小等による10％程度の建設費の低減
⑧高信頼性崩壊熱除去系の開発	水流動実験・解析によるＤＲＡＣＳおよびＰＲＡＣＳの除熱性能評価，ならびに炉心，炉内，機器および全系統にわたる各種解析コードの開発整備	自然循環除熱を最大限に利用したパッシブセイフティ崩壊熱除去系の開発	パッシブセイフティ崩壊熱除去系の設置による安全性，信頼性の向上
⑨運転・保守技術の高度化	◦Ｃ．Ｐの挙動解明と実プラント系内での被曝量評価手法の整備	◦Ｃ．Ｐの制御・除去技術の開発による被曝の低減 ◦廃液リサイクルの達成による系外への廃棄物量の低減	◦運転・保守，解体時の被曝極小化 ◦廃棄物量低減による系外設備，作業の簡素化
⑩合理的安全論理の構築	◦もんじゅの安全設計評価方針，安全評価を通しての安全解析コードの開発・整備 ◦実証炉の安全設計方針（暫定案）の作成ならびにＤＢＡ，ＬＢＢ等についての検討	高速増殖炉固有の特徴を積極的に活用した合理的な安全設計・評価方針の実現	過度な安全裕度の削減によるコストダウンならびに高速増殖炉の安全性の確立とＰＡの確立

表－3　「もんじゅ」の活用

反映事項	内　　容	期待される効果
(a)炉心性能の向上	①　零出力試験，出力上昇試験等における炉物理試験，熱流動試験に基づく炉心特性および核的熱的裕度の把握	・核・熱計算コードの検証・改良・整備に基づく設計裕度の合理化 ・工学的安全係数の高度化 ・制御棒反応度価値の最適化
	②　低燃焼度炉心（取出燃料平均55,000 MWD/T)から高燃焼度炉心（取出燃料平均80,000MWD/T)への移行計画の実施による運転実績，集合体としての照射データ蓄積に基づく高燃焼度炉心特性の把握	・燃焼計算コード，炉心湾曲計算コードの検証・改良・整備による信頼性確認，設計合理化 ・高燃焼度炉心（炉心平均100,000MWD/T以上）の成立性の見通し
	③　中性子源無しの起動試験	・中性子源の廃止
	④　照射後試験データの蓄積に基づく炉心構成要素の寿命評価	・燃料集合体，制御棒集合体中性子遮蔽体の長寿命化の見通し ・稼動率向上
(b)遮蔽性能の向上	①　原子炉容器まわりの遮蔽測定，評価	・遮蔽計算コードの検証・改良・整備に基づく設計裕度の合理化
	②　１次冷却系放射性物質挙動監視試験，運転データ評価	・ＣＰ線源，放射化Ｎａ線源評価精度向上による遮蔽合理化 ・被ばく線量低減化
(c)プラント安定性信頼性の向上	①　運転実績データの蓄積，総合評価	・高速炉発電プラントの性能実証，運転管理システムの確立 ・ＦＢＲ機器の性能およびその裕度の把握，機器の小型化のデータ提供 ・機器信頼性実証に基づくプラント設計裕度の合理化 ・プラント諸特性解析コードの検証・改良・整備に基づく設計裕度の合理化
	②　プラント過渡運転試験に基づくプラント動特性，運転特性評価	・プラント安定性検証と負荷追従運転性の確認 ・プラント計装・制御系の信頼性の実証
	③　破損燃料検出系試験並びに運転データの分析・評価	・破損燃料検出系信頼性の実証 ・安全保護系としての有効性の検証
	④　プラント異常データ，機器信頼性データ，予兆現象データの収集・分析	・プラント異常診断，事前予知技術開発のためのデータベース拡充
	⑤　蒸気発生器，水・蒸気系総合機能試験並びに運転データの蓄積・評価	・系統制御性，信頼性の実証設備合理化
	⑥　冷却材不純物濃度測定，分析データの蓄積評価（１次系，２次系，水系）	・純化系の合理化，運用法の確立 ・蒸気発生器伝熱管からの水素透過量の評価
(d)プラント保守，補修性の向上	①　ＩＳＩ用開発機器の実機試験並びに使用経験の蓄積，評価	・ＩＳＩ機器改良のためのデータ提供
	②　保守・補修経験の蓄積に基づく標準化，マニュアル化	・定検期間の短縮，被ばく低減 ・保守・補修性向上のためのデータ提供
(e)構造設計手法の向上	①　プラント過渡変化試験	・熱過渡条件の合理化
	②　主配管等の振動，変位測定試験	・配管系の減衰定数の見直し等，構造解析モデルの合理化
	③　原子炉容器まわりの温度測定試験	・構築物構造設計裕度の合理化
	④　構造材料サーベイランス試験	・材料照射データベースの拡充 ・構造設計基準の合理化



動燃におけるFBR設計研究と研究開発の展開

動燃における設計研究の基本的な考え方

1. 常陽，もんじゅの開発経験を十分に活用する

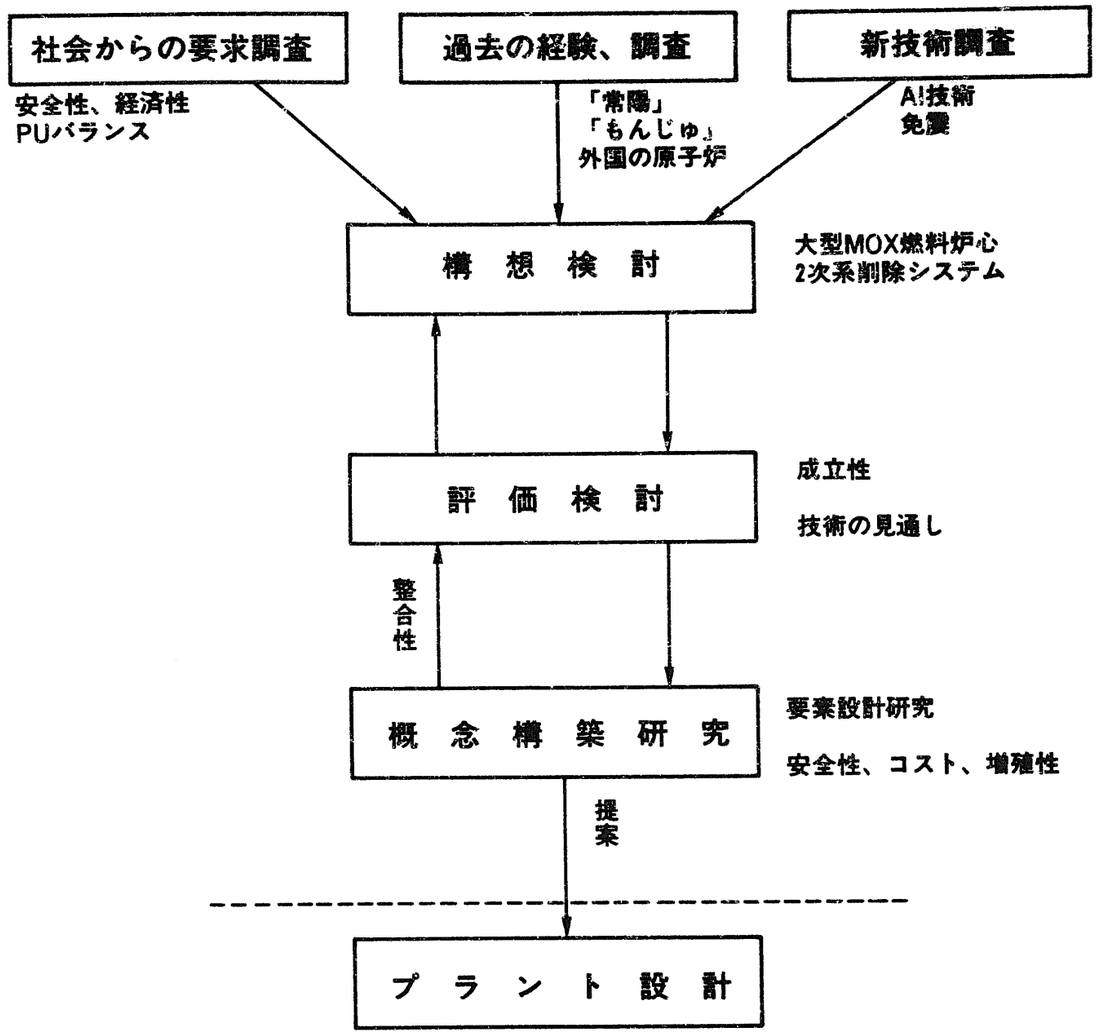
2. 社会に受容される実用プラントを目指す
（安全性，経済性）

3. 設計研究と研究開発と密接に連携して進める

4. プルトニウムサイクルを十分考慮して設計研究を進める

5. 2010年頃実用化の見通しを明確にすることを目指す

設計研究の基本方針



設計研究の流れ

2. 大型炉ＭＯＸ炉の設計研究

主 要 検 討 事 項

1. 大型炉心・燃料の高度化・最適化
   - 大型炉心の検討
   - 炉心核設計
   - 燃焼率・稼働率
   - 長寿命制御棒
   - 高線出力化
   - 炉心コンパクト化
   - 遮蔽の合理化
   - 現状と課題

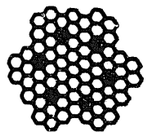
2. 構造システムの合理化
   - 原子炉構造コンパクト化の検討
   - １次径配管合理化の検討
   - 中間系合理化の検討
   - 燃料取替システム簡素化の検討
   - 免震技術の応用

3. 合理的な安全論理の構築
   - 設計基準・基準外事象
   - 格納施設・ナトリウム漏洩対策の検討
   - 崩壊熱除去システムの検討
   - 原子炉停止システム（新型炉停止機構）の検討
   - ２次系削除システムの安全評価検討

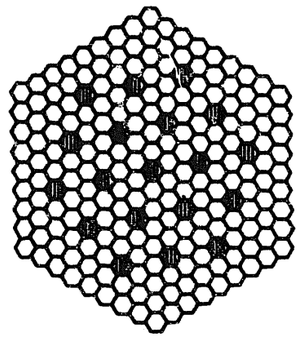
4. 運転性・保修性の検討
   - 運転稼働率の検討
   - 運転性の検討
   - 保修性の検討

5. 高度化技術導入の効果（検討例）

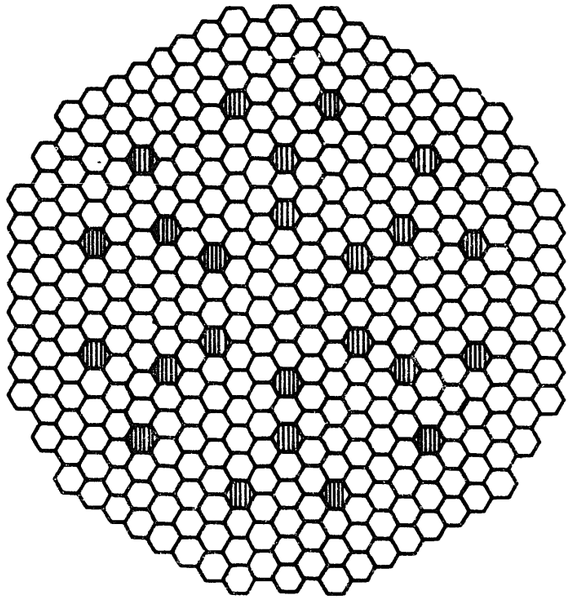
大型炉心・燃料の高度化・最適化　その1
―大型炉心の検討―



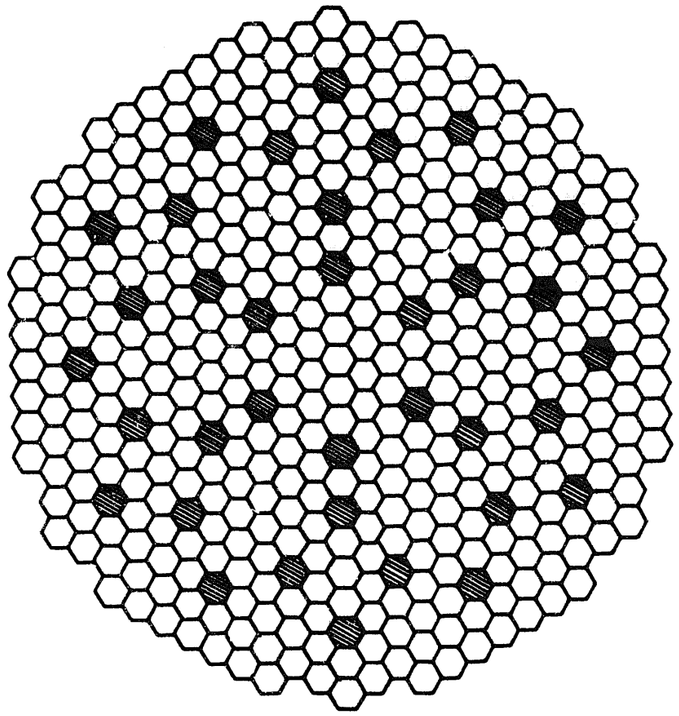
「常陽」MK-II
230 ℓ



「もんじゅ」
2,300 ℓ



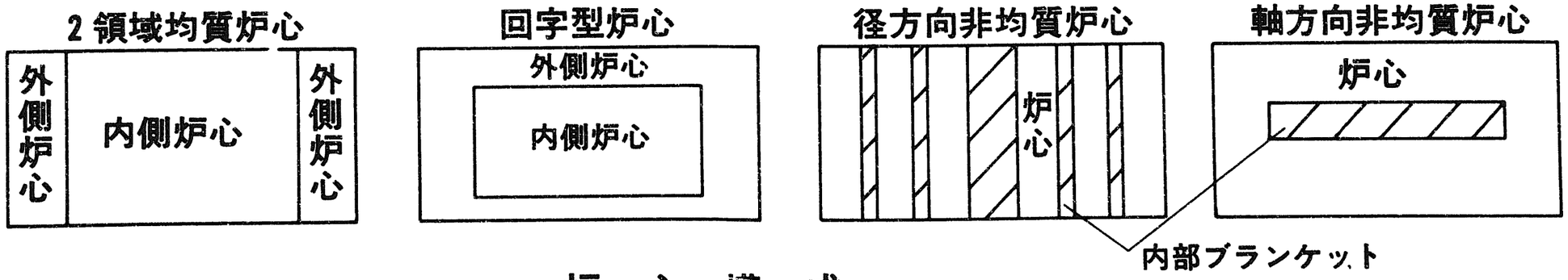
大型炉(1,000MWe)
10,600 ℓ



大型炉(1,500MWe)
16,900 ℓ

$$炉心体積 = \frac{原子炉出力}{比出力} \times f(燃焼度)$$

炉　心　サ　イ　ズ（イメージ）



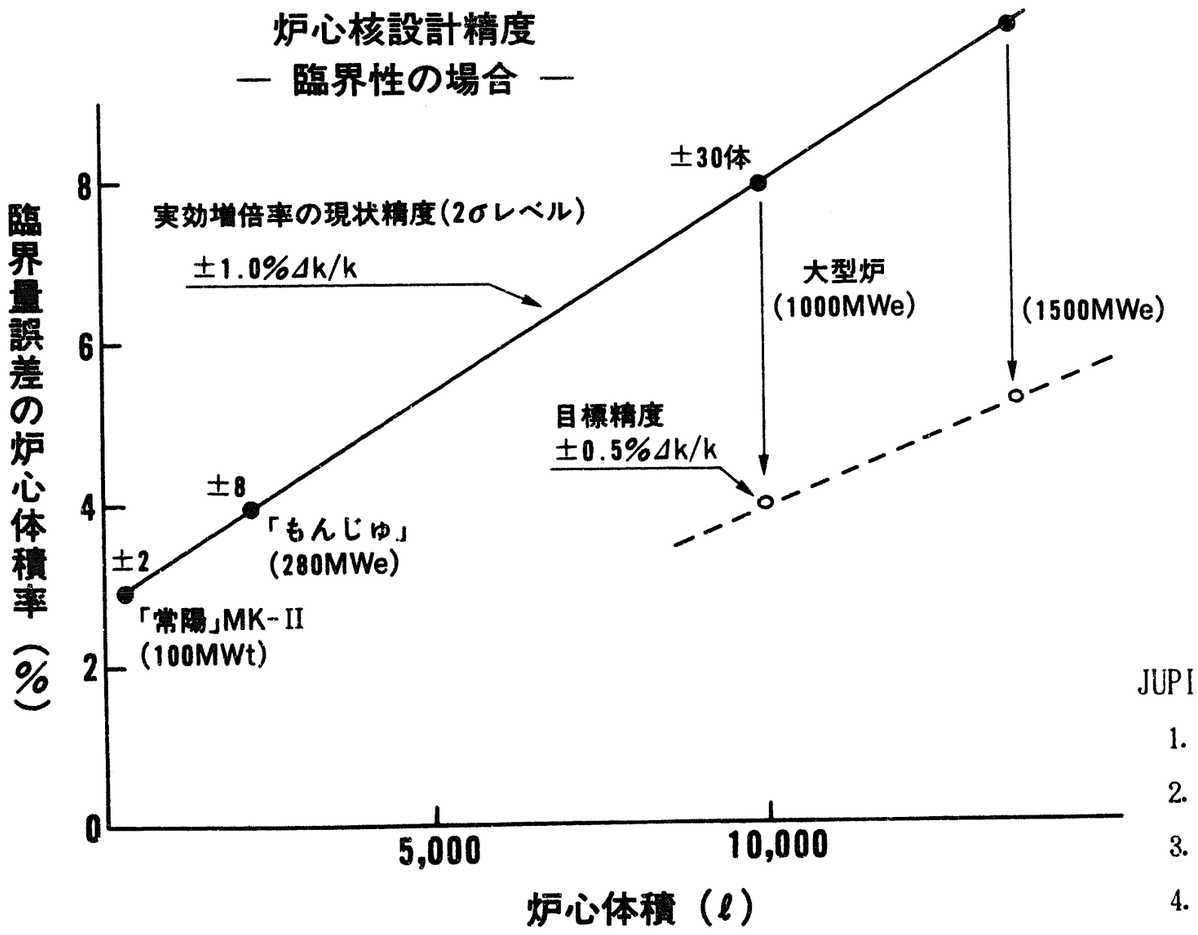
炉　心　構　成

大型炉心・燃料の高度化・最適化　その2
―炉心核設計―

炉心核設計の課題

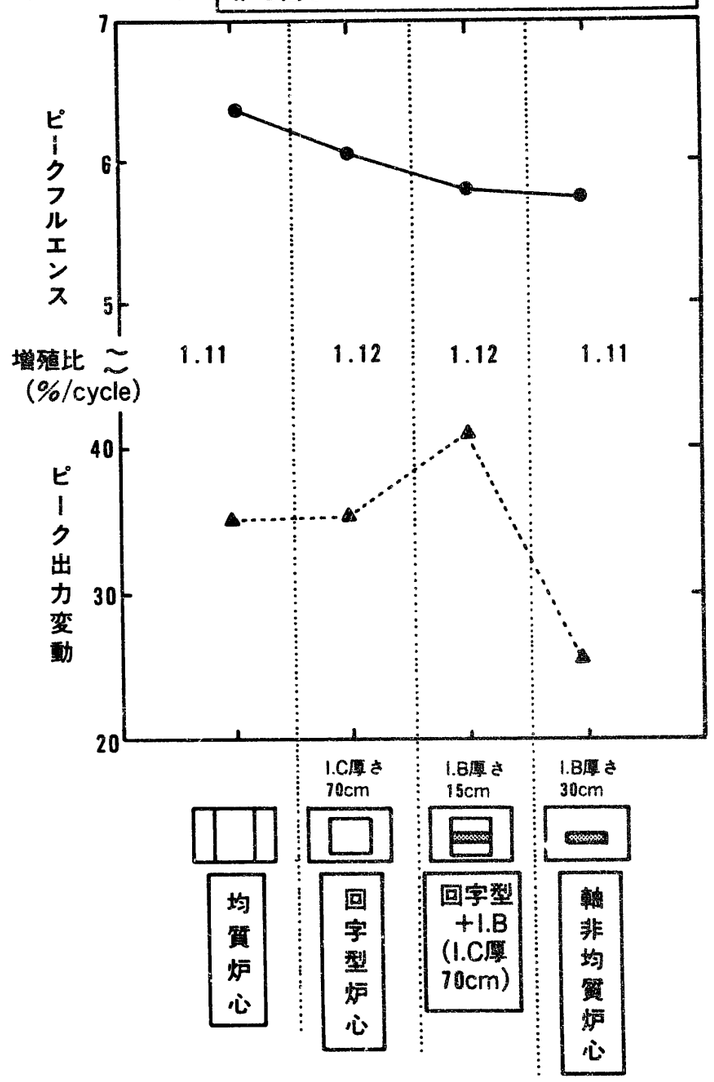
1. 炉心概念（均質，径非均質，軸非均質‥‥）
2. 基本仕様（範囲）
   - ピン径　6.5～10mm
   - 線出力密度　360～480W／cm
   - 集合体の大きさ　169～331ピン／集合体
3. 炉心配置（制御棒配置，ブランケット厚，遮蔽体厚‥‥）
4. 設計精度（臨界量，出力分布，制御棒反応度，燃焼特性）

炉心核設計精度
― 臨界性の場合 ―



炉心型式の検討

電気出力	：150万kWe
集合体取出平均燃焼度	：20万MWd/t
運転サイクル長	：26ヶ月×4バッチ
燃料ピン径	：9 mm
炉心高さ	：1.2m



JUPITER-Ⅱ（径非均質炉心）の成果

1. 大型径非均質炉心の特性把握
2. 径方向出力分布の敏感性を確認
3. 炉心配置選定には結合係数の考慮が必要
4. 空間分布予測の系統的ずれの増大を確認

JUPITER-Ⅲ（軸非均質，1000MWe均質炉心）の成果

1. 大型軸非均質炉心の核特性把握
2. 軸非均質炉心における出力分布平坦化を確認
3. 内部ブランケット挿入により核設計精度は低下
4. 空間分布予測の系統的ずれを再確認

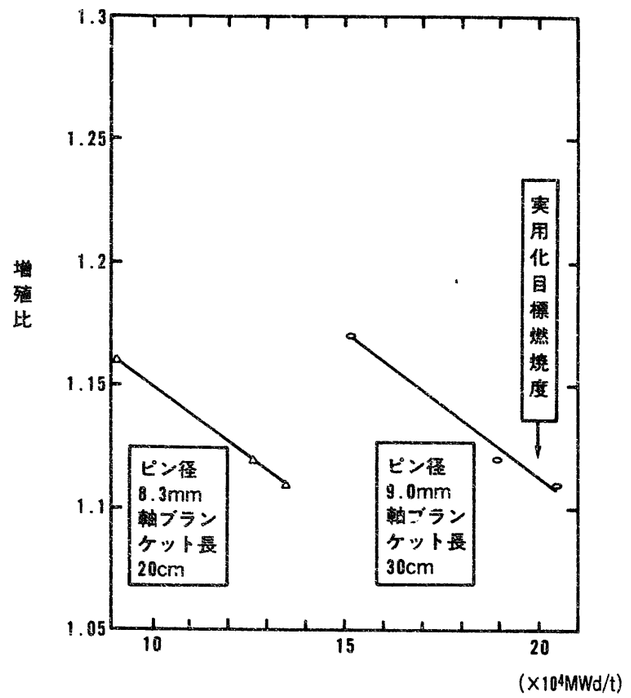
大型炉心・燃料の高度化，最適化の検討　その3
―燃焼率・稼働率―

燃焼度・稼働率向上の検討

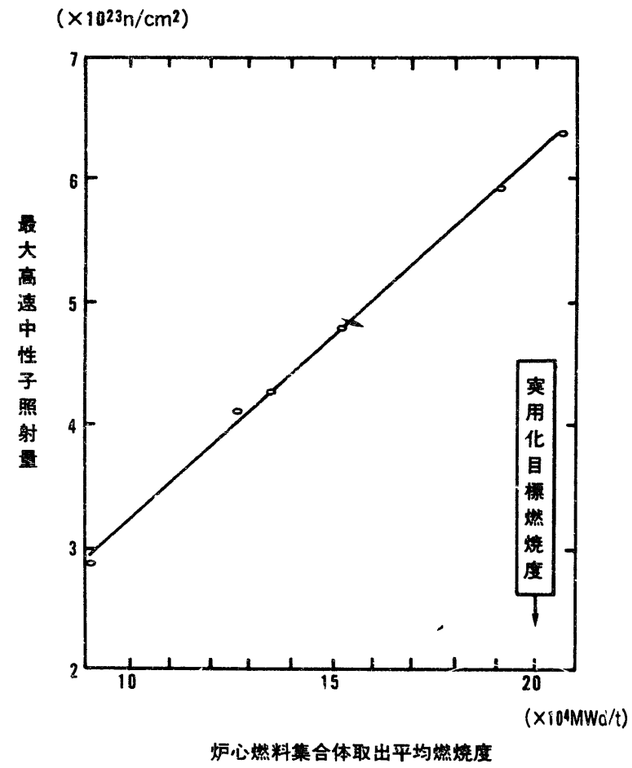
燃焼度向上方策
交換バッチ数増大又はサイクル長増大
↓　　↓
出力ミスマッチ大　　燃焼反応度大
↓
サイクル長増大

炉心への影響評価
サイクル長増大　1年→2年以上
↓
燃焼反応度増大　2％Δk/k→4～5％Δk/k
↓（低減のため）
太径ピンの採用　8.3mm→9mm

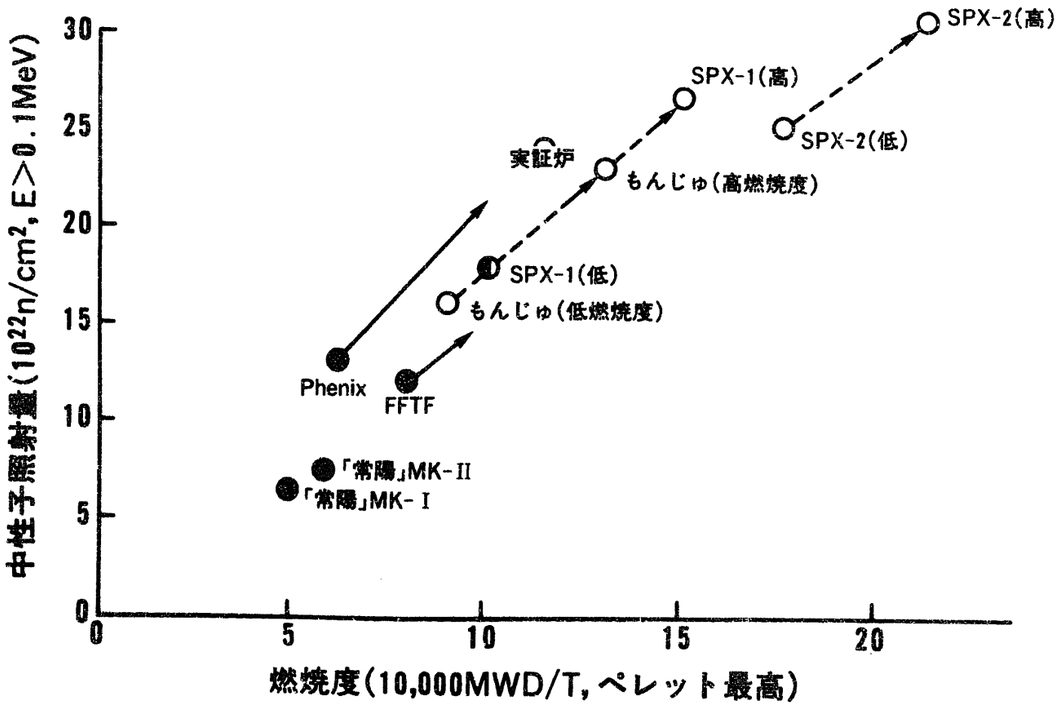
燃焼特性把握と高燃焼度炉心設計



集合体取出平均燃焼度と増殖比



集合体取出平均燃焼度と最大高速中性子照射量



設計燃焼度の現状と高燃焼度化への課題

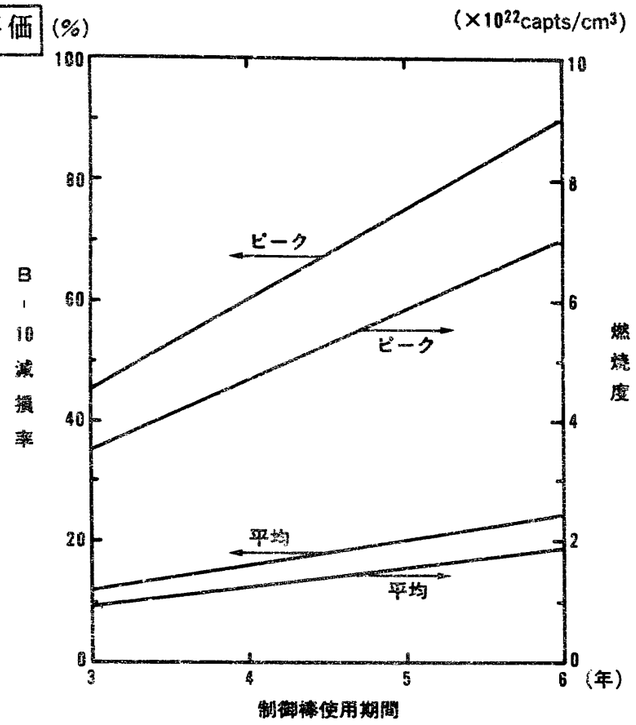
	設計燃焼度	ピーク照射量
改良オーステナイト鋼	9万MWd/t	2.9×10^{23}
分散強化型フェライト鋼	20万MWd/t	$\sim6\times10^{23}$

課題：照射量の低減→中性子束平坦化→炉心型式の最適化
ガスプレナム長の短縮→被覆管温度の低減
ベント型燃料の開発

大型炉心・燃料の高度化・最適化　その4

― 長寿命制御棒 ―

寿命評価



制御棒長寿命化に伴うB-10減損率、燃焼度の増加

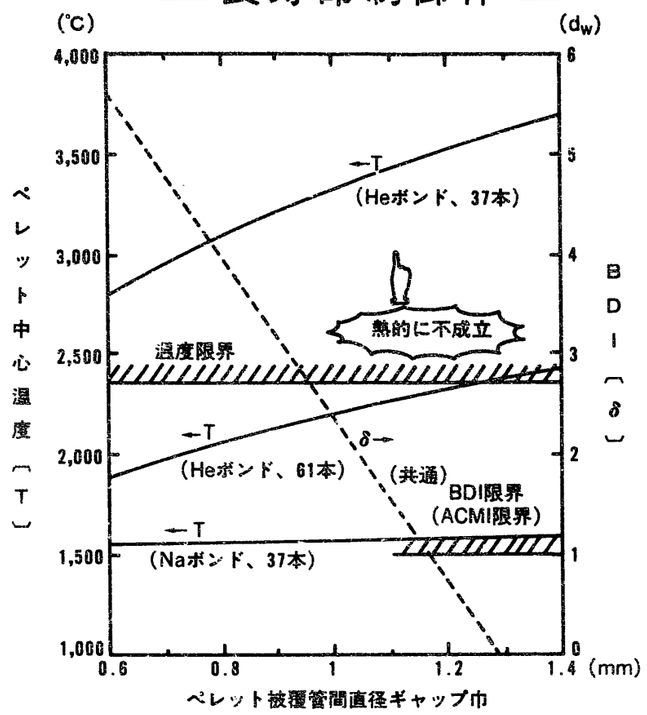
（吸収ピンバンドル仕様条件：
ピン本数；61本，ピン外径；15mm，B-10濃縮度；90%）

Heボンド方式61バンドルの評価結果

ペレット・被覆管間直径ギャップ巾 (mm)	0.8	0.9	1.0
ペレット最高温度ホットスポット値* (℃)	2231	2313	2389
バンドルと保護管の寸法干渉量 (mm)	3.5	2.6	1.7
^{10}B残存量 (%)	86	86	86
制御棒当たり必要流量 (kg/sec)	5.4	→	5.4
制御棒出口温度（BOC） (℃)	469	→	469
制御棒出口温度（EOC） (℃)	433	→	433
ピーク燃焼度 (×10²²capts/cm³)	3.27	3.32	3.37
高速中性子照射量** (×10²³n/cm²)	2.0	2.0	2.0

注 *）ペレット温度が最高となるのは，第1サイクル初期である。
**）スタック下端高さにおける被覆管の照射量を示した。

結論
集合体当たり吸収ピン本数を61本とするならば，Heボンド方式で，15ヵ月×3サイクル寿命達成可能性はあるが厳しい。



主系統制御棒長寿命化(15ヶ月×3サイクル)の検討

（吸収ピンバンドル仕様条件：ピン本数；37or61本(ベント型)，
ピン外径；20or15mm，ワイヤ径；1.5mm）

Naボンド方式61バンドルの評価結果

ペレット・被覆管間直径ギャップ巾 (mm)	1.0	1.2
ペレット最高温度ホットスポット値* (℃)	1201	1202
バンドルと保護管の寸法干渉量 (mm)	1.7	0.0
^{10}B残存量 (%)	86	86
制御棒当たり必要流量 (kg/sec)	5.4	5.4
制御棒出口温度（BOC） (℃)	469	469
制御棒出口温度（EOC） (℃)	433	433
ピーク燃焼度 (×10²²capts/cm³)	3.37	3.47
高速中性子照射量** (×10²³n/cm²)	2.0	2.0

注 *）ペレット温度が最高となるのは，第2サイクル初期である。
**）スタック下端高さにおける被覆管の照射量を示した。

結論
制御棒長寿命化の観点で，Naボンド方式の吸収ピン開発が有望であることを確認した。（但し，ペレットリロケーション対策は必要）

まとめ

(1) 長寿命化

	常陽	もんじゅ	大型炉
寿命	280日 (↗600日)	148×2日	15×3ヶ月
プレナム位置	上部	上部	上部
ベント/シール	ベント	シール	ベント
ボンド方式	Heボンド	Heボンド	Naボンド

(2) 大型化

	常陽	もんじゅ	大型炉
ピン本数/制御棒	7本	19本	37 or 61本

(3) 上部機構(UCS)のサーマルストライピング対策

	常陽	もんじゅ	大型炉
冷却材流量		8.2 kg/sec	5.4 kg/sec
出口温度	約400℃ (↗460℃)	420 ～424℃	433 ～469℃
出口温度差	＜150℃ (↘90℃)	＜150℃	＜150℃ (↘60～70℃)

課　題

(1) Naボンド型制御棒の開発
常陽で研究開発中

(2) 新型制御棒の構想提案と評価
液体Li（^{6}Li濃縮）

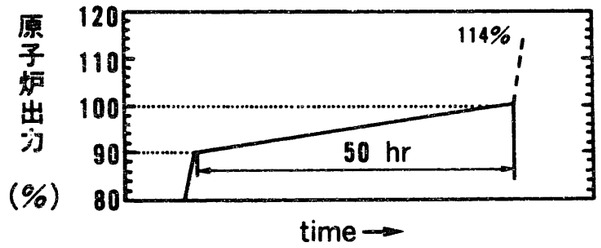
大型炉心・燃料の高度化・最適化　その5
―高線出力化―

実用化プラント燃料設計
－最大線出力の検討－

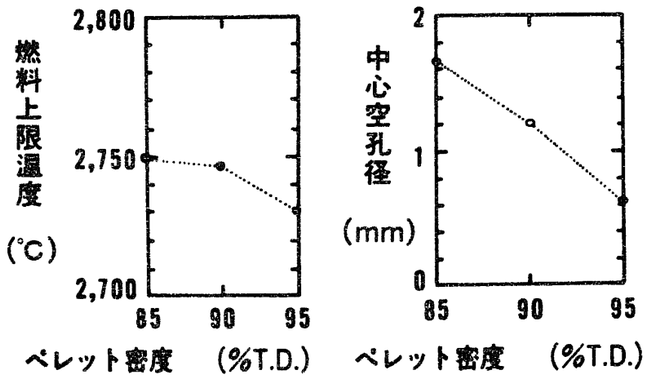
1. 目標線出力　480W／cm

2. 検討内容
① 過出力係数，照射条件不確かさの切詰め目標値
② 燃料溶融確率許容値0.1%の緩和による効果
③ 中空ペレット採用
④ 中実低密度ペレット採用
⑤ ［ギャップクロージャ］＋［中心空孔成長］

中実低密度ペレット採用の検討

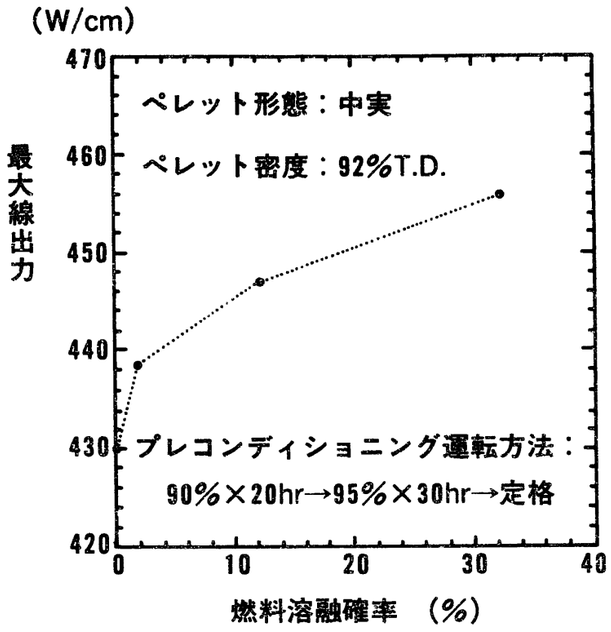


原子炉出力上昇条件(定格線出力：430W/cm)



114%過出力時燃料挙動解析結果

燃料溶融確率許容値0.1%の緩和による効果検討



燃料溶融確率と最大線出力の関係

過出力係数、照射条件不確かさ切詰め目標値検討

430W/cm ―～10%増加→ ～480W/cm

(1) 過出力係数の切詰め検討例

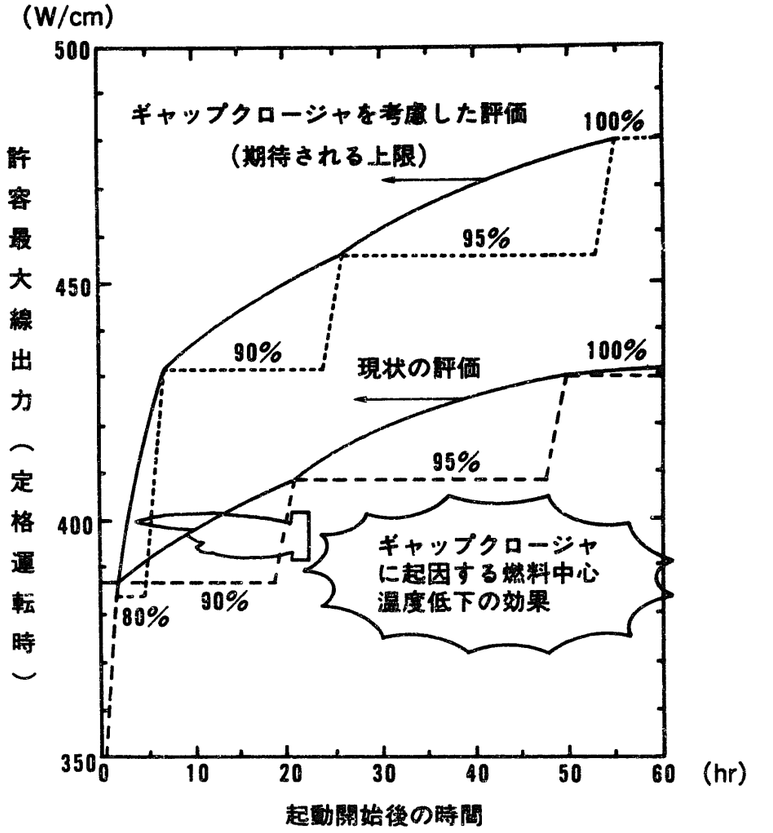
1.14 ―～4%切詰め→ 1.10

(2) 照射条件不確かさの切詰め目標値

［出力分布誤差5%］＋［熱出力誤差2%］＝7%

～5%切詰め ← PIEによる燃焼度測定

［出力分布誤差］＋［熱出力誤差］＝2%



中実ペレットでの480W/cmの実現見通し
(実線；許容最大線出力、破線；プレコンディショニング運転方法)

許容最大線出力の評価

燃焼初期（燃料組織変化未成長時）の中心溶融防止
↓
プレコンディショニングによる組織成長
（ペレットリロケアーション・ポア移動モデル）
↓
中心空孔成長 → 430W／cm達成
ギャップクロージャモデルの導入 → ～480W／cm達成の見通し
中空ペレットの採用 → ～480W／cm達成の見通し

大型炉心・燃料の高度化・最適化　その6
―炉心コンパクト化―

炉心コンパクト化の検討

集合体長の短縮→逆ノズル集合体の採用
炉容器の縮小→３円筒型ＵＣＳに対応した制御棒配置
炉心構造物量削減→B_4C遮蔽体の採用
炉心拘束枠を削除した自立型炉心

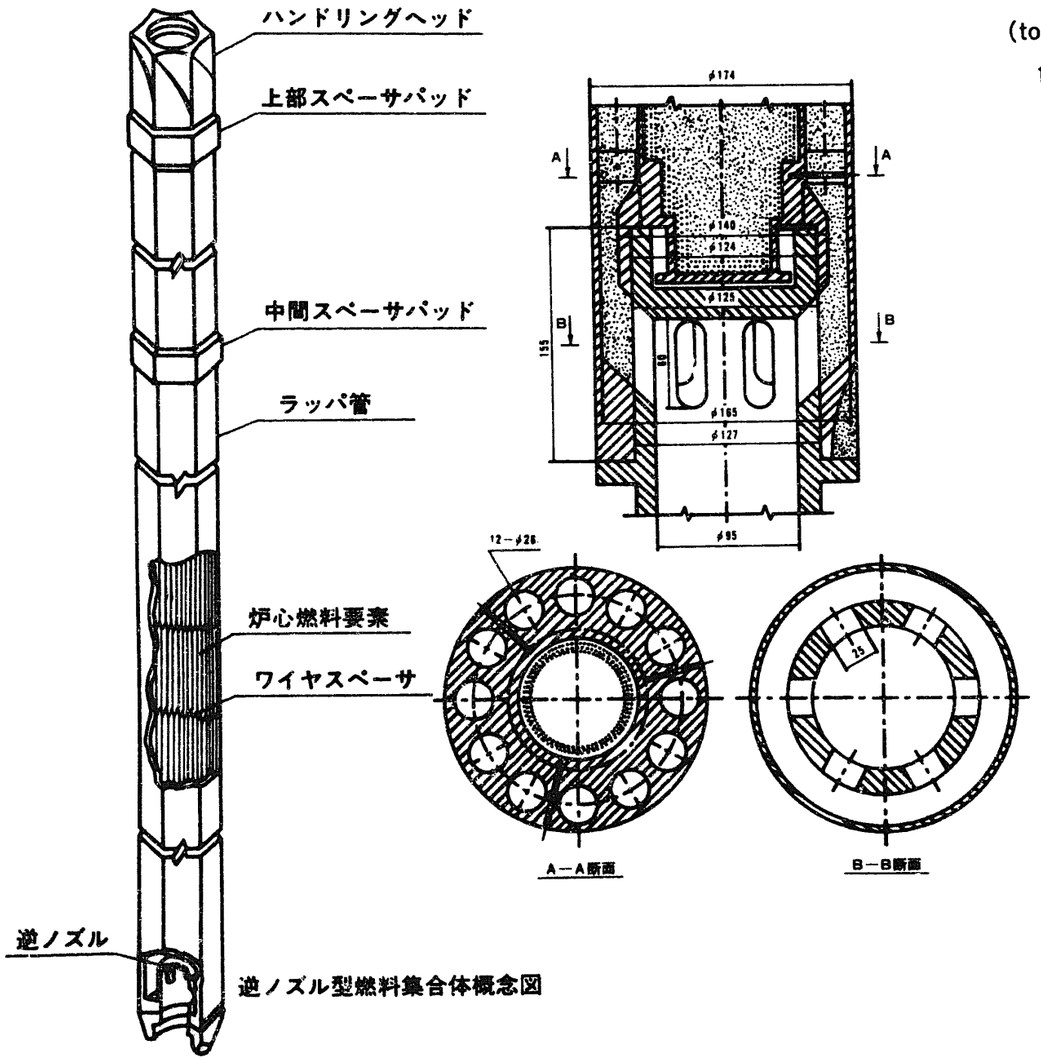
課題：逆ノズル集合体の構造健全性→地震時挙動
炉心変形挙動

集合体群振動解析

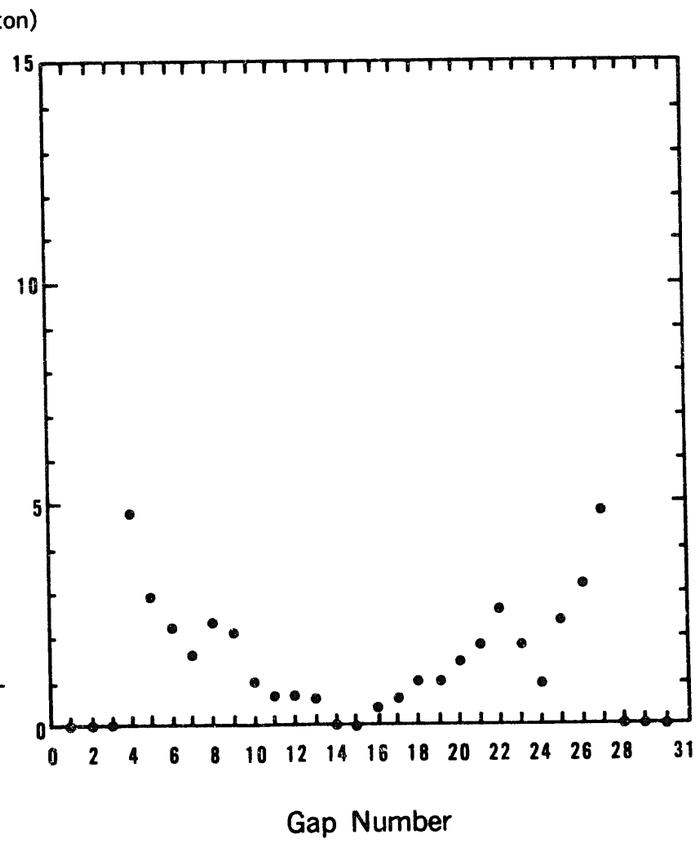
〈主な解析条件〉
(1) 自立型炉心
(2) SUS遮蔽体外側に25mmのNa層有り
(3) 集合体長さ　3.5m
(4) 逆ノズル型集合体
(5) 炉容器耐震振れ止め，無し

中性子遮蔽体の軽量化，長寿命化

SUS遮蔽体とB_4C遮蔽体の適切な組合せ
↓　　↓
可動遮蔽体　　固定遮蔽体

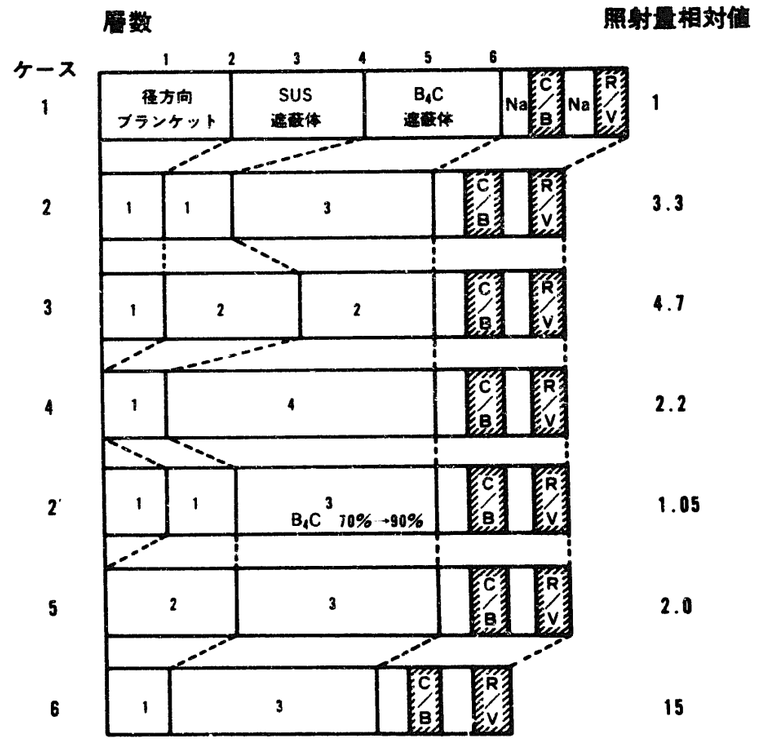


逆ノズル型燃料集合体概念図



自立型炉心の最大衝突力分布
（集合体長さ3.5m、逆ノズル型、中間Na層あり）

径方向遮蔽構成サーベイ計算例



大型炉心・燃料の高度化・最適化　その7
― 遮蔽の合理化 ―

目　的

(1) 中性子線の放射線遮蔽設計精度を向上し，設計裕度の合理化をはかる。

(2) 高性能遮蔽体を開発し，原子炉構造のコンパクト化に寄与する。

遮蔽設計精度

（放射線１桁減衰当り）

○ 開発初期　±50%

R＆D実績
- 「常陽」，FFTF遮蔽測定・解析
- 「もんじゅ」用遮蔽設計手法の開発
- JASPER計画

○ 現在　±20%

R＆D実績
- JASPER計画
- 「常陽」によるB_4C遮蔽体実験
- 「もんじゅ」遮蔽測定・解析

○ 将来の目標　±10%

JASPER計画の遮蔽実験項目

実　験　項　目	設計合理化に対する効果
1）炉心周り径方向遮蔽体透過実験	B_4C黒鉛の遮蔽性能を確認し、炉心周りの遮蔽体軽量化・コンパクト化
2）燃料集合体内軸方向遮蔽構造ストリーミング実験	炉心上下方向への中性子漏洩量の解析精度向上による軸遮蔽体削減（集合体短尺化）
3）燃料集合体内ガスプレナム部ストリーミング実験	同　上
4）遮蔽プラグのギャップストリーミング実験	遮蔽プラグの遮蔽体物量削減
5）炉内貯蔵燃料遮蔽評価実験	炉心外に燃料が局所的に存在する体系の解析精度向上による炉体周り遮蔽の最適化
6）2次ナトリウム放射化量評価実験	2次主冷却器配管室の非管理区域化
7）3次元計算コード評価ベンチマーク実験	複雑形状の遮蔽設計精度向上による過剰遮蔽の排除

炉容器回り遮蔽体の検討

遮蔽要求

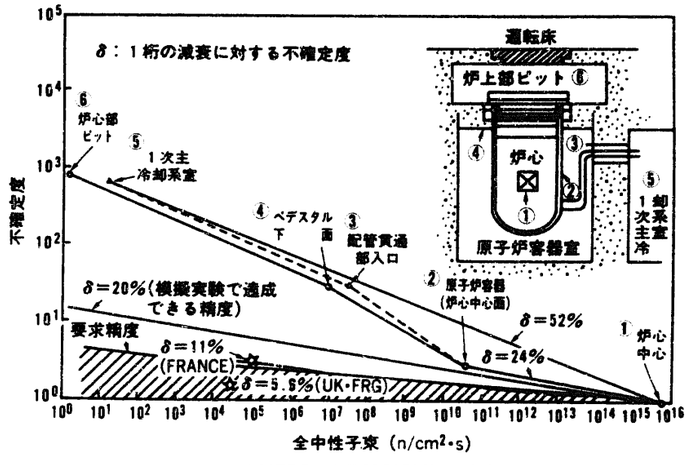
- 中性子照射量（E＞0.1MeV）
  原子炉容器：
  SUS316LCNデータは無い
  SUS304ベースでＢＤＳ基準準用

→
- 4×10^{21}n/cm²以下
  但し，高温プレナム，溶接部に対しては
- 1.2×10^{21}n/cm²以下

- 一次主冷却系貫通部入射線束の低減
- その他

評価結果

- 炉内配管の位置で既に中性子照射量は満足されている
  → 炉容器についても満足



LMFBR 遮蔽設計計算の精度

ま と め

(1) 原子炉回り遮蔽体の構成の具体化
- 軸方向および径方向遮蔽体へのB_4Cの採用

(2) 生体遮蔽体の構成の具体化
- B_4C遮蔽体による貫通部ストリーミング低減

⇨ 炉容器小型化，上部流出入配管方式に伴う遮蔽の成立性の見通しを得た。

今後の課題

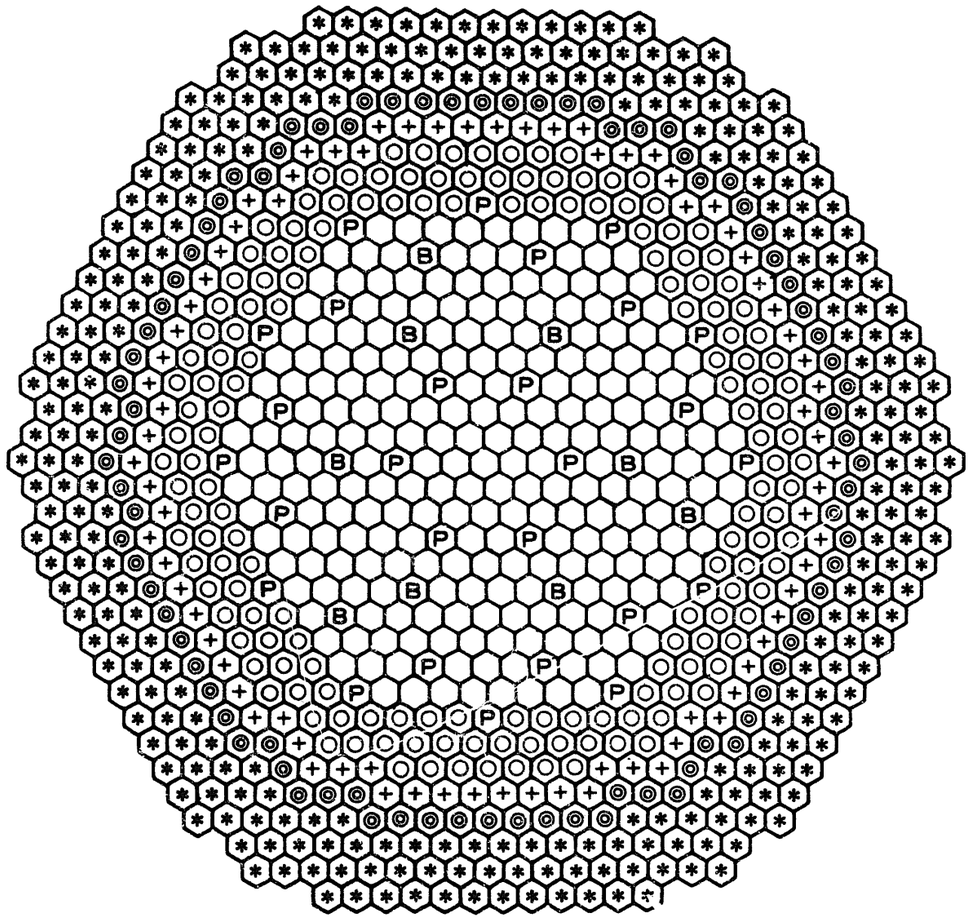
(1) 遮蔽体構成の詳細化
- 一次系Naの放射能濃度高（原型炉の５倍程度）

⇨
- 炉心上部気孔上部での遮蔽
- 一次系配管回りの冷却（ガンマ線発熱）

(2) B_4C遮蔽体の遮蔽性能確認と耐久性評価
- JASPER実験解析，「常陽」照射等

(3) 新遮蔽材（ZrH等）の開発

大型炉心・燃料の高度化・最適化　その8
―現状と課題―



⬡	内側炉心	241本
◎	外側炉心	162本
Ⓟ	主炉停止系制御棒	27本
Ⓑ	後備炉停止系制御棒	9本
⊕	半径方向ブランケット	78本
◎	中性子遮蔽体　(SUS)	84本
⊛	中性子遮蔽体　(B4C)	288本
	合　計	889本

炉心構成及び制御棒配置

炉心主要仕様の比較

項目	常陽MK-II	もんじゅ	100万kWe大型炉	150万kWe大型炉
出力	100MWt	280MWe	1,000MWe	1,500MWe
原子炉容器				
内径	3.6m	7.1m	8 m	9 m
全高	9.89m	17.8m	14m	15.5m
原子炉出・入口温度	500/370℃	529/397℃	530/375℃	550/395℃
炉心				
炉心高さ	55cm	93cm	100cm	120cm
等価直径	約0.74m	約1.8m	約3.68m	約4.23m
容積	約238 ℓ	約2,300 ℓ	約10,600 ℓ	約16,800 ℓ
被覆管				
被覆管材料	SUS316相当鋼	SUS316相当鋼	改良オーステナイト鋼	ODSフェライト鋼
外径	5.5mm	6.5mm	8.3mm	9.0mm
燃料集合体全長	2.97m	4.2m	3.5m	4.5m
最大線出力	400w/cm	360w/cm	420w/cm	470w/cm
運転サイクル	70日×5～8バッチ	148日×5バッチ	15ヶ月×3バッチ	24ヶ月×3バッチ
炉心取出平均燃焼度	約60,000MWd/t	約80,000MWd/t	約91,000MWd/t	約142,000MWd/t

項　目	目標値	現状設計	課　題	解決方策
燃焼度	20万MWd/t (集合体取出平均)	～14万MWd/t (集合体取出平均)	〈設計課題〉 (1)出力ピーキングの低減 (2)燃焼反応度の低減 (3)高燃焼度燃料の健全性評価 〈R&D課題〉 (4)高性能炉心材料の開発 (5)設計用物性データの蓄積	(1)出力分布平坦化炉心概念の構築 ・炉心型式の検討 (2)ピン径及び炉心高さの最適化 (3)高燃焼度燃料挙動評価精度の向上 ・PCMI、クリープ寿命破損挙動 (4)ODSフェライト鋼の開発 (5)物性データの設計への反映
出口温度	550℃以上	550℃	〈設計課題〉 (1)集合体出力変動の低減 (2)被覆管最高温度の低減 〈R&D課題〉 (3)高強度、耐腐食性材料の開発	(1)出力変動低減化炉心概念の構築 ・炉心型式の検討 (2)熱設計手法の高度化 ・最適流配、HSF合理化 (3)ODSフェライト鋼の開発
線出力	480w/cm	～470w/cm	〈設計課題〉 (1)480w/cmの成立性評価 (2)高燃焼度時の挙動解明 〈R&D課題〉 (3)中空ペレットの照射挙動の把握	(1)初期燃料挙動評価精度の向上 ・ギャップクロージャー現象の解明 (2)高燃焼度燃料挙動評価精度の向上 ・融点低下、Pu移動、ギャップ幅 (3)中空ペレットの照射試験
増殖比	1.2以上	～1.1	〈設計課題〉 (1)高燃焼度化との両立性 (2)経済性	(1)高性能炉心概念の構築 ・炉心型式及び燃料仕様の検討 ・ダクトレス集合体炉心の成立性評価 ・新型燃料(金属、窒化物)炉心の設計評価 (2)コスト評価 ・ブランケット増大の利害得失評価等
制御棒寿命	6年 (燃料と同等)	～3年	〈設計課題〉 (1)ACMIの低減及び^{10}B減損対策 〈R&D課題〉 (2)Naボンドピンの開発 (3)ペレットリロケーションの防止	(1)高性能制御棒の開発 ・Naボンド方式 ・^{10}B含有率向上構造の検討 ・新材料制御材(ZrH、液体Li etc.) (2)Naボンドピンの照射試験 (3)シュラウド方式機構の照射試験

構造・システムの合理化　その1
―原子炉構造コンパクト化の検討―

［検討目的］

原子炉構造をコンパクトに配置する観点から，上部流出入配管方式（その2参照）との整合性を考慮した上で，2重回転プラグ，3円筒型炉心上部機構の燃料交換システム，及び逆ノズル型燃料集合体等の合理化概念を用いて，小型原子炉容器を成立させる。

［主な特徴］

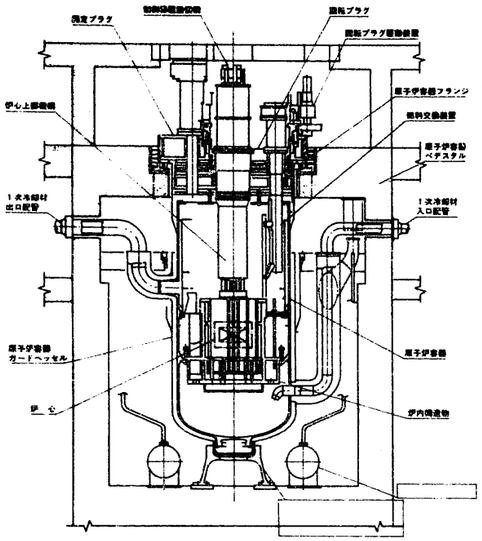
① 上部流出入配管方式
（原子炉容器からノズルを削除）

② 下部耐震振れ止めの削除
（逆ノズル燃料集合体の採用→原子炉容器短尺化）

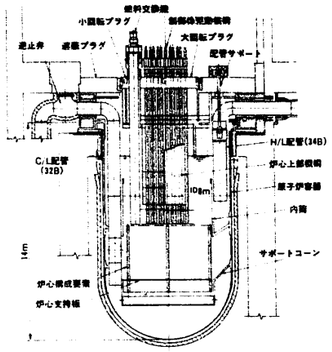
③ 炉心槽，及び炉心拘束枠の削除

④ 建屋水平免震の採用（150万kWeプラント）

⑤ セラミックライナの採用

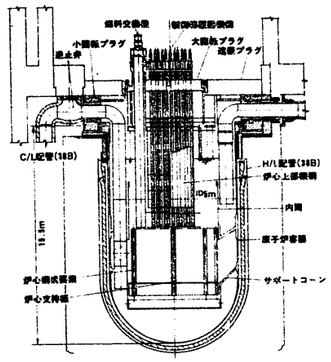


(a)「もんじゅ」
［28万kwe］



(b)大型炉プラント
［100万kwe］

原子炉容器形状の比較



(c)大型炉プラント
［150万kwe］

「もんじゅ」との比較

項　目	「もんじゅ」	大型炉	
電気出力	28万kWe	100万kWe（非免震）	150万kWe（免　震）
原子炉出口温度	530℃	530℃	550℃
RV内径	7,100mm	8,000mm	9,000mm
RV軸長	17.8m	14m	15.5m
RV板厚	50mm	50mm	30mm(上部胴) 40mm(中間胴) 60mm(下部胴)
構造材重量	284ton	330ton	325ton
Naインベントリ	526m^3	450m^3	648m^3
重量/電気出力	10.1ton/万kWe	3.3ton/万kWe	2.2ton/万kWe
Naインベントリ/電気出力	18.8m^3/万kWe	4.5m^3/万kWe	4.3m^3/万kWe

原子炉構造　検討項目

［特　　徴］

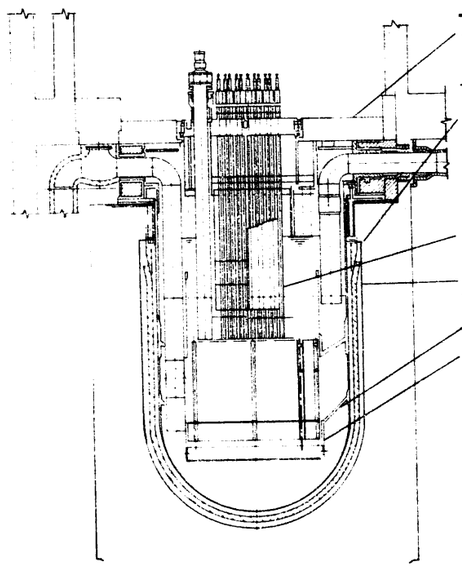
(1) 建屋水平免震の採用
(2) 逆ノズル集合体の採用
(3) 直接炉心冷却系の採用
(4) ナトリウム・水反応事故の影響低減

［検討項目］

(1) 原子炉容器の検討
○基本寸法の設定
○CR挿入性・座屈評価（フランジ支持構造，UCS板厚）
○耐圧設計（各部板厚）

(2) 炉内構造物の検討
○耐圧設計（CSC板厚，炉心支持構造物板厚）

(3) 遮蔽プラグの検討
○耐圧設計



		100万kWe［非免震］	150万kWe［免　震］
遮へいプラグ	平板	38	30
	リブ	25	25
原子炉容器	上部フランジ	460^W×450^M	450^W×400^M
	上部胴	50	30
	中間胴	50	40
	下部鏡	50	60
炉心上部機構		20	10
内　筒		30	20
サポートコーン		80	80
炉心支持構造物底板		250	340

(単位mm)

主要部板厚の比較（免震採用の効果）

今後の課題

(1) 原子炉容器軸長短縮化対策
○液面近傍熱応力
○上部プレナム高さ
燃料交換時の露出対策（フローホール付き集合体）
○遮蔽プラグ上面線量率

(2) 炉内構造物の簡素化
○炉心支持構造の簡略化
炉心支持板の板厚340mmの削減
○直接炉心冷却系流路の確認
○流体制振構造の検討

構造・システムの合理化　その2
― 1次径配管合理化の検討 ―

検討の目的

主冷却系配管引き廻し長さをコンパクト化し，原子炉構造をコンパクト配管し，冷却系の物量を大幅に削減する

［検討項目］

① 上部流出配管方式（原子炉容器からノズルを削除）

② 機器フローティング方式

③ 配管ベローズ継手方式

「もんじゅ」との比較（上部流出入配管方式）

	もんじゅ	大型炉
電気出力	28万kWe	150万kWe
ループ数	3	4
配管サイズ（ホットレグ）	32インチ	36インチ
全配管長さ	336m*（1次系のみ）	235m
配管長さ/電気出力	12m/万KW	1.57m/万KW
配管方式	上部配管引き廻し	上部流出入

開発課題（上部流出入配管方式）

① シールベローズ継手の健全性実証

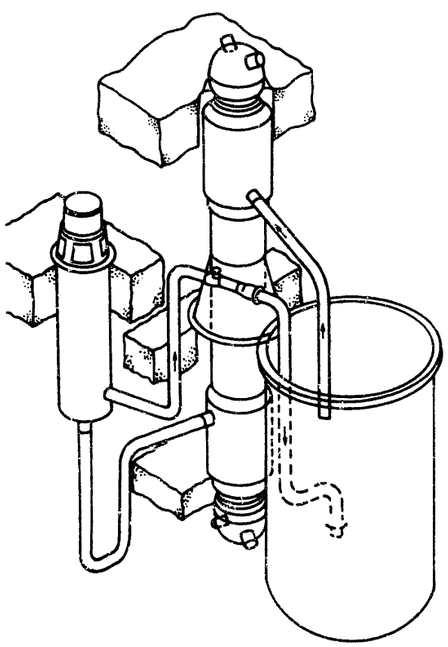
② 配管サポート構造の評価

③ 遮蔽プラグ断熱手法の開発

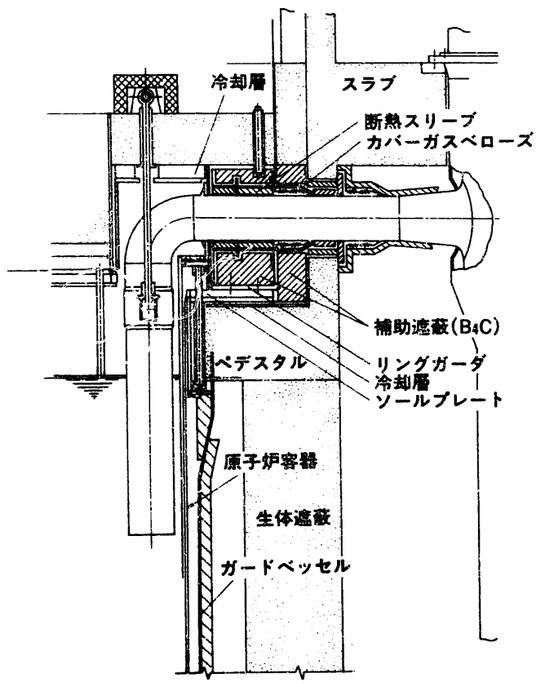
④ 保修性の検討

⑤ 流量計測手法の開発
（整流式渦電流方式流量計）

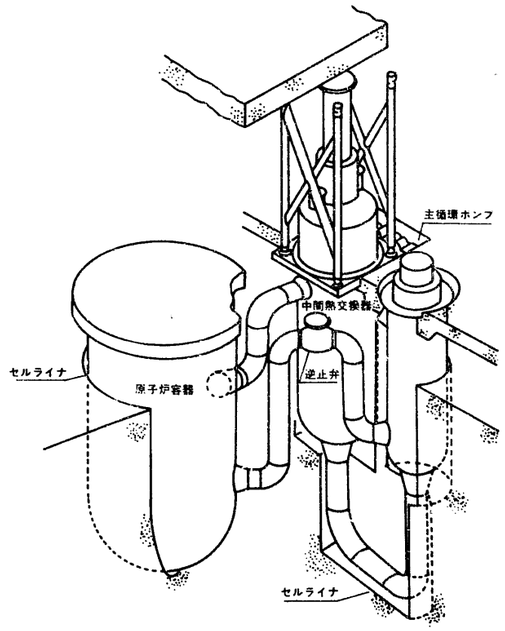
① 上部流出入配管方式



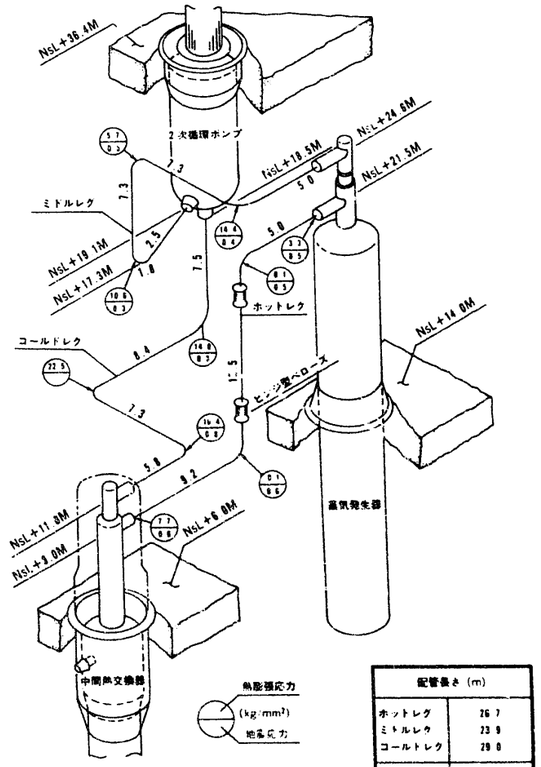
② 機器フローティング方式



遮蔽プラグ配管貫通部まわり概念図
（ホットレグ配管）



③ 配管ベローズ継手方式



配管長さ (m)	
ホットレグ	26.7
ミドルレグ	23.9
コールドレグ	29.0
合計	79.6 ループ

2次熱輸送系配管

構造・システムの合理化　その３
―中間系合理化の検討―

検討目的

ＦＢＲ冷却システムの中間系合理化（２次系削除システム）が成立するシステムを提案し，建設コストの削減並びに運転コストの削減に寄与する。

［検討項目］
① ２次系削除システムの構想提案
② ２次系削除システムの安全論理構築（後述）
③ 要素設計研究
　２重管型蒸気発生器の検討
　伝熱管破損検出システムの検討
　格納容器バウンダリーの検討（後述）
④ 崩壊熱除去系の評価（後述）
⑤ 伝熱管破損対策　等

［設計研究例］

評価・検討課題

① 高信頼性２重伝熱管型蒸気発生器（破損確率含む）
② ２重伝熱管ＩＳＩ手法，補修法
③ Na－水反応生成物の炉心混入防止方策
④ 伝熱管破損検出システム（検出限界，応答性，信頼性）
⑤ 反応生成物収納設備
⑥ 水・蒸気系ブロー方式
⑦ 崩壊熱除去システムとフローコーストダウン（熱過渡現象）

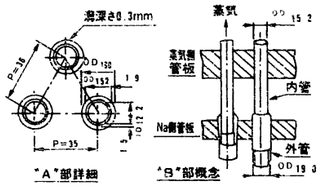
他系統への影響評価

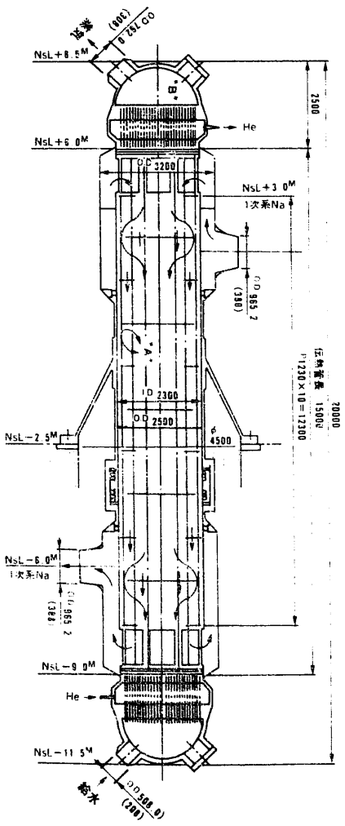
① 上部流出入配管システム（シールベローズ等）
② 原子炉容器，炉内構造物の耐圧健全性
③ ベント型制御棒（Heガス）
④ 純化システム（１次系に高クロム鋼使用）

さらなる合理化方策

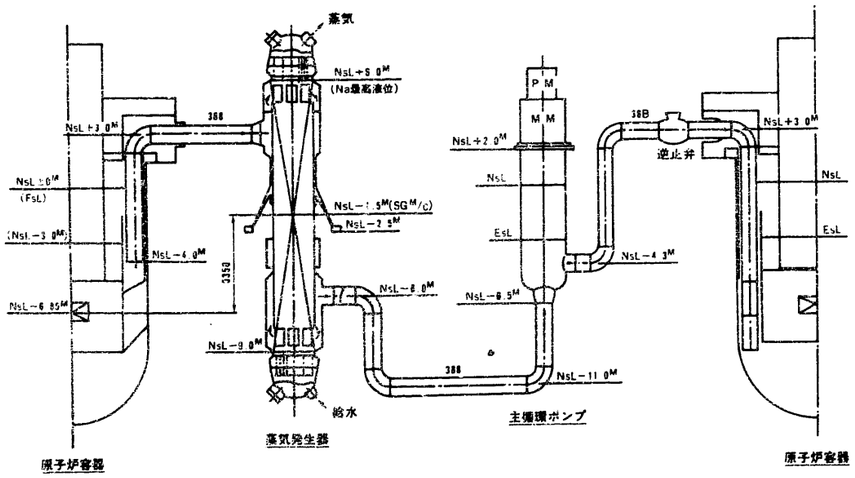
① 主循環ポンプ－蒸気発生器の合体
② ２重伝熱管ヘリカルコイル型蒸気発生器

２重伝熱管型蒸気発生器構造概念図





１次熱輸送系総合系統図



伝熱管リーク検出システムの検討

リーク検出計の分類

No	検出計	リーク形態 内管リーク	外管リーク	貫通リーク	検出対象とする現象
1	ヘリウム中湿分計	○			内管リーク孔からHe系へ蒸気流入
2	ヘリウム圧力計	○	○		内管リーク：蒸気流入による圧力上昇 外管リーク：He流出によるHe系の圧力低下
3	ナトリウム中He検出計		○		Na中へのHeガス混入
4	ナトリウム中水素計		△	○	Na中への水素混入
5	カバーガス中水素計		△	○	NaからR/Vのカバーガスへの水素拡散
6	カバーガス圧力計			○	水素ガス発生によるR/Vのカバーガス圧力上昇
7	音響計			○	Na－水反応による音響発生
8	ナトリウム中酸素計			△	Naへの酸素混入
9	プラギング計			△	Naへの酸素，水素混入
10	ラプチャーディスク破裂信号*)			(○)	Na－水反応による圧力上昇

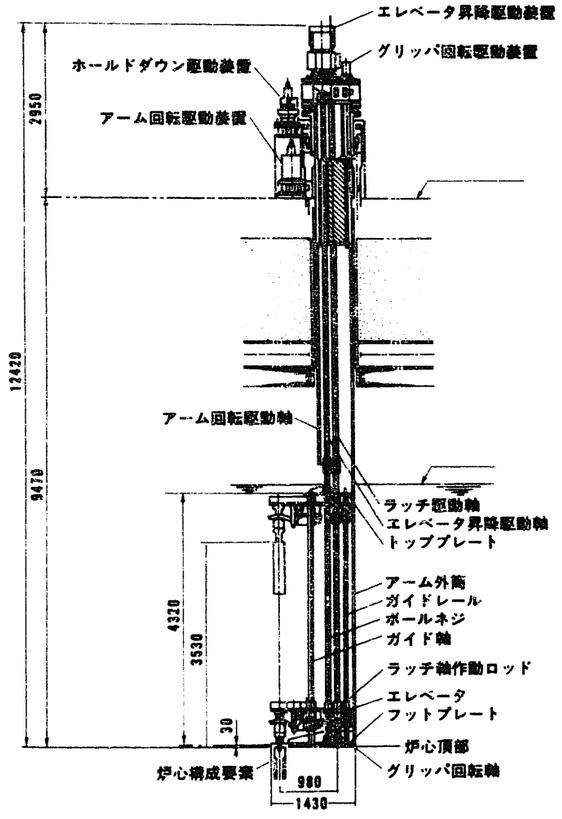
*)R/Dを設置しないため適用外

構造・システムの合理化　その4
―燃料取替システム簡素化の検討―

検討目的

ＦＢＲ燃料取替システムは，軽水炉に較べて複雑であるため，建設コストを押し上げるだけでなく，運転稼働率も低下する要因となる。燃料取替システムを総合的に検討評価し，建設費削減，運転稼働率向上に資する。

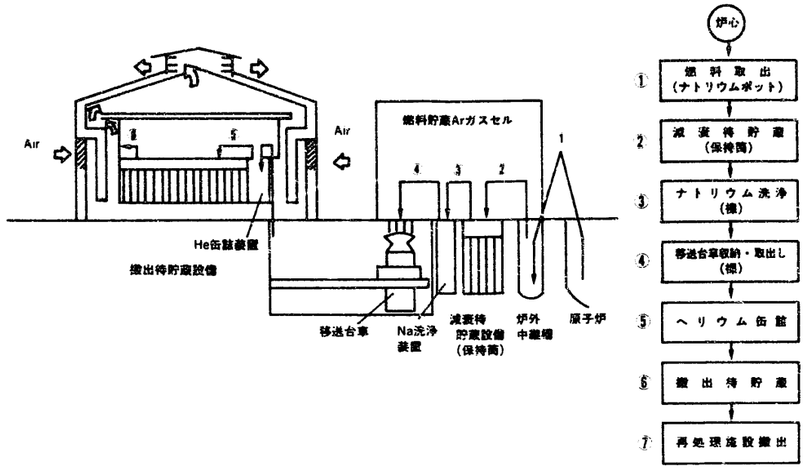
［燃料交換機の検討］



燃料交換機　概念図

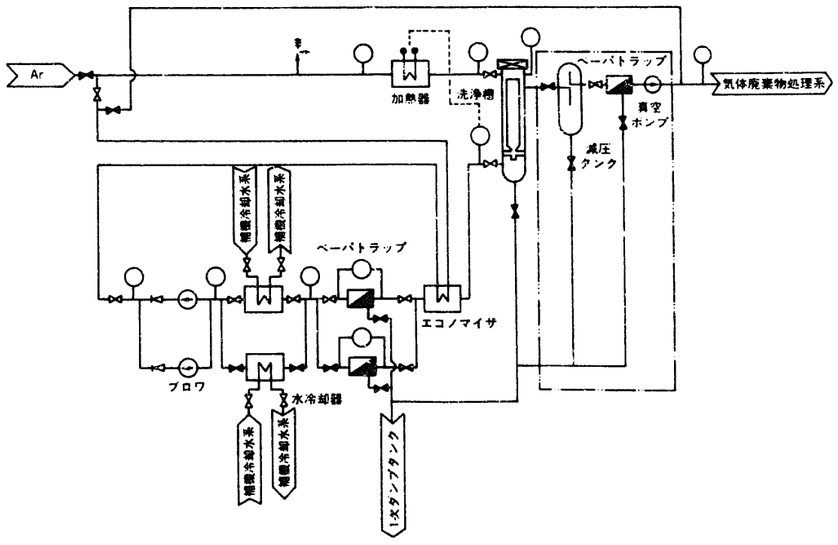
特長：ボールネジ方式とし，回転プラグ上の軸長を大巾に短尺化した。（もんじゅの約１／５）

［乾式燃料貯蔵システムの検討］



保持筒内NaポットEVS方式　概念図

［乾式燃料集合体洗浄法の検討］（例　高温ガス洗浄法）



燃料洗浄設備　系統図

「もんじゅ」との比較

「もんじゅ」との比較

項　目	「もんじゅ」	大型炉	
電気出力	28万kWe	100万kWe	150万kWe
燃料交換機方式	固定アーム形パンタグラフ式	固定アーム形オフセット式	同左
燃料出入機方式	炉内中継機構/走行台車方式	シュート/回転ツインチェンバ式	同左
燃料貯蔵方式	炉外燃料貯蔵槽＋水プール	保持筒内Naポット	同左
燃料洗浄方式	湿式洗浄(蒸気洗浄＋水浸漬)	高温Arガス洗浄	同左
占有面積	3600m^2	380m^2	450m^2
面積/電気出力	129m^2/万kWe	3.8m^2/万kWe	3.0m^2/万kWe

今後の課題

今後の課題

(1)　燃料交換のカバーガス中露出対策
荷重伝達機構部のスティック防止対策の検討
・荷重伝達機構部までのナトリウム汲上げ
・酸化物か付着しにくい材料の開発

(2)　燃料出入機実証試験
回転ツインチェンバ方式の実証

(3)　保持筒内NaポットＥＶＳ方式の成立性評価
○炉心設計の変更点
・運転サイクル長期化，逆ノズル燃料集合体
○輻射伝熱性能の向上
・鋼輻射率のメッキ材料の開発
○除熱特性評価
・崩壊熱除熱特性，移送・貯蔵時の安全性評価
○耐食性評価

(4)　燃料取出・交換計画の策定
Arガス洗浄効率向上も含め，取出・交換計画の検討

構造・システムの合理化　その5
―免震技術の応用―

検討目的

高速炉の実用化にあたっては，経済的成立性と機器構造成立性を満たす観点から，可能な限り機器・配管類の板厚は薄く軽量にして建設費を安くする。板厚が薄ければ耐熱強度は明らかに向上するが，その反面，耐震強度は低下する。このため，耐震設計の大幅な合理化の達成が必要不可欠であり，免震構造の適用によって建物・機器への地震入力の低減を図る方法はその有力な手段となり有る。

［ＦＢＲプラントに応用する場合の開発課題］

① 免震構造の選定　‥‥　建屋免震／機器免震／水平２次元免震／上下免震／３次元免震

② 免震装置の選定　‥‥　高減衰積層ゴム／鉛入り積層ゴム／積層ゴム＋鋼材ダンパー／その他

③ 免震建屋施工手段，施工行程，メンテナンス

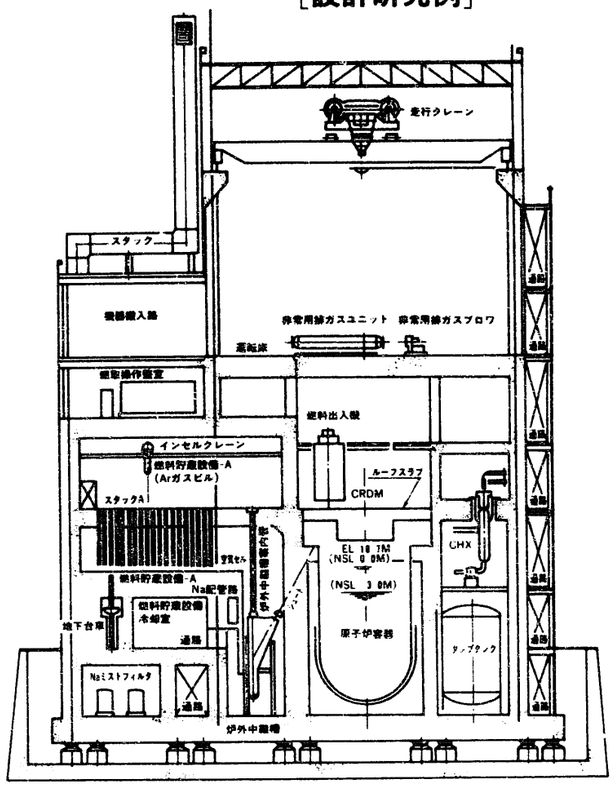
④ 経済性評価

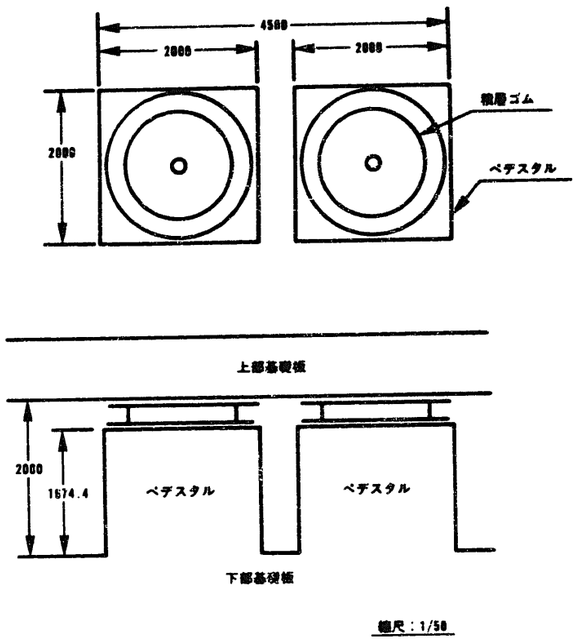
［免震効果］

［免震効果］

部　位	100万kWe（非免震）	150万kWe（免　震）	備　考
RV内径	8,000mm	9,000mm	100万kWe→150万kWe 免震床応答の採用による H/Lハンガーサポート削除
RV軸長	14m	15.5m	炉心構成要素全長 3.5m→4.5m
RV（上部胴）	50mm	30mm	免震床応答の採用
RV板厚（下部胴・鏡）	50mm	60mm	上下部プレナム間差圧 3kg/cm²→5.5kg/cm²
内筒板厚	30mm	20mm	免震床応答の採用
内筒取付台板厚	60mm	30mm	免震床応答の採用
CSC板厚	80mm	80mm	下部プレナム圧力により設定
UCS板厚	20mm	10mm	免震床応答の採用

［設計研究例］



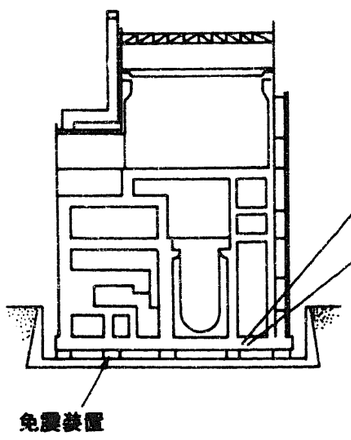


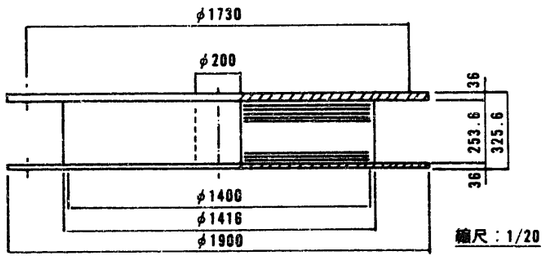
積層ゴムのペデスタルへの収まり例2（1ペデスタル1個配置）

- 上部構造重量：100,000 ton
- 積層ゴム定格荷重：500 ton
- 使用積層ゴム総数：200 個
- 1ペデスタルあたりの支持荷重：2,000 ton
- ペデスタル総数：50 個

［設計研究の現状］

地震動の主な振動方向が水平方向であり，一般建築での実施例が豊富で信頼性，実証性の点で有利な建屋全体を水平方向にのみ免震する方式を現時点では採用している。実現性，施工性，メンテナンス性等を考慮して高減衰積層ゴム，或るいは鉛入り積層ゴムを用いることが適切である。





高減衰積層ゴム（定格荷重500ton）の設計例

ゴ　ム　12 ×17＝204
鋼　板　3.1×16＝49.6

設計荷重	：500ton
水平方向固有振動数	：0.5Hz(x＝10cm変形時)
鉛直方向固有振動数	：20Hz
最大許容変形量	：60cm(水平方向)

上図の設計研究例では

① メンテナンス性を考慮したペデスタルの配置を考慮。

② 免震装置の設置自由度を考慮。

③ 原子炉を中心に対象配置になるよう工夫した。

今後の課題

① 垂直免震装置及び複合免震（３次元免震）免震手法の研究開発。

② 免震・非免震接合部の取合い構造・方法の明確化。

③ 安全評価研究による免震システムの再検討。

［コスト評価］

建屋建築工事費単独として評価した場合，免震を用いた工事費増は，従来の非免震と比べて約20～35％増となるが，プラント建設費全体として評価した場合は，免震コスト分として高々１％程度に納まるとの見通しが得られている。

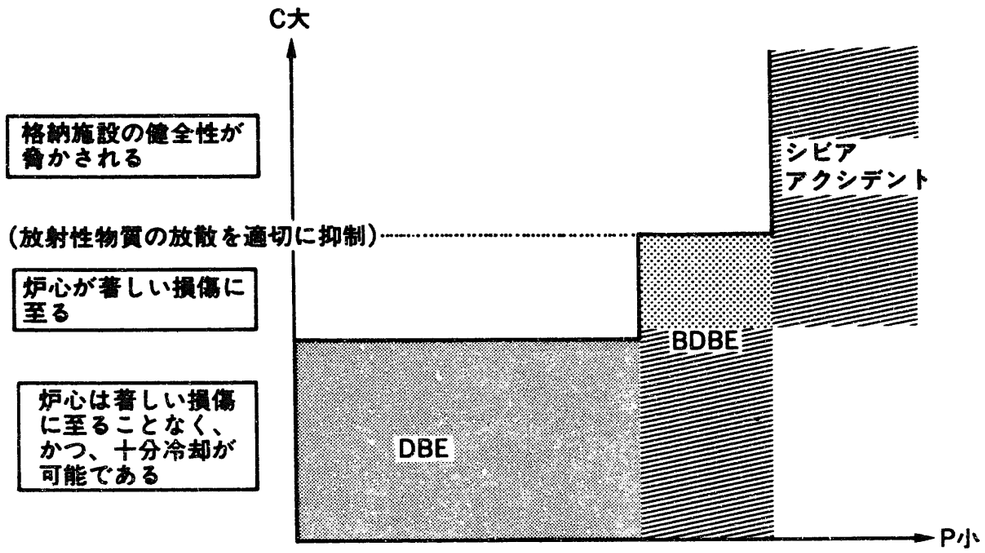
合理的な安全論理の構築　その1
―設計基準・基準外事象―

基本的考え方

1. チェルノブイリ事故，反原発運動等を考慮し，社会的に受け入れられるようにする。
2. ＦＢＲ特有の安全評価体系の確立を目指す（経済性配慮・軽水炉調査）
3. 安全評価基準と炉心・システム設計研究と連携し，調整しながら進める。

安全評価研究の進め方

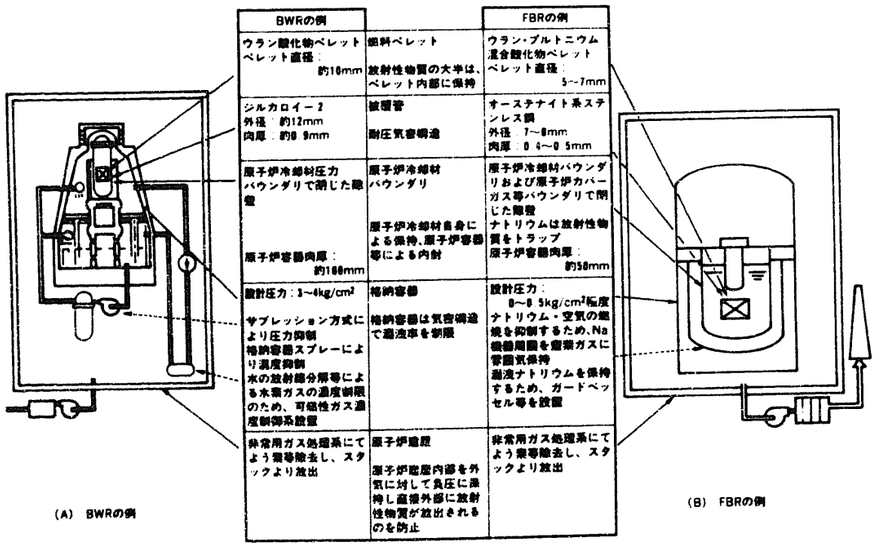
1. もんじゅと実用炉との比較評価
2. 設計基準事象・基準外事象の選定評価（５項事象の選定評価含む）
3. 実用化炉の安全評価（最新の解析データ）
4. システム設計研究の見直し（例：原子炉容器板厚再評価）
5. 総合調整（設計研究・安全評価基準）



判断のめやす　　評価指針案上のBDBE

安全性に関する特性の比較

項　目		もんじゅ	大型炉	備　考
ボイド反応度		約4$	約12$	核的逸走が厳しい方向になる
ドップラ反応度 (×10⁻³Tdk/dt0)		-(5.7～7.6)	-10.2	
線出力(W/cm)		360	480	
燃焼度(MWd/t) (集合体平均)		98,000 (80,000)	250,000 (130,000)	
炉心構成		軸方向均質	軸方向非均質	フィージビリティスタディ中
燃料装荷量(ton)		5.9	15～20	HCDA想定時の発生エネルギ増大のポテンシャルがある。
炉容器出口温度 炉容器出入口温度差		529℃ 132℃	550℃ 155℃	
冷却熱慣性/出力		比較的大	小	炉容器の小型化と配管短縮化が指向されている。
格納施設	耐圧(kg/cm²)	0.5	0.5	
	最高使用温度(℃)	150	150	
	漏洩(%/day)	1	1	



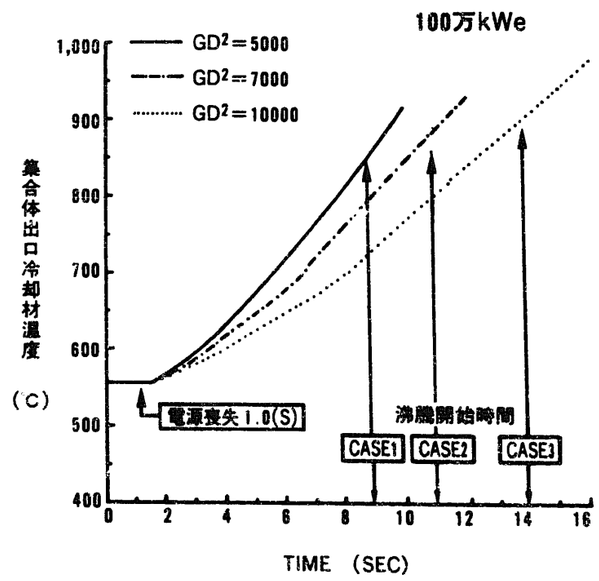
(A) BWRの例　　(B) FBRの例

放射性物質に対する防壁の比較

事象選定の検討例

技術課題	安全研究による知見		大型化に伸う論要因	技術開発の成果	備　考
	現時点で想定する場合	数年先の研究を見通した場合			
1 3事象分類の設定 設計基準を超える事象 5 設計基準外事象の設定 6 シビアアクシデントの取扱	設計基準を超える事象のうち、コンシケンスの点から重要となる、HCDAに至る潜在的可能性のある事象としてATWSとLOHSを想定する。なお、LORLについては、炉心損傷に至る場合はLOHSと同様の事象経過となる 1 ATWS系事象を想定する場合 1 事象発生頻度の低減(事故防止) ・深層防護の考え方による設計 ・少なくとも「もんじゅ」と同程度の発生頻度 ・新型炉停止機構(SASS)の採用が見込まれる 2 事故拡大(炉心溶融)の防止 ・UTOP事象の一部は健全又は部分損傷で終息する可能性もある ・ULOFは全炉心損傷が不可避である 3 事故の炉容器内収納 ・「もんじゅ」以上の合理的評価（起因過程／遷移過程事象推移の現実的解析によるエネルギー発生低減、炉心動揺過程の現実的解析による機械的エネルギー低減）。 ・評価の合理化と大型化要因の調査 ・熱的影響の収納については、「もんじゅ」の外挿では困難．また、事象推移の不確定性も大きい．	1 事象発生頻度の低減 ・システム解析による信頼度評価と設計への反映が見込まれる 2 事故拡大(炉心溶融)の防止 ・ATWS緩和対策の追求（フローコーストダウン特性、制御棒緩和対策及び、炉心／構造の径の膨張） ・部分損傷で終息させる方策の追求（インコヒーレンス強、被覆先行溶合体の設置、アニューラヒン等） 3 事故の炉容器内収納 ・評価手法高度化(SAS4A,SIMMER III)によるエネルギー発生源(事象推移)のさらに現実的解析が可能．また、評価の信頼度も向上する． ・機械的影響低減対策の追求（低ボイド反応度炉心、燃料炉外分散経路の確保、再臨界防止対策等） ・事故後の炉心物質の移行・クエンチ挙動についての理解向上 炉内保持・冷却性の向上（コアキャッチャー再臨界防止策）	1 経済性 ・ボイド反応度増大 ・インコヒーレンス大 2 燃料インベントリ増大 ・再臨界性高い ・事故後保持・冷却性低い 3 格納施設の容積減少 ・加圧事象に対する緩和小 4 原子炉容器径・炉内構造 ・炉心膨張（エナジェティックな事象推移）に対する応答 5 流量減少特性(1次系ポンプコーストダウン) ・ULOF事象推移及び結果に影響が大きい (SPX-1との比較) 6 カスプレナム位置 ・キーの効果がある 7 遮蔽プラグの構造・耐性 ・スラグインパクトに対する応答 ・ナトリウム床上噴出量		

［ULOF時の挙動］例



内側炉心集合体平均出口温度

合理的な安全論理の構築　その2
―格納施設・ナトリウム漏洩対策の検討―

［検討目的］－格納施設－

2次系削除システム，免震建屋と整合のとれた格納施設を提案し，安全評価検討を行う。

［2次系削除システムの格納バウンダリ］

太線がバウンダリを示す。

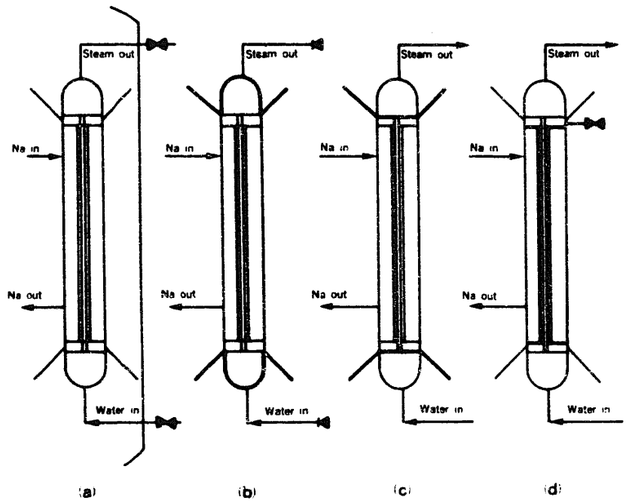
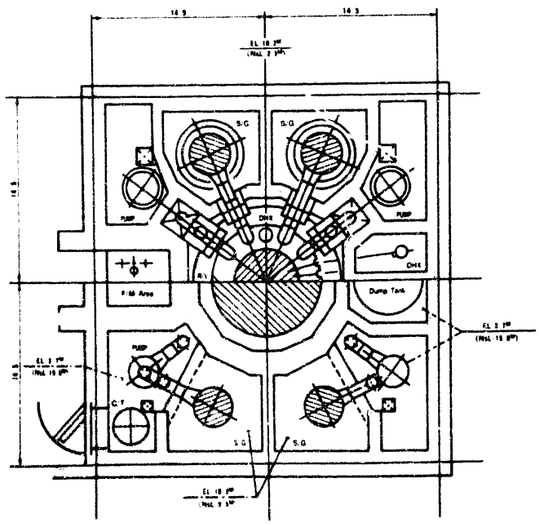
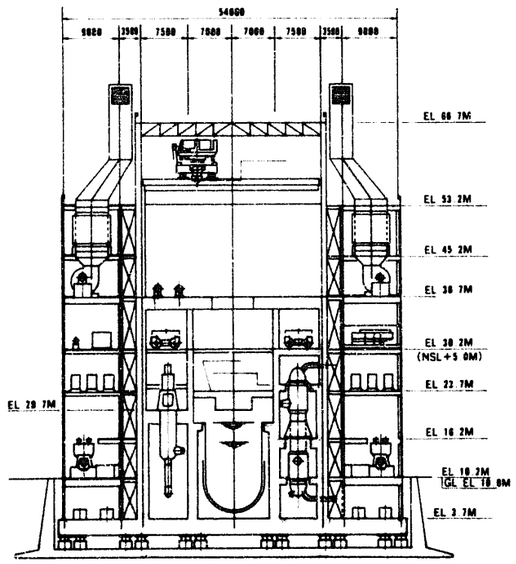


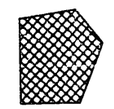
図　格納バウンダリの概念比較

表　格納境界の形成比較表

(a)SGの外側を囲う形の格納境界 PWRと同様の考え方である。格納境界の形状が単純で信頼感がある。しかし、蒸気管(または給水管)の破断で格納施設内に水または蒸気が放出され、圧力が上昇するため、FBRの場合には水とNaの分離に関する困難が予想されること、格納施設の設計圧力が高くなりがちな点が困難である。
(b)SGのシェルと蒸気管及び給水管の一部を境界とする 格納境界の面積は最も小さくできる可能性が強い。一方、主蒸気管(逃し弁を含めて隔離弁まで)及び主給水管が格納境界となり、クラスアップが必要となる。
(c)SGのシェルの一部、2重管板及び2重管の内側(水側)を境界とする 伝熱管漏洩(Na-水反応)が冷却材バウンダリ、格納バウンダリの同時破損となるため、伝熱管漏洩を設計基準内事象としている本プラントに適した方式とはいえない。 (伝熱管漏洩事故が格納の必要のない事故であることを示すことができればこのようなバウンダリの採用も不可能ではないと考えられる)
(d)SGのシェルの一部、2重管板及び2重管の外側（Na側）を境界とする (c)と同じく本プラントに適した方式とはいえない。また、2重管の漏洩検出系配管の一部が格納境界となり、クラスアップが必要となる。







ライナ設置範囲

［検討目的］－ナトリウム漏洩対策－

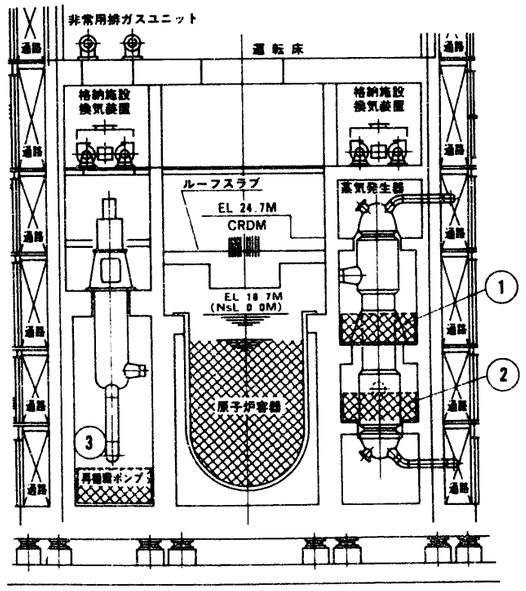
2次系削除システム，上部流出入配管システムに適合したナトリウム漏洩対策（ガードベッセル等）を提案し，安全評価検討を行う。

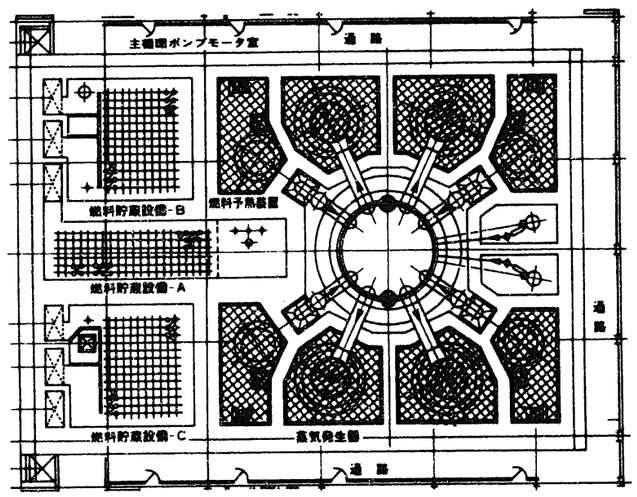
［セラミックライナーの機能］

ⓐ ガードベッセルとしてのNa漏洩量抑制→ただし原子炉容器のみに限定
ⓑ 漏洩Naの貯留
ⓒ 漏洩Naとコンクリートとの反応防止
ⓓ 漏洩Naの顕熱によるコンクリートの過度の昇温防止

↓

ライナの機能分離　　貯留用セルライナ　原子炉容器室及び1次冷却室の一部壁面ライナ





貯留用セラミックスライナ設置範囲

1次冷却材漏洩事故対策設備設計上の課題

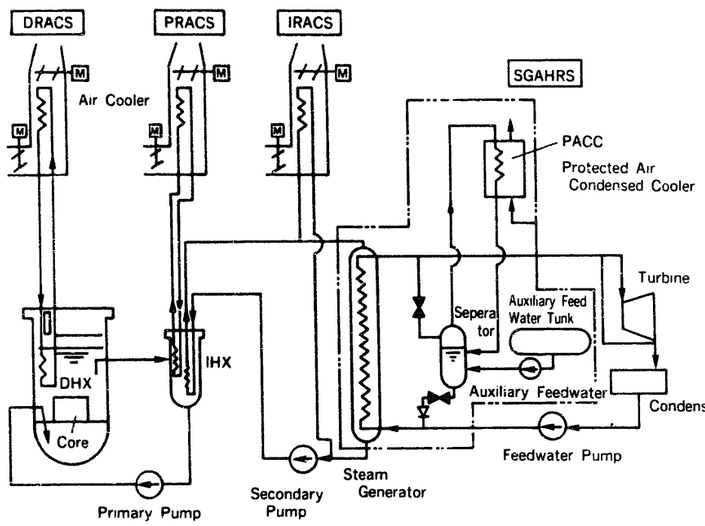
Ⓐ コンクリート冷却系の必要性の評価…経済的にインパクト
Ⓑ セラミックスライナの経済性評価
Ⓒ セラミックスライナの研究開発
Ⓓ セラミックスライナのＩＳＩ
Ⓔ 冷却系のサイフォンブレーク

合理的な安全論理の構築　その3
―崩壊熱除去システムの検討―

検討の目的

大型炉心，２次系削除システムに適した崩壊熱除去システム構想の提案並びに評価を行う

［崩壊熱除去系の種類］



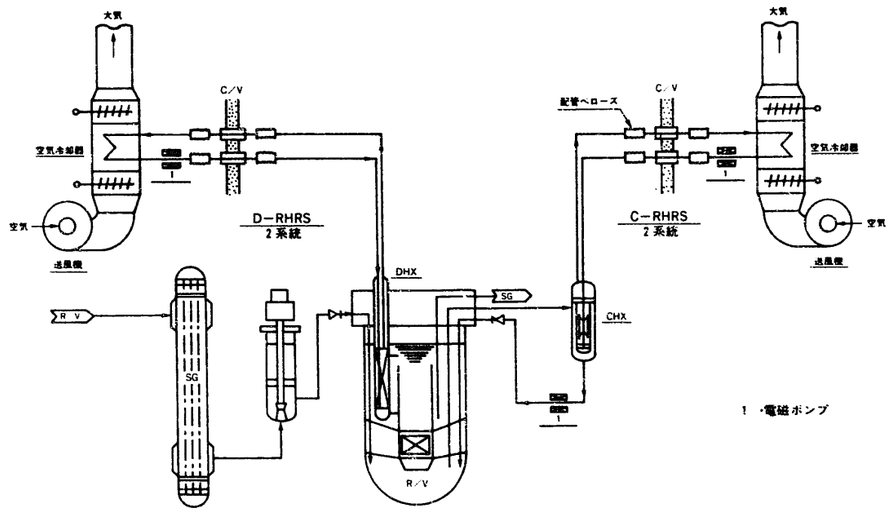
崩壊熱除去系の除熱モード

前提：非常用電源2トレイン

起因事象	(単一)故障	除熱モード	安全評価上事象区分	備　考
外部電源喪失	DG	FF+NF+2NN	運転時の異常な過渡変化	
ポンプ軸固着 1次冷却材漏洩	ダンパ (DG)	2FF+NF 又は(FF+2NF) FF+NF+2NN	事故 事故	
全動力電源喪失	- ダンパ	4NN 3NN	(事故) 設計基準外	信頼度上の要求
外部電源喪失	ダンパ×2 DG+ダンパ DG×2	2FF or 2NF or (FF+NF) (FF+NF+NN)or (FF+2NN)or (NF+2NN) 4NN	(事故) (事故) (事故)	信頼度上の要求 同上 同上

浸漬型２次系強制循環：NF，自然循環：NN　　循環型強制循環：FF，自然循環：NN

崩壊熱除去系概念



崩壊熱除去系系統概念　（大型炉）

崩壊熱除去系設計上の課題

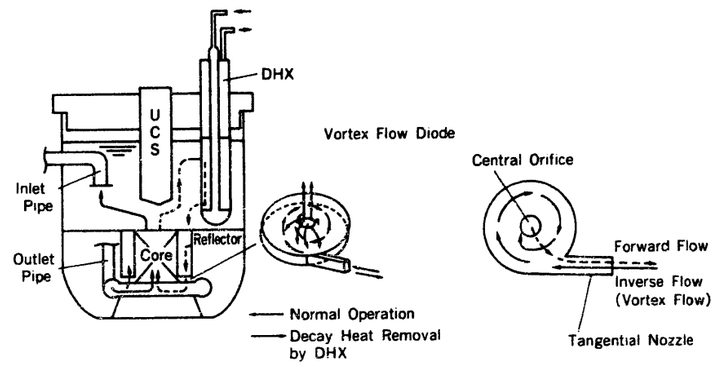
Ⓐ　簡易評価から詳細評価へ…ＳＳＣ，SuperCOPDコード利用，

Ⓑ　強制循環と自然循環の重量…合理化のため活かしたい

Ⓒ　バウンダリ判断基準の時間依存性を取り込んだ評価

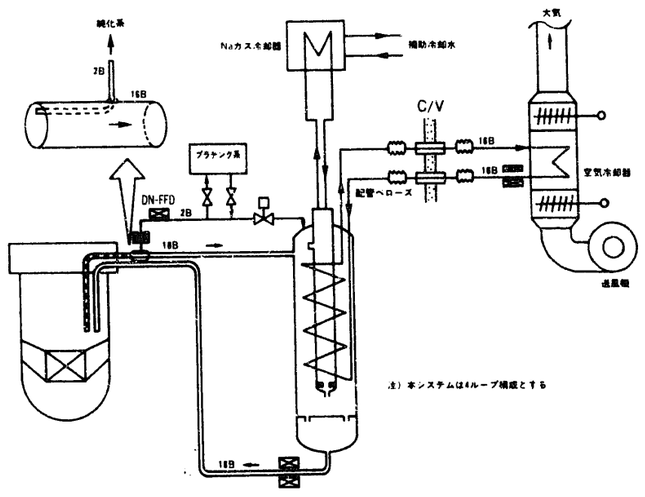
Ⓓ　Na－水反応時の信頼性を高める（実用プラント）

フローパスの検討



Flow Path in Reactor Vessel

純化システムとの合体



純化系組込型崩壊熱除去システム

合理的な安全論理の構築　その4
―原子炉停止システム（新型炉停止機構）の検討―

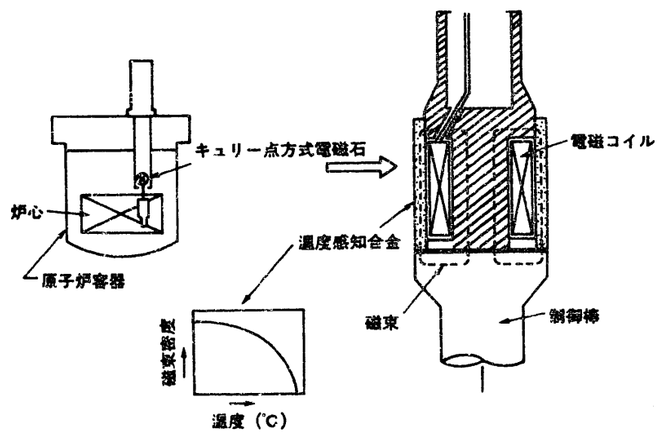
検討目的

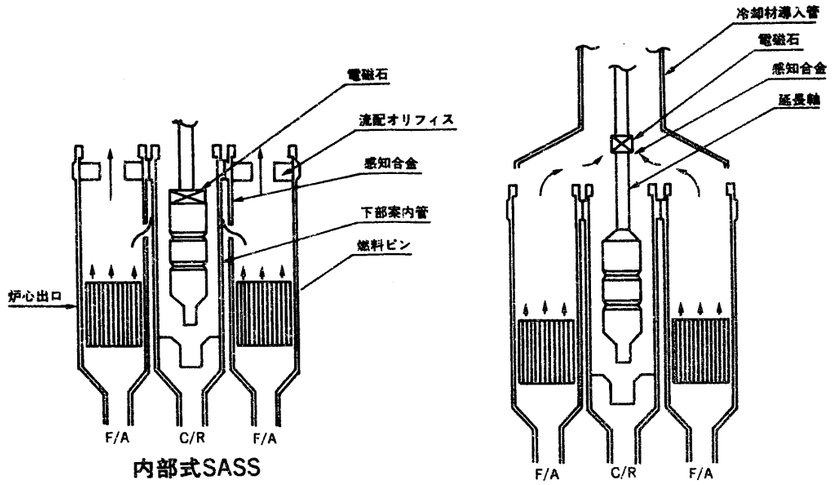
大型炉心に適した新型炉停止機構（自己作動型制御棒駆動機構－ＳＡＳＳ－）の評価検討を行ない原子炉停止システムの安全論理構築に反映する。

［SASSの型式の選定］

方式	対象異常	フルパワー以外での運転	リセット	外部操作（BCRD付加）	動作チェック	応答	問題点	推奨順位
キュリー点方式	TOP（LOF）	○	○	○（○）	△ ヒータ要	○	キュリー点電磁石の応答性能	1
流体圧方式	LOF	△ 圧損調整機構必要	○	○（○）	△ 流量減要	△	浮上妥当性	3
熱感応スイッチ方式	TOP（LOF）	○	○	○（○）	△ ヒータ要	○	応答性応	2
熱膨張方式	TOP（LOF）	○	△ 時間がかかる	△（△）	△ ヒータ要	△	最適耐振性トリガ機構	3
ヒューズ方式	TOP（LOF）	○	×	△（△）	×	△	リセッタビリティ	4

［キュリー点方式の作動原理］





SASSの構造概念

［型式比較］

(1) 構造
○電磁部の構造は，外部式が簡略
○外部式は，ＵＣＳ内に導入管設置要

(2) 温度換地
○応答時間は，内部式が速い。

(3) ＣＲ挿入性
○挿入性に有意な差はない。

(4) 電磁部の設計
○内部式は，低温雰囲気にコイルがある。
○外部式は，軸方向に余裕があり，コイル長さに制限ない。

(5) 総合評価
内部式，外部式の性能には，有意な差はないが，３分割ＵＣＳを採用しているため導入管の設置が困難であり，内部式を選定。

〔応答性評価〕

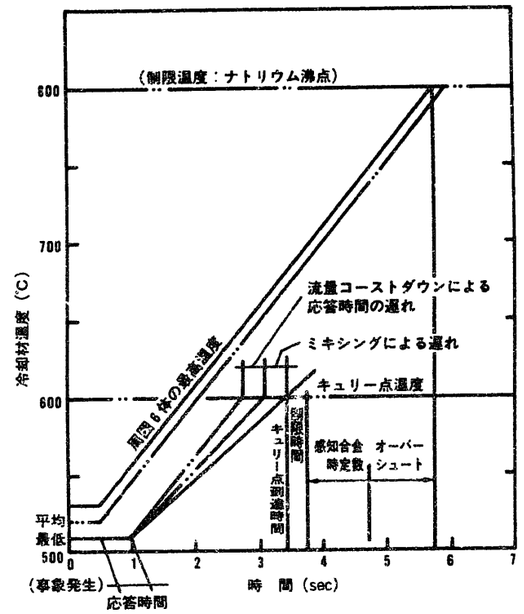


図　ULOF時想定温度変化

新概念ＳＡＳＳの構想提案

原子炉スクラムの必要な異常現象として

① 異常高温　　例　600℃以上
② 異常流量　　例　定格流量の90％以下
③ 異常カバーガス圧　　例　定常カバーガス圧の1.2倍以上
④ 異常中性子束　　例　通常中性子束の1.2倍以上
⑤ 異常振動

↓

上記異常に自己作動する制御棒駆動機構の構想を提案し，評価する。

※ＳＡＳＳ：信号を介して，制御棒を作動させるのでなく，物理現象により自己作動させる制御棒駆動機構を云う。

合理的な安全論理の構築　その5
― 2次系削除システムの安全評価検討 ―

2次系削除システムの安全論理の考え方

ケース	設計想定事象	安全論理の考え方
A	Na-水反応事故は、設計基準外事象(BDBE)とする。	(イ)高信頼性二重管SGを開発する (ロ)多機性を有する片側破損検出系で単管の破損検出を保証する (ハ)demand failureに対する確率論的評価により片側破損検出失敗及び水・蒸気系ブロー失敗が設計上考慮不要であることを示す (ニ)伝熱管破損モードの評価に基ずいて、破壊力学的手法等を用いた評価及び確率論的評価並びに実験的な裏付けを基に内管・外管の独立性を立証する
B	伝熱管破損拡大のおそれがなく、かつプラントにダメージを与えない程度の微小リーク(Non Damage Leak)によるNa-水反応事故を(DBEとして)想定する。	(イ)ノンダメージ領域内で水素計により検知し、水・蒸気系をブローすることにより、事故拡大を防止できることを示す (ロ)LBB論理に基ずき、初期貫通クラックは微小リーク相当であることを示す
C	小リーク程度のNa-水反応事故を想定する。 (10g/sec以下の水リーク率)	(イ)水素計及び音響計により貫通リークを検知し、水・蒸気系をブローすることにより、事故拡大を防止できることを示す (ロ)LBB論理に基ずき、初期貫通クラックは小リーク相当であることを示す
D	大リーク規模のNa-水反応事故を想定する。 (伝熱管一本のギロチン破断)	(イ)伝熱管一本のギロチン破断を想定しても安全であることを示す (ロ)ウエステージによる破損伝播を考慮しても最大、伝熱管一本相当の破損を想定すればよいことを示す

H_2ガスの炉心への影響

・冷却材ボイド反応度 (150万kWeクラス)

炉心部ボイド反応度　約12$ (S/Aギャップを除いた場合20%減)

集合体の最大ボイド反応度　約 5¢

・H_2ガスによる反応度効果

初期水リーク率(g/sec)	最大水素流量(ℓ/sec)	添加反応度(¢)
0.1	2.7	0.3
1.0	13	1.4
10	220	24
100	7400	635

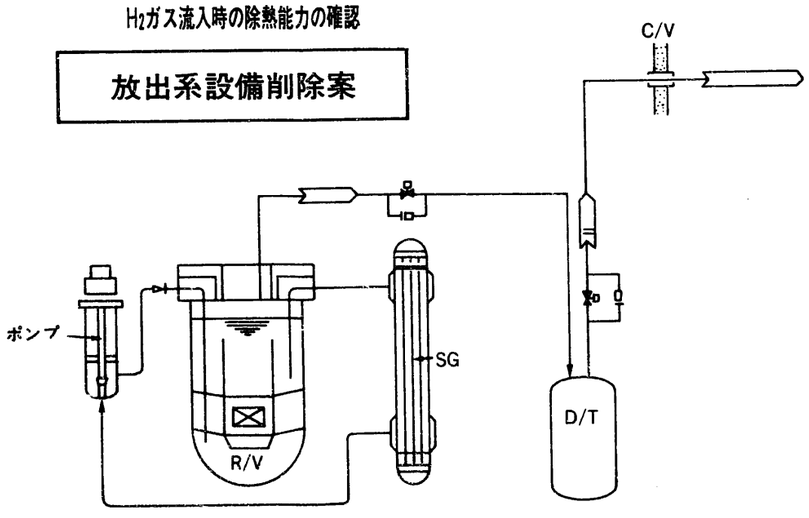
・許容限界

初期水リーク率　約10g/sec

・今後の課題

H_2ガス流入時の除熱能力の確認

放出系設備削除案



Na_2Oの炉心への影響

・Na_2Oによる炉心閉塞

初期水リーク率(g/sec)	炉心流入量(kg)	1集合体内閉塞厚さ(cm)
1	0.7	3
10	10.7	49
100	5.1	23

・炉心への影響

全炉心に拡散　→　影響小

局所的に集積　→　集合体損傷

(閉塞の状況に依存)

・今後の課題

Na_2Oの炉心への移行挙動の解明

伝熱管破損に関する検討結果

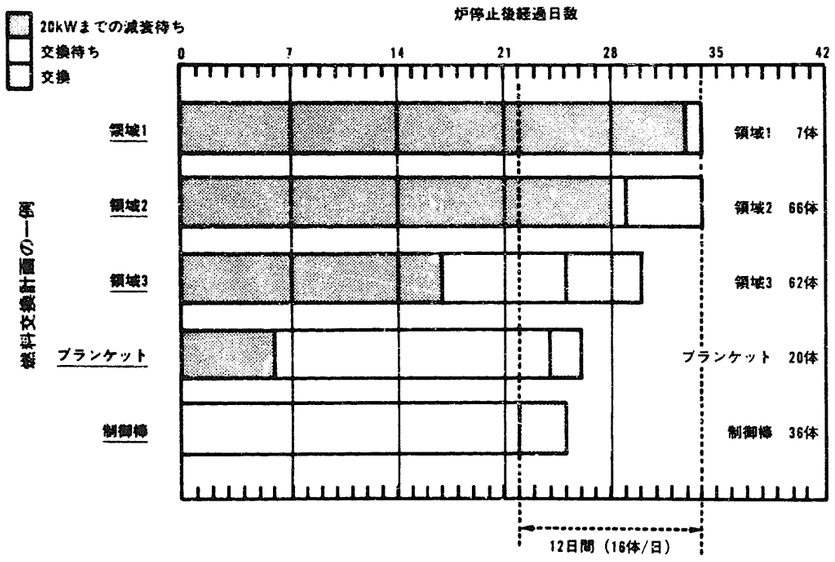
- 片側破損検出系は今後の性能向上が必要(特に外管破損検出系)
- 10g/s以下の漏洩率ではカバー圧力は特に問題にはならない
- ブロー60秒なら12B(放出系配管)
- Non Damage Leak以上の破損では破損伝播は避けがたい
- 初期リーク率が数10g/s以上の場合には最大漏洩率は1DEGに相当する
- 10g/s以上の漏洩率は炉心への反応度添加の観点から許容できない
- 反応生成物による炉心閉塞は影響が比較的小さい？

運転性・保修性の検討

運転稼働率の検討

1. 稼働率向上方策（90%以上）
   - ○ 燃料・制御棒の長寿命化（前述）
     運転サイクル　2年，3バッチ
   - ○ 燃料交換システム（スピードアップ）の検討
     交換時間　目標　30分／1体
   - ○ 定検時間の短縮
     運転定検（ＩＳＩ含む）
   - ○ 法令改正
     定検のインターバル

2. 燃料交換計画の一例



3. 今後の課題
   - ○ 燃料交換システムとの整合性評価（安全評価含む）
   - ○ 破損燃料の取扱い
   - ○ 高温用ＩＳＩ機器システムの開発

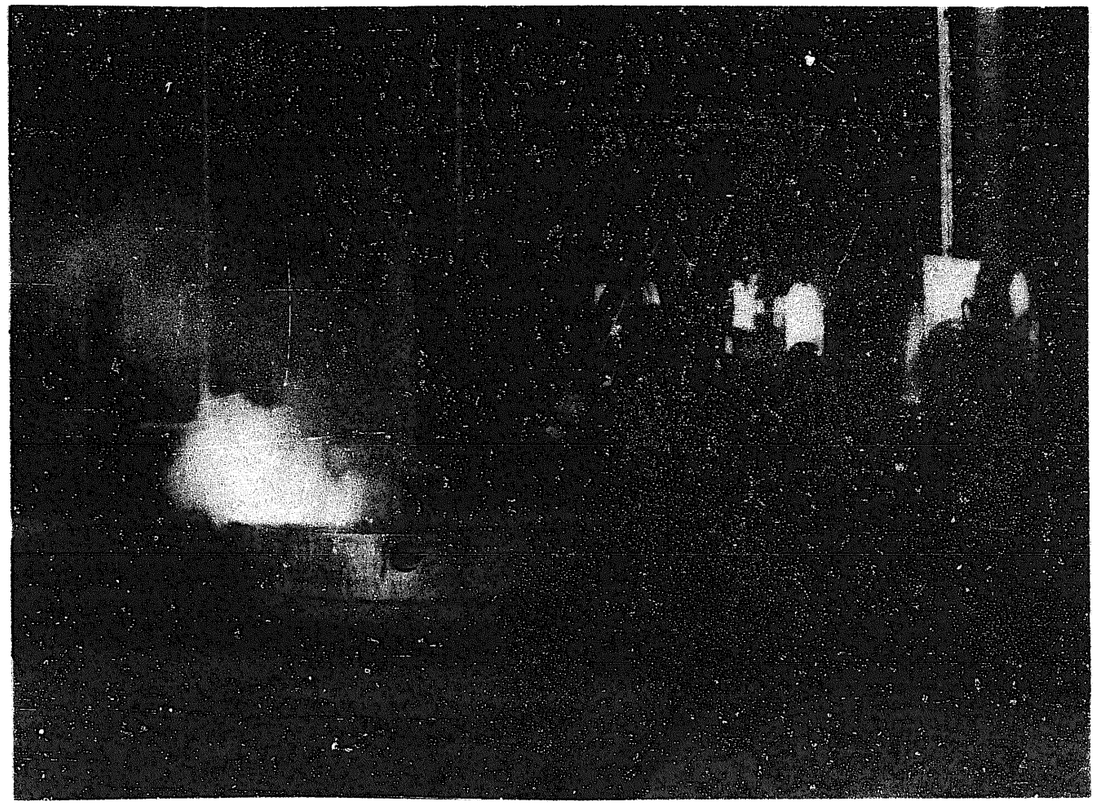
運転性の検討

1. 検討項目
   - ○ ＡＩ技術・ロボット技術の導入
     目標：無人化
   - ○ 計装システム
     （異常診断システム，安全計装システム含む）

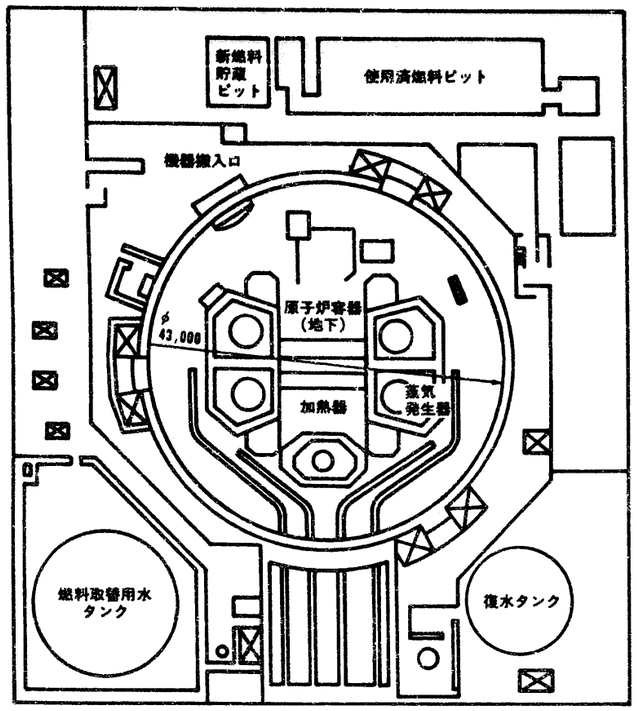
2. 今後の課題
   - ○ ＡＩ技術について，フロンティア技術開発の研究成果を反映し，設計研究に反映する。
   - ○ ＦＢＲに適した合理的計装システムの創出並びに評価を行う。

保修性の検討

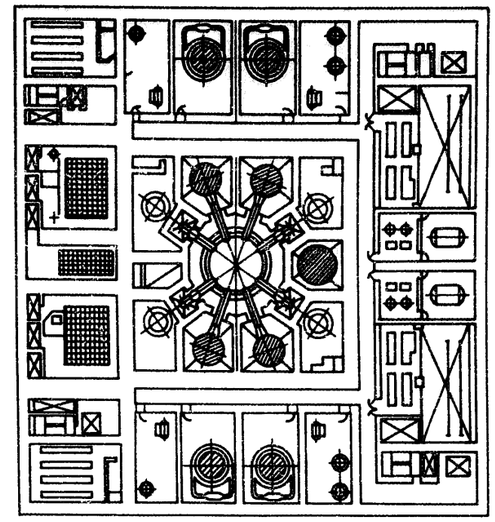
1. 検討項目
   - ○ 保修性を考慮したシステム設計
   - ○ 保修場環境調査
     放射線量，雰囲気温度等
   - ○ メンテナンス設備
     放射性ナトリウム付着機器の洗浄設備



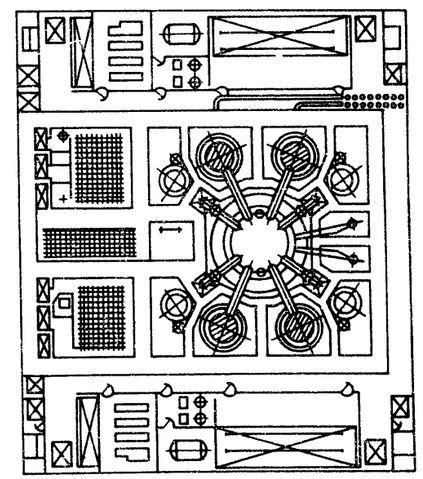
2. 今後の課題
   実施項目の検討から始める。



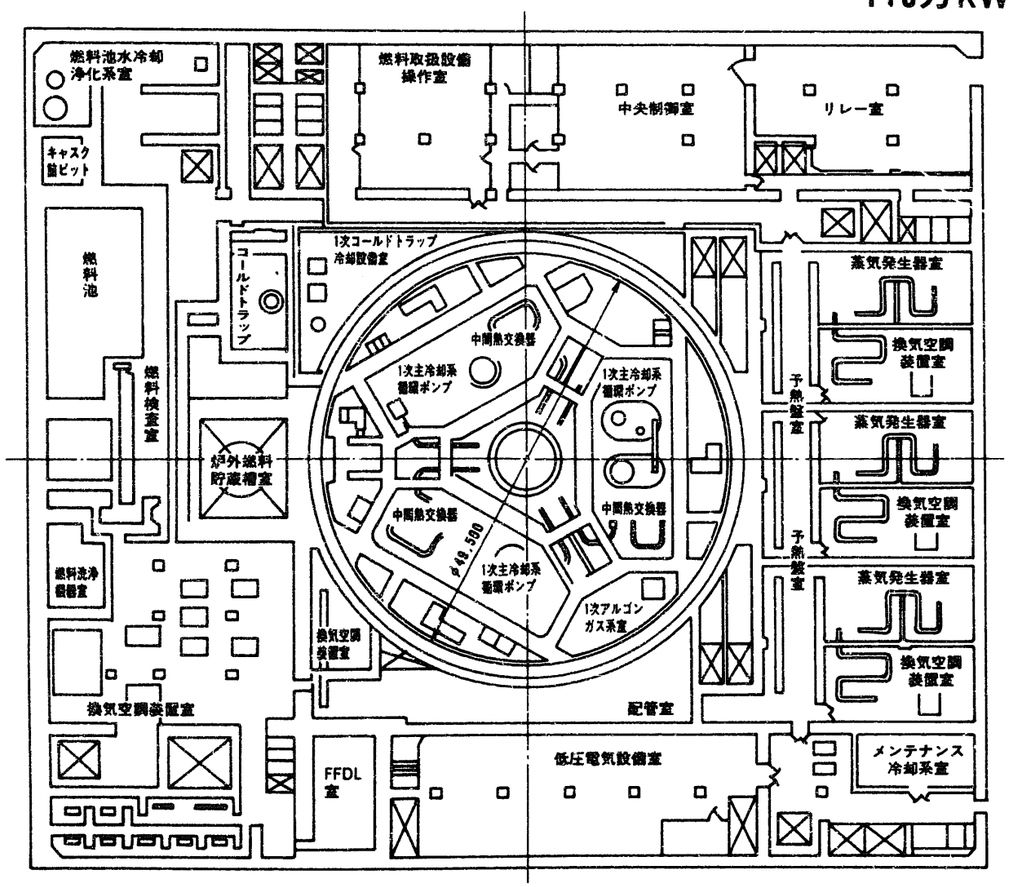
敦賀２号(PWR)
110万kW



大型炉（100万kW）



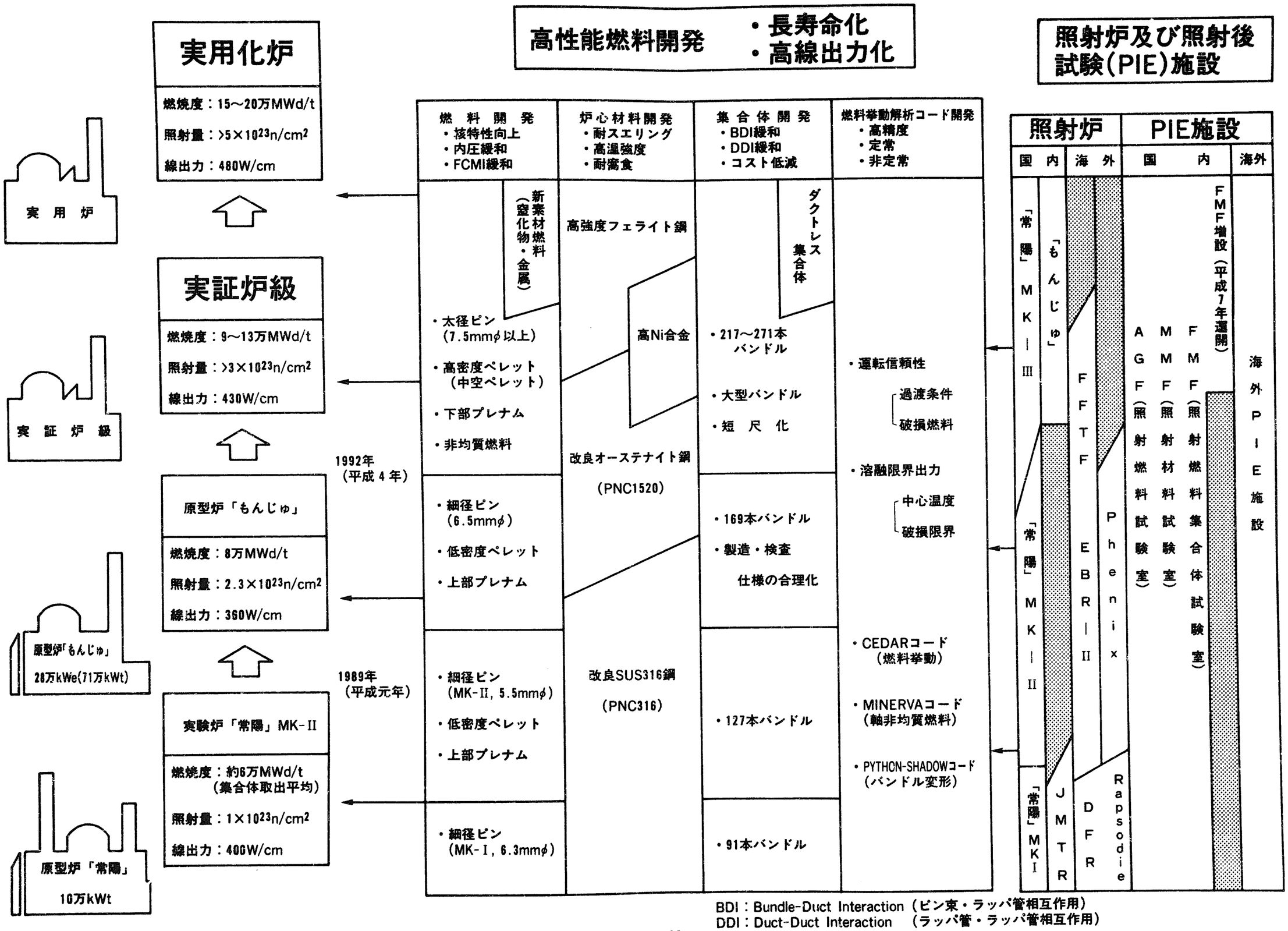
大型炉（150万kW）



もんじゅ
28万kW

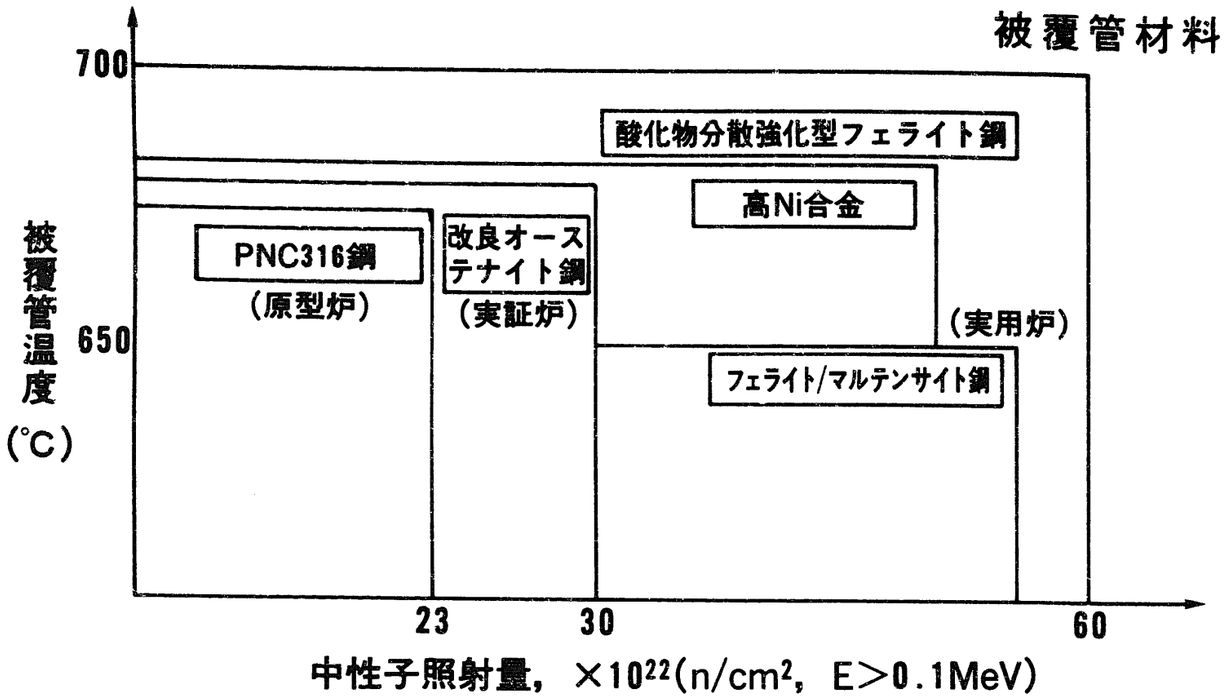
高度化技術導入の効果（検討例）

3. 高性能FBR・MOX燃料の開発

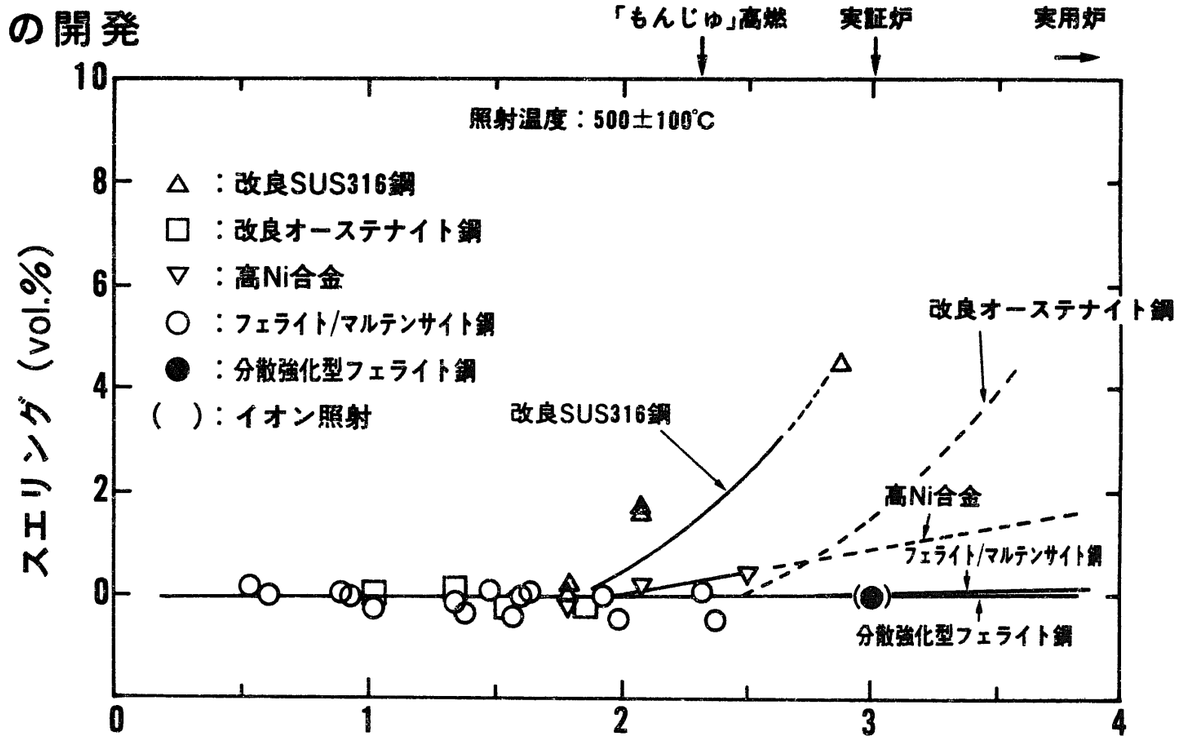


BDI：Bundle-Duct Interaction（ピン束・ラッパ管相互作用）
DDI：Duct-Duct Interaction　（ラッパ管・ラッパ管相互作用）

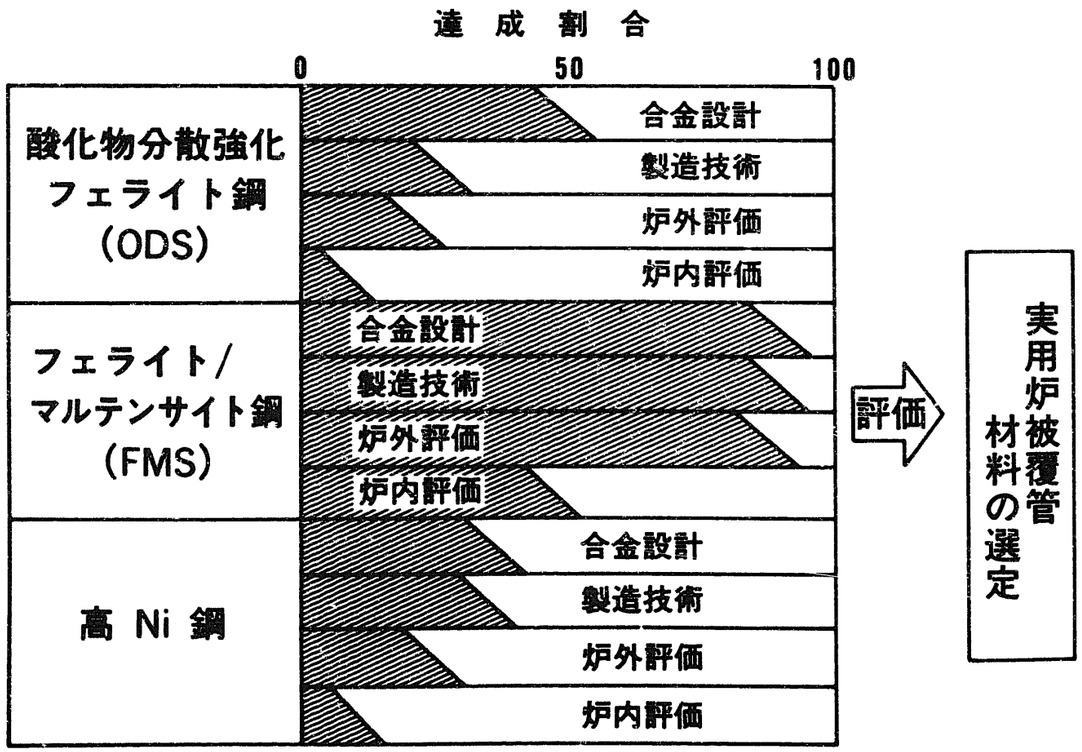
被覆管材料の開発



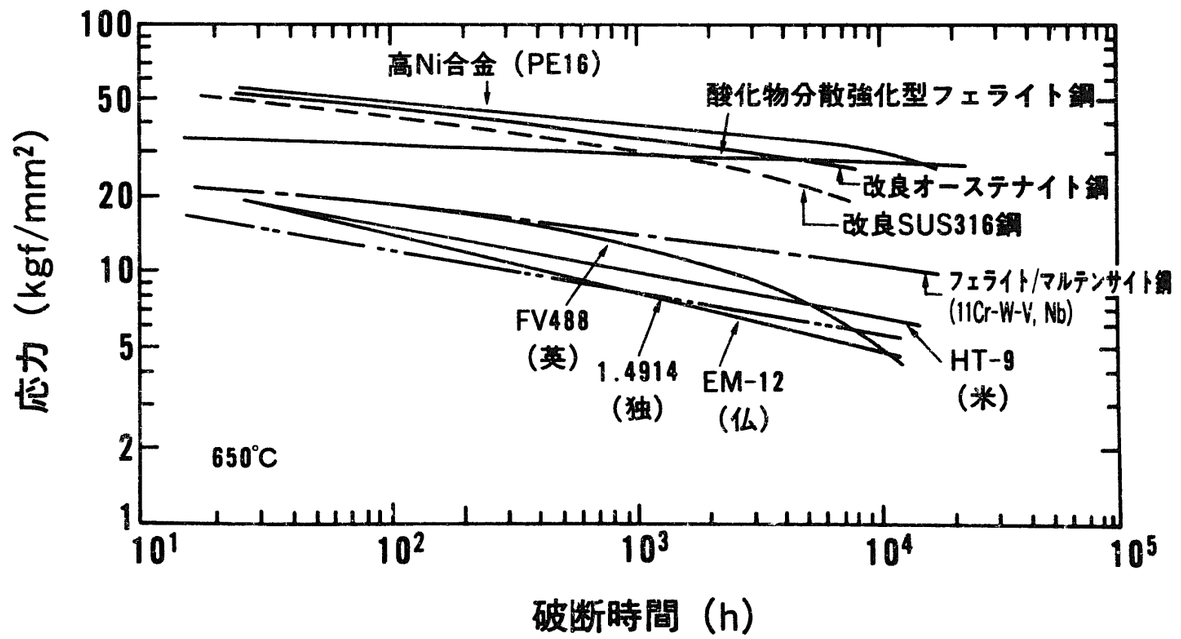
高速炉用燃料被覆管材料の開発目標



耐スエリング特性比較

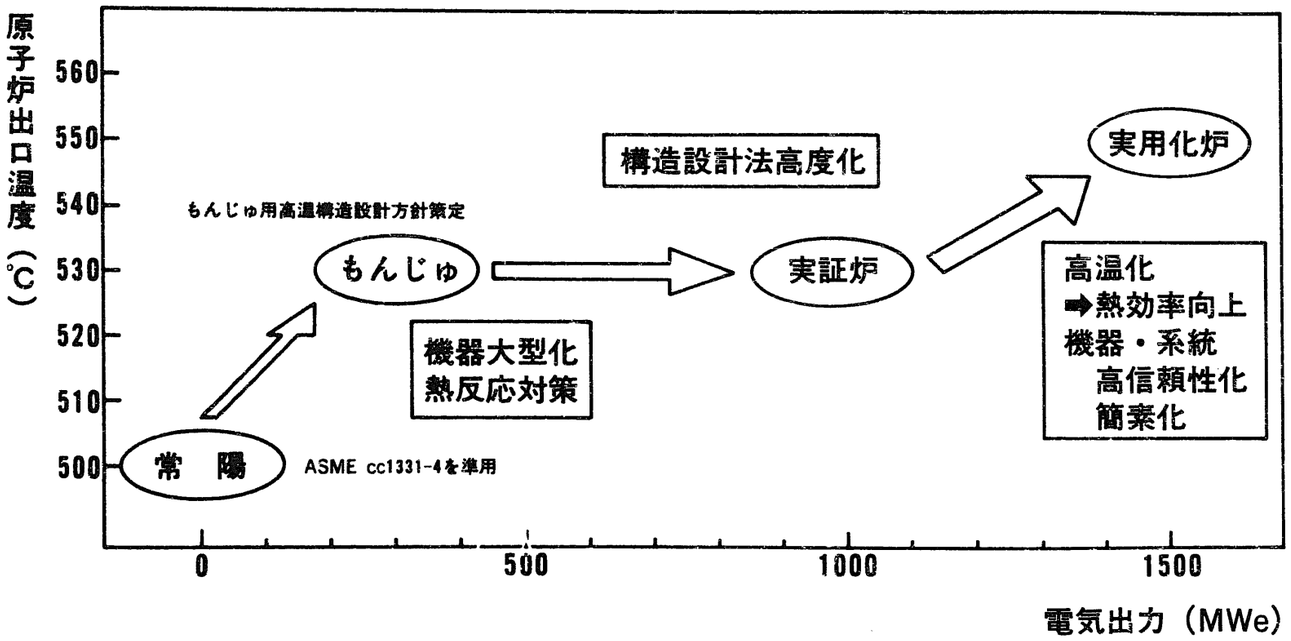


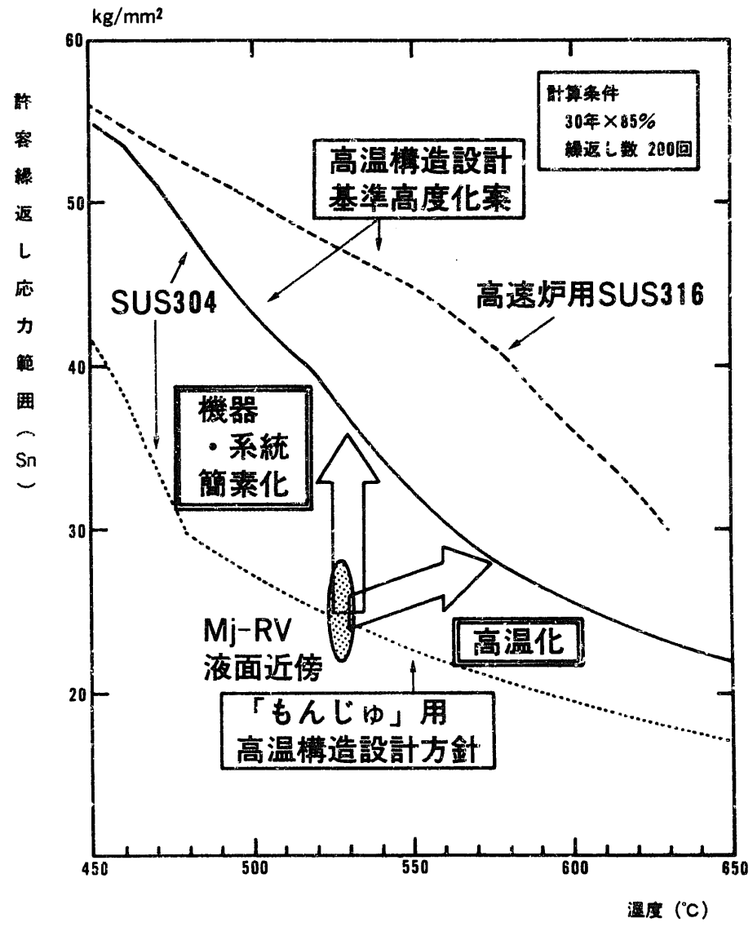
高性能被覆管材料開発展開



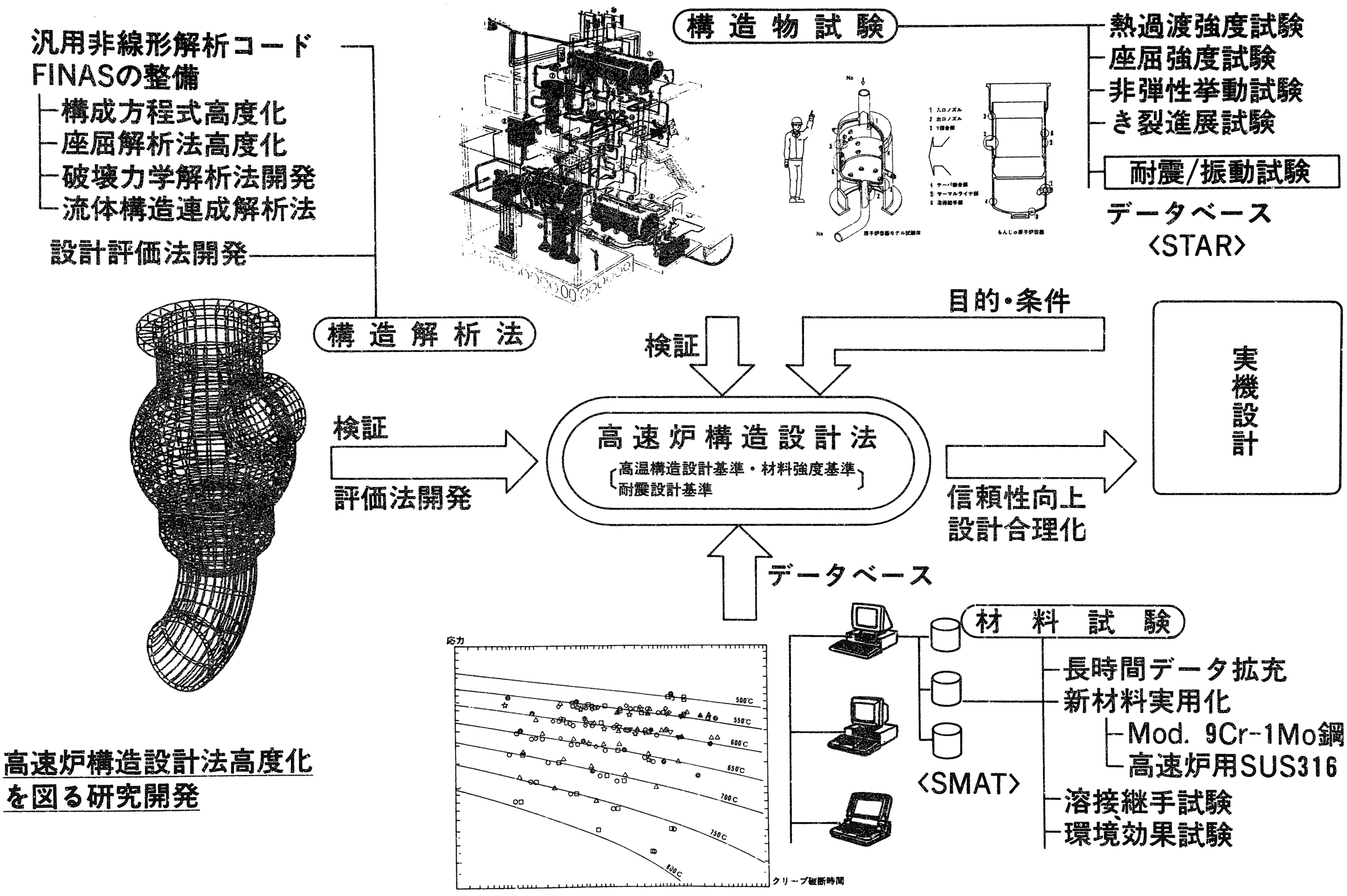
650℃クリープ破断強度比較

4. プラント高温化・機器合理化／高信頼性化を目標とする構造設計法高度化





構造設計基準高度化
効果試算例

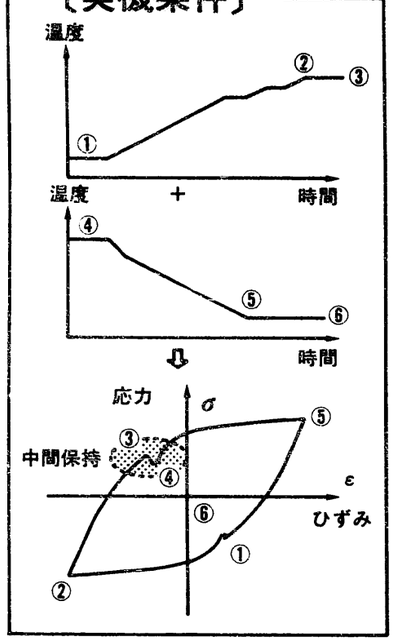


高速炉構造設計法高度化を図る研究開発

具体的高度化目標項目

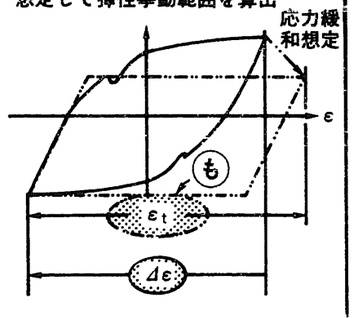
	項　　目
(1)	ひずみ範囲評価用弾性追従パラメータの低減
(2)	短期応力組合せの条件に対するシェイクダウン基準値割増し
(3)	運転状態Ⅲを含む事象組合せに対するシェイクダウン基準値割増し
(4)	短期応力組合せの条件に対するクリープ損傷評価用初期応力低減
(5)	クリープ損傷係数統合と緩和クリープ損傷評価用弾性追従パラメータの策定
(6)	溶接部詳細評価法の策定
(7)	ひずみ集中係数算出法の変更
(8)	Neuber則用応力ひずみ関係の変更
(9)	応力組合せ条件でのクリープ疲労損傷評価用弾性追従パラメータの策定

〔実機条件〕

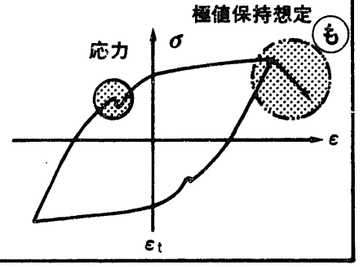


〔もんじゅ用高温構造設計方針〕

(a) 負荷が極値で保持されることを想定して弾性挙動範囲を算出



(b) 負荷が極値で保持されることを想定してクリープ損傷を算出



中間保持効果の考慮

短期応力の大きさに応じた弾性挙動範囲

初期応力

Max {1/2Δσ(εta), 1/2Δσ(εtb)}

中間保持条件破損評価妥当性検証（単軸破損）→ 中間保持クリープ疲労試験

実機条件への外挿性検証基礎データ（単軸破損）→ 低ひずみ範囲・長時間材料試験

実機条件の包絡性確認（応力ひずみ評価）→ 非弾性パラメータ解析

構造物破損評価の妥当性確認（構造物破損一短時間）→ 構造物強度試験

実機条件での評価の妥当性確認（応力ひずみ評価）→ 詳細非弾性解析

実機条件への適用性 → 実機設計試適用

許容Sn kg/mm²

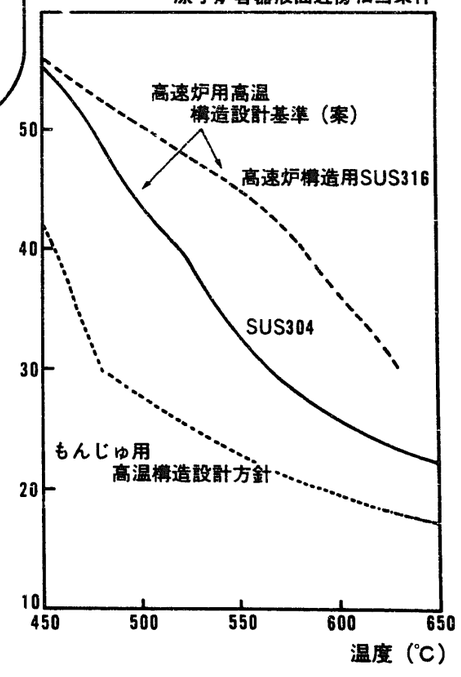
構造設計基準化

項目	達成度
具体案作成	
検証用R&D	
設計試適用	
許認可性取得	

許認可性取得時期：
平成５年度末予定

〔高度化効果試算例〕

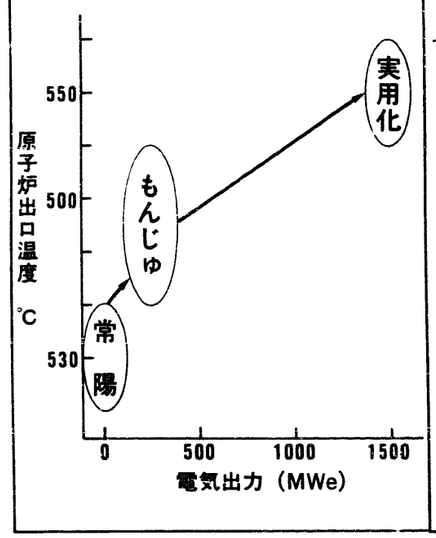
想定繰返し数　200回
原子炉容器液面近傍相当条件



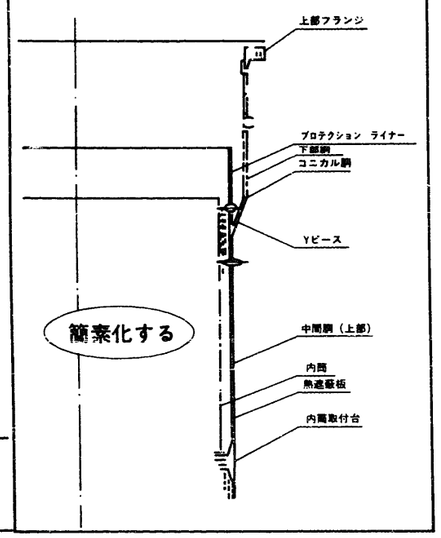
クリープ疲労強度評価法高度例
－中間保持効果の考慮

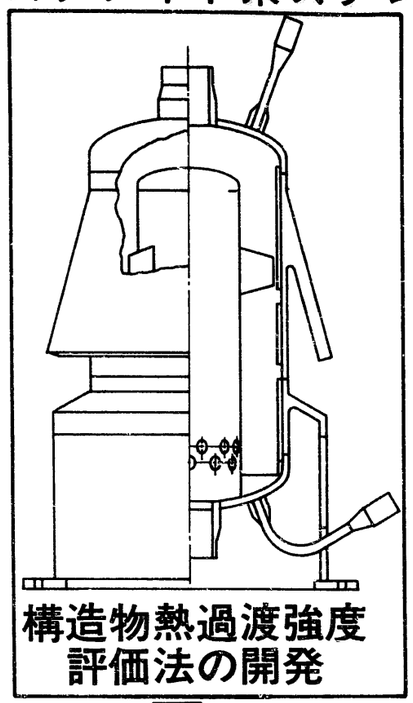
高速炉構造用オーステナイト系ステンレス鋼実用化のための研究開発

プラントの高温化



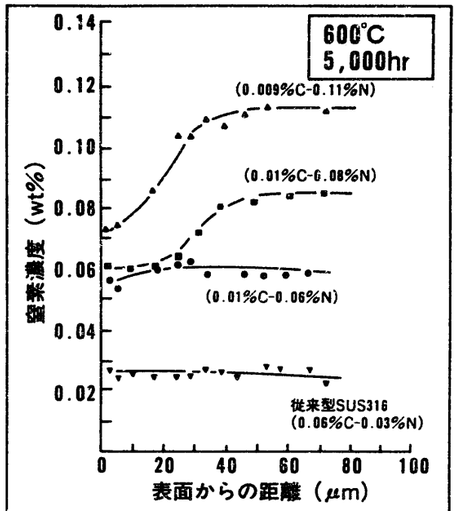
原子炉容器の炉壁構造簡素化





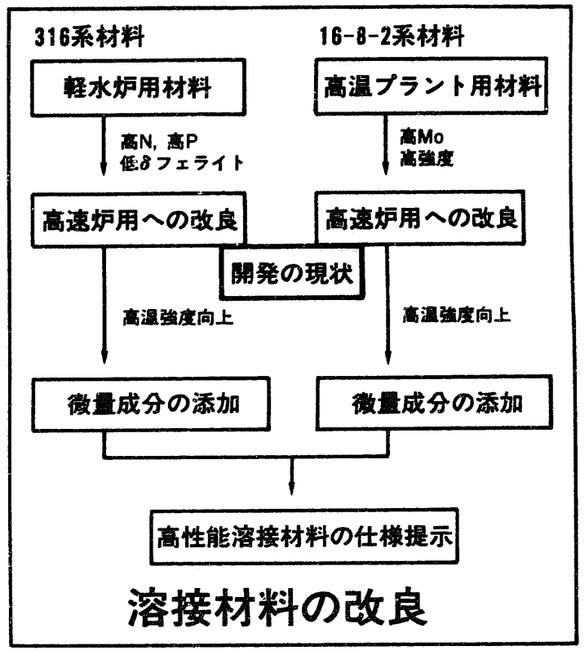
構造物熱過渡強度評価法の開発

反映



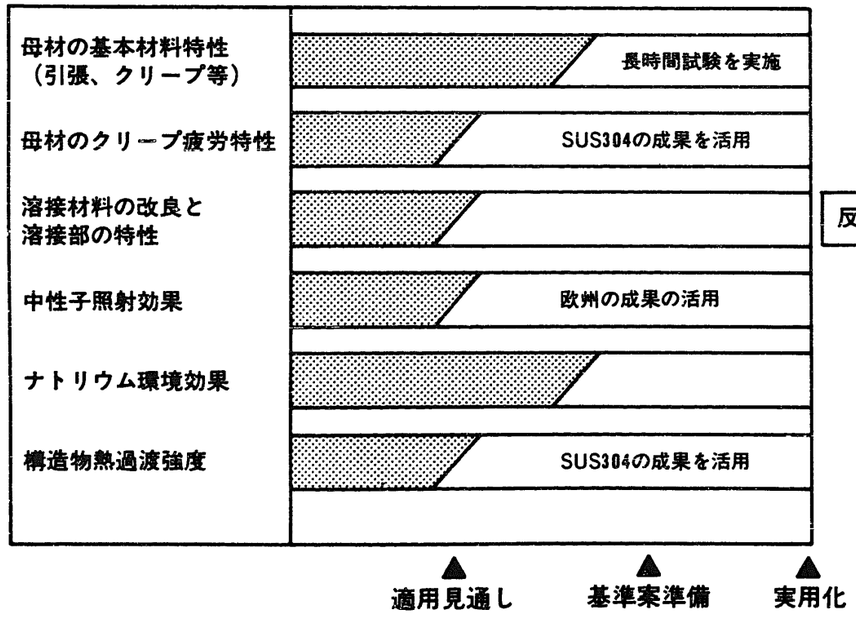
（材料のナトリウム中の窒素移行挙動）

使用環境下の材料特性評価



溶接材料の改良

開発の効果



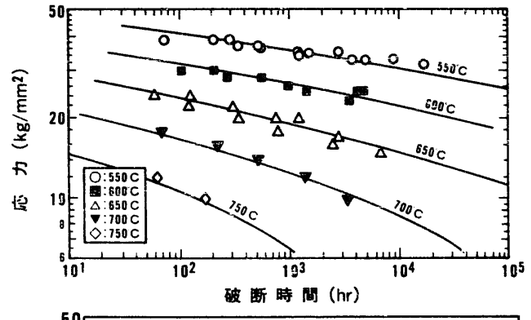
研究開発の進捗度

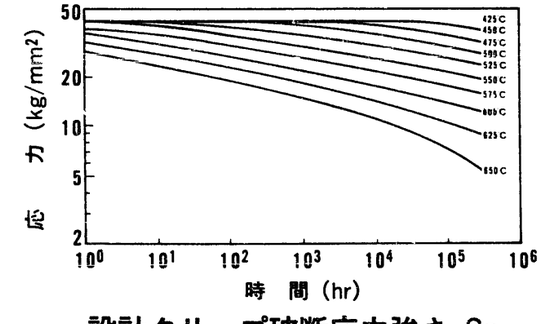
反映

高温構造設計基準の策定
材料強度基準の策定
溶接材料の選定

反映

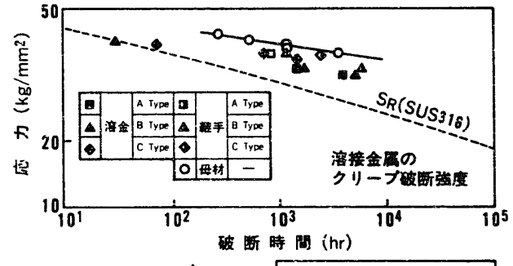
評価

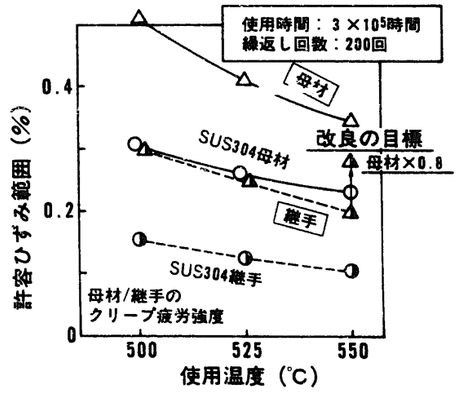




設計クリープ破断応力強さ S_R

材料強度基準値の試算





溶接部特性の現状と目標

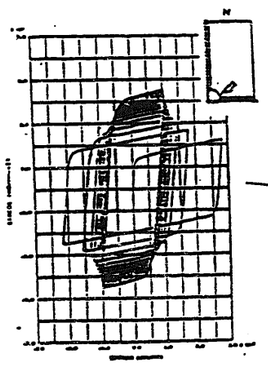
汎用非線形構造解析システム　ＦＩＮＡＳ

FINASの解析機能

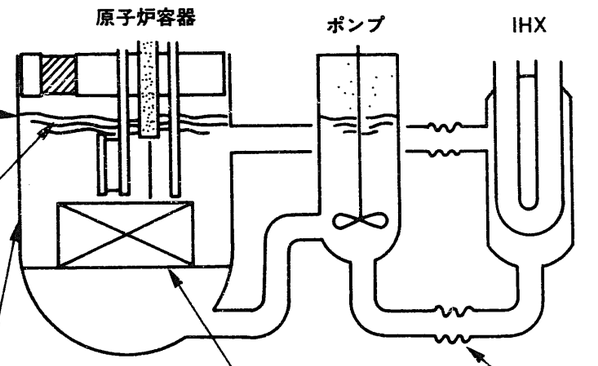
解析タイプ	適用構造	荷　重
弾性解析	骨組構造	内外圧
非弾性解析	２次元体	機械荷重
スウェリング解析	３次元体	自重
大変形・座屈解析	軸対称体	熱荷重
破壊力学的解析	軸対称シェル	地震荷重
動的応答解析	３次元シェル	変位　等
流体構造連成解析	配管構造物	
温度解析　等	流体　等	

非線形解析法高度化のための開発展開

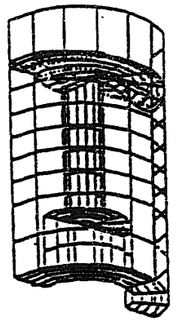
項　目	昭51 ～ 55	昭56 ～ 60	61	62	63	平1	平2	平3	平4	平5	平6	平7
非弾性解析	古典的構成モデル	改良構成モデル、材料データライブラリ	高精度モデル開発（繰返し塑性、塑性・クリープ）					汎用モデル、解析自動化				
大変形・座屈解析		有限変形、座屈解析 / 大変形、大ひずみ	効率的非線形シェル要素、非軸対称座屈解析法					高精度理論（形状不整）、動的座屈				
破壊力学的解析			線形/非線形破壊力学パラメータ（２、３次元）					き裂進展解析機能（線形、非線形）				
動的応答解析（流体構造連成含む）		基本的動的応答解析機能 / 衝突振動	流体構造連成解析（線形）					流体構造連成解析（大変形）、衝撃応答解析				
温度解析	定常/非定常熱伝導解析	輻射 / 解析自動化										



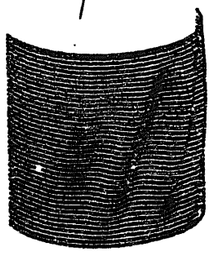
非弾性解析



溶接継手解析

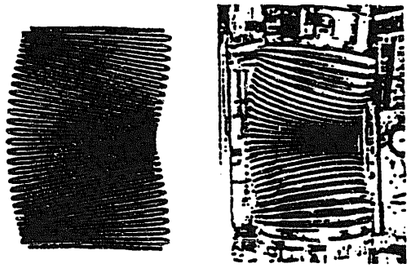


スロッシング解析



円筒殻せん断座屈解析

燃料集合体衝突振動解析

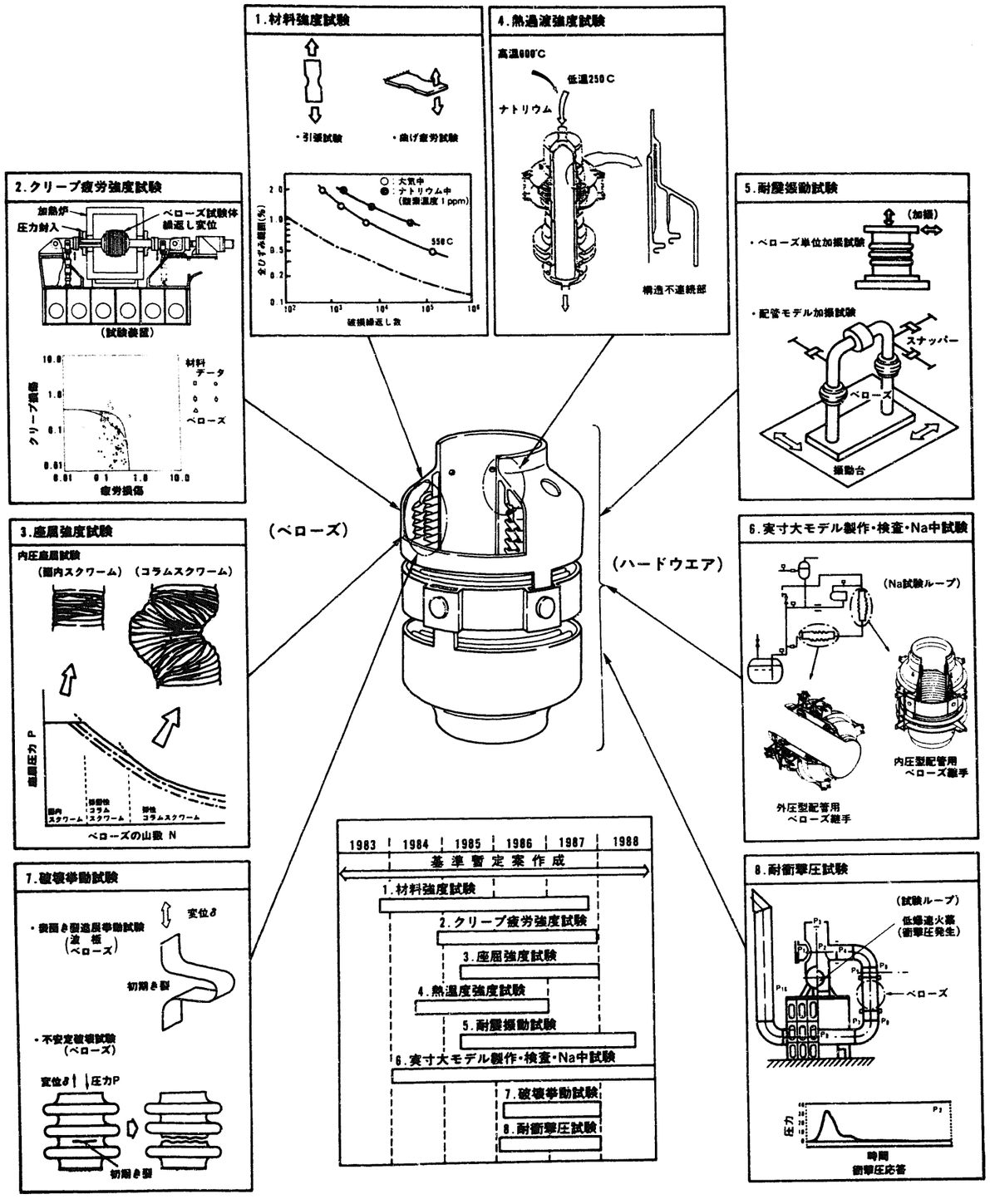


ベローズ内圧座屈解析

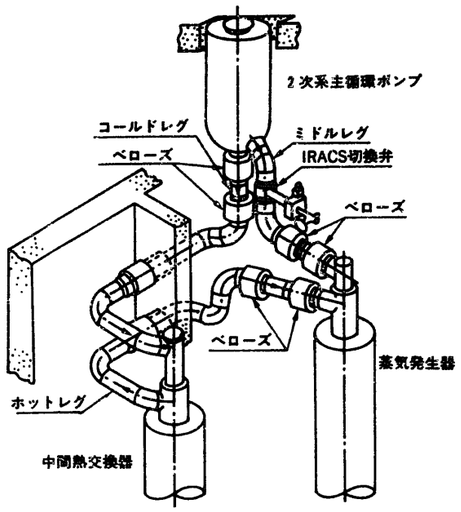
ＦＩＮＡＳ導入機関

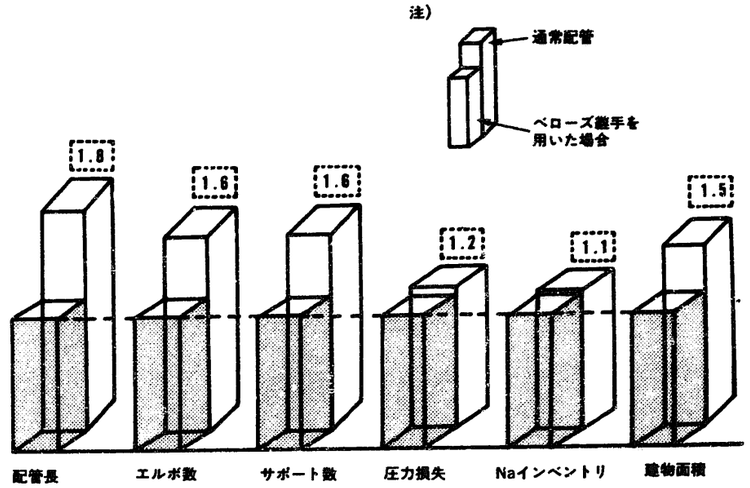
- 原子力機器製造メーカ　３社
- 計算サービス会社　２社
- 電力会社　１社
- 機器製造メーカ　１社
- 電子部品メーカ　２社
- 自動車メーカ　１社
- エンジニヤリング会社　１社
- 大学・国立機関　３機関

合計　１４社



IHXフローティングサポート方式2次系鳥瞰図





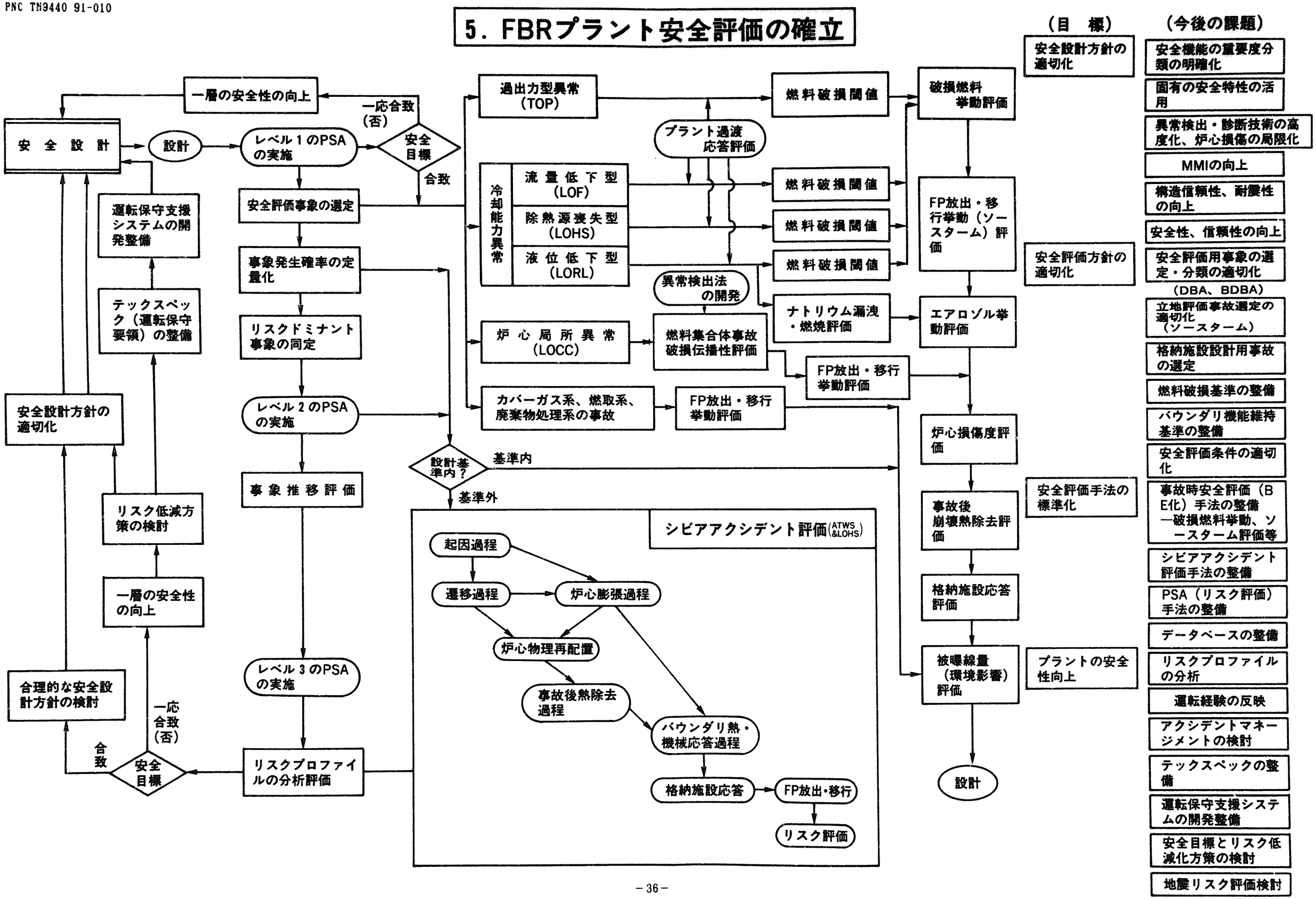
物量低減効果比較

2次系配管への適用設計例（通常配管引回しとの比較）

- FBR配管用ベローズ継手適用性の見通し
- 高速炉第1種配管用ベローズ継手の高温構造設計方針（案）
- 配管用ベローズ継手の製作・検査・保守基準（案）

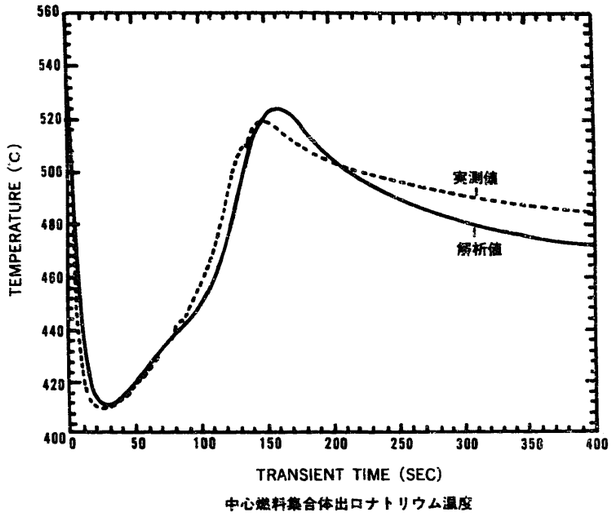
FBR配管用ベローズ継手に関する研究開発

5. FBRプラント安全評価の確立



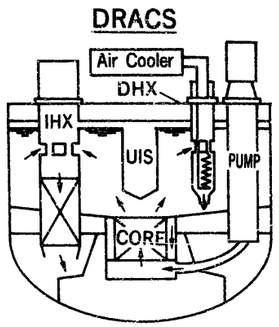
自然循環崩壊熱除去評価手法の開発

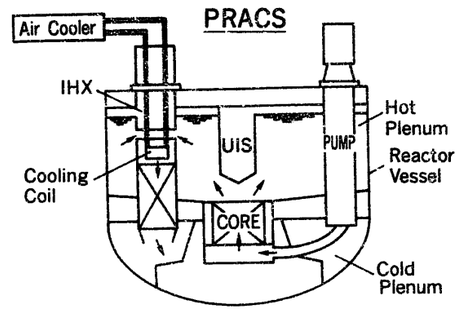
プラントシステム熱流動評価

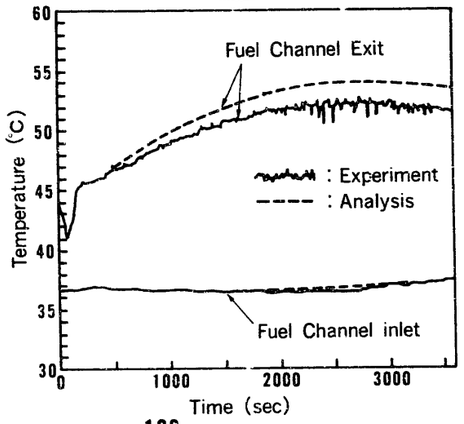


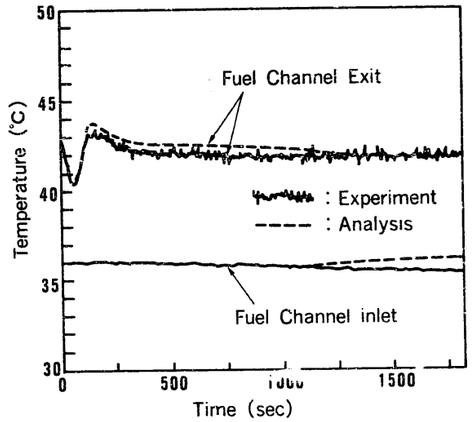
「常陽」実機自然循環試験解析結果（SSCコード）

炉容器内熱流動評価

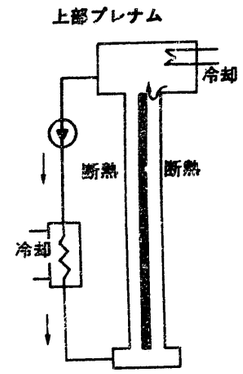




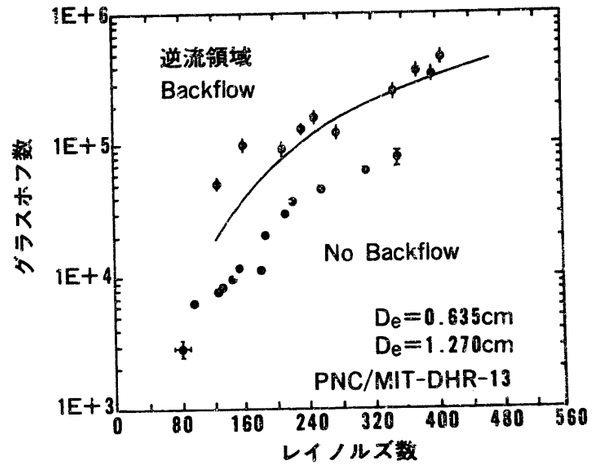




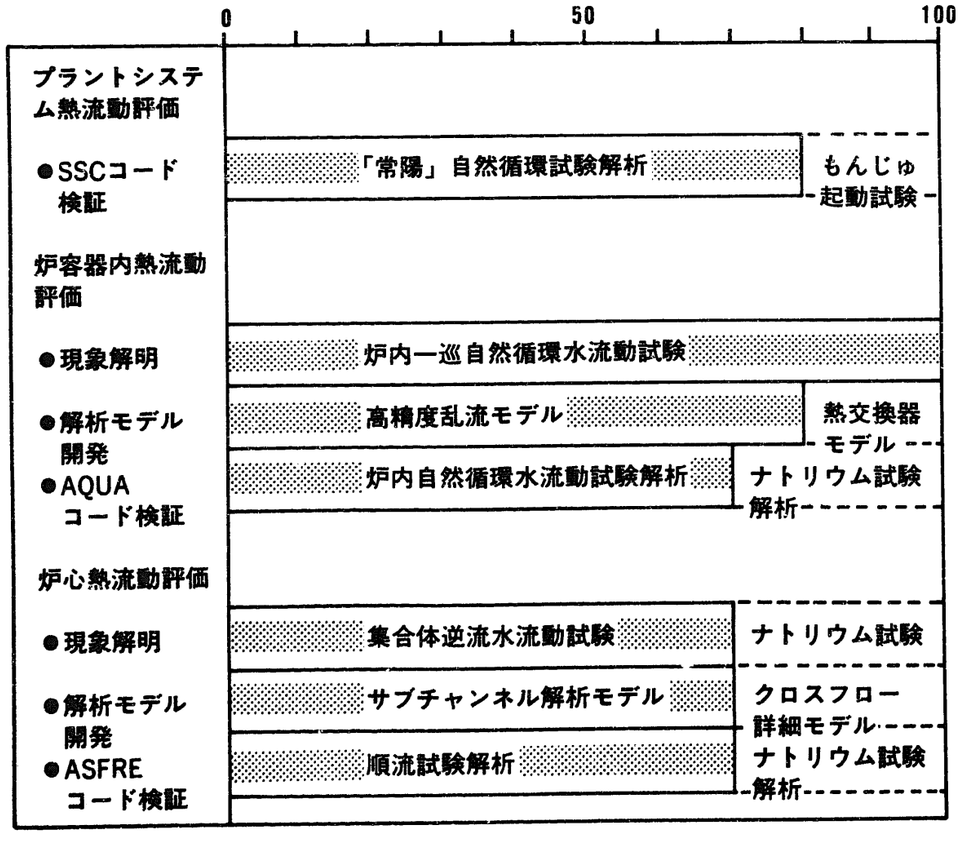
炉心熱流動評価



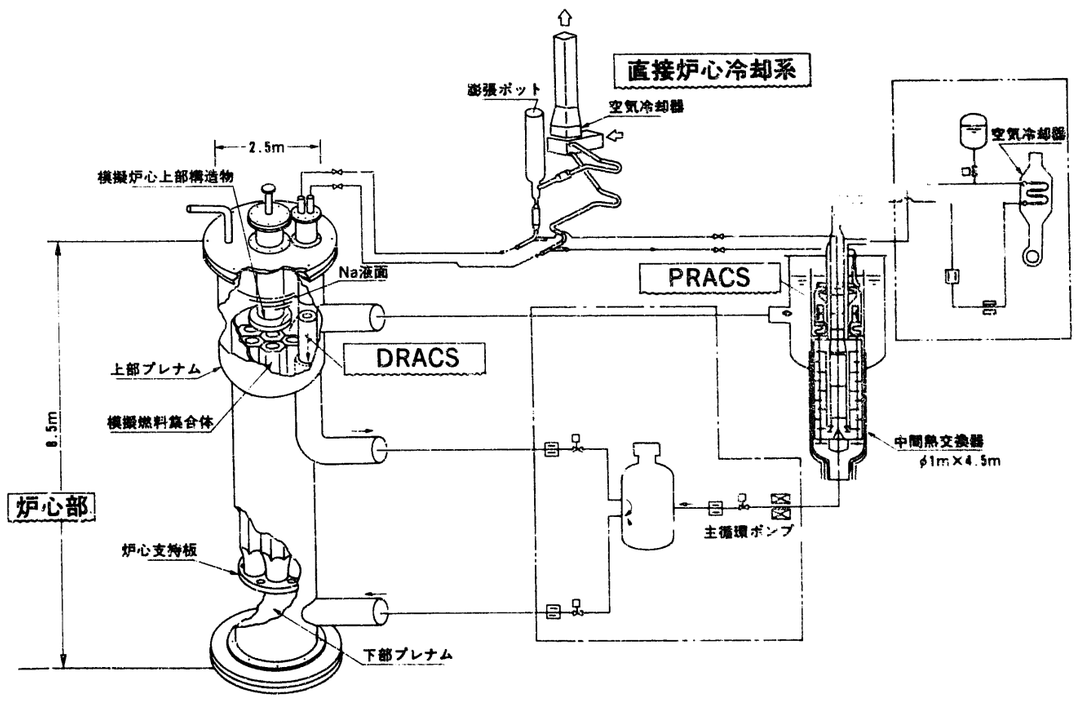
単一ピン二重円管　水



実証炉評価を目標とした達成度（%）

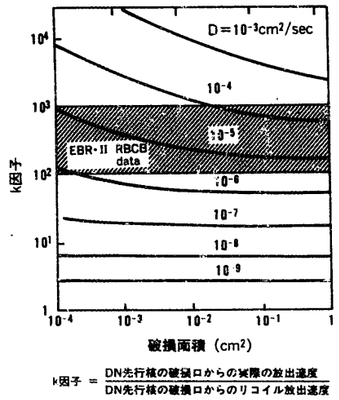
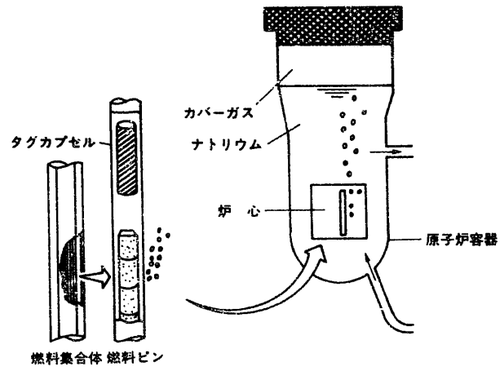
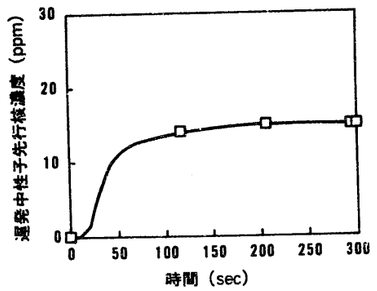
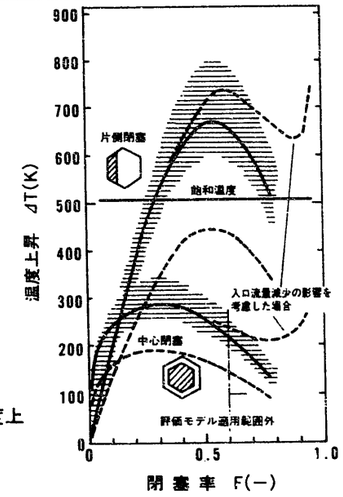
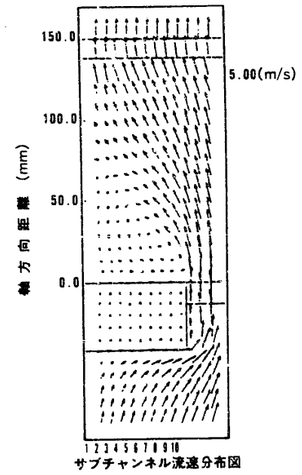
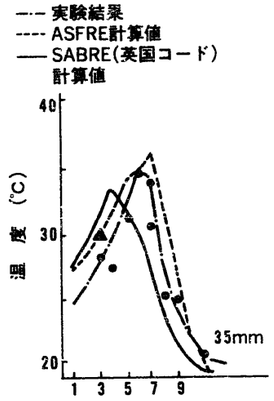
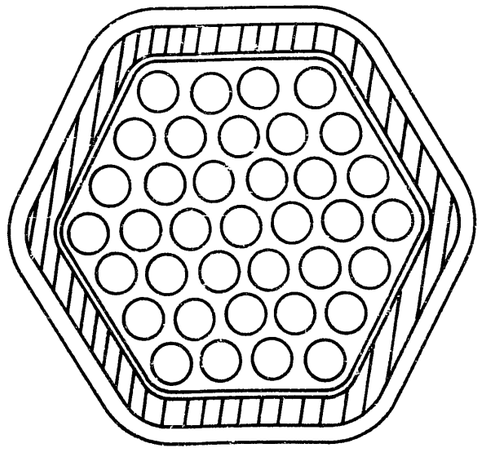
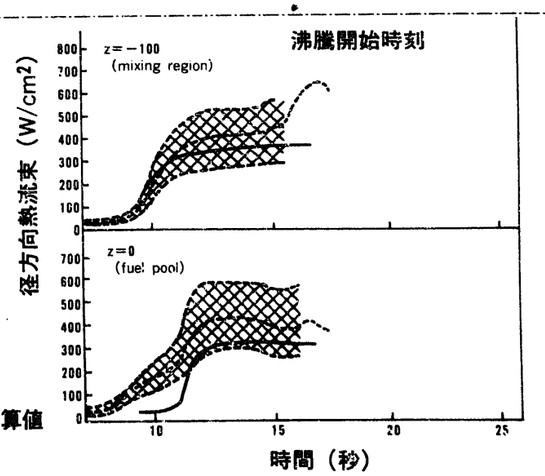


集合体逆流水流動試験結果



局所事故に関する研究

動力炉・核燃料開発事業団　1990.2

研究項目	
事故検出に関する研究 遅発中性子強度評価	・燃料から冷却材Naへの遅発中性子先行移行量評価 k-因子評価   破損燃料検出装置概念図  燃料ピン破損時の原子炉出口部濃度応答 ・炉容器内遅発中性子先行核輸送評価（上部プレナムでの希釈効果） 単相多次元熱流動解析コード　AQUA ＋ ・遅発中性子先行核の輸送過程中の崩壊評価
事象推移評価に関する研究 サブチャンネル閉塞等の冷却材温度変化の評価	平板閉塞時の冷却材温度変化の評価 炉外試験（動燃）からの評価式　F F＝f（燃料ピンサイズ，ピッチ）  「もんじゅ」条件での温度上昇評価（単相計算） 有孔質閉塞時の冷却材温度の評価 ASFRE-2pによる21%有孔質片側閉塞計算例 漏洩流　1% 主方向流速　5m／s  サブチャンネル流速分布図  温度分布図
集合体内局所異常の拡大限界の確認	Mo17C炉内試験（西独） 内部閉塞時の事象進展把握 SCARABEE炉内試験（仏） 集合体入口瞬時完全閉塞時の事象進展把握  ピン束崩壊過程把握のための試験（BE＋3）  実験値 MOPOS-TAC計算値 MOPOSによる集合体壁熱流束の計算値と実験値との比較

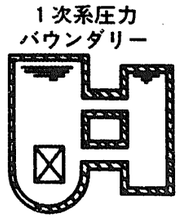
立地評価事故におけるソースタームの合理化
データベースの蓄積と解析モデルの開発

放射性物質(FP)の移行挙動モデルの開発

低減効果に関するデータベースの蓄積

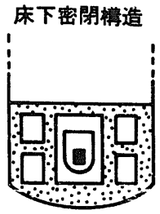
破損燃料からの放出挙動

冷却材中の移行挙動



冷却材からの気相への放出挙動

気相中の移行挙動



気相中の移行挙動

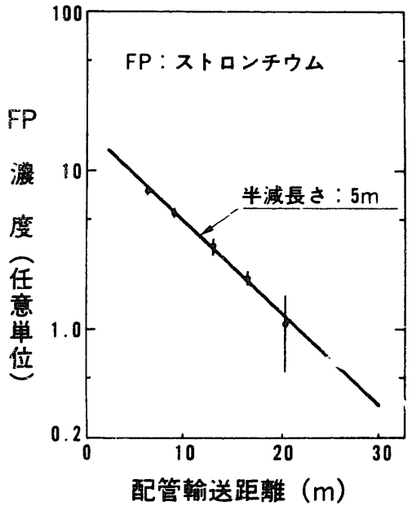
燃料、被覆管による放出抑制効果

配管等表面への沈着による濃度減衰効果

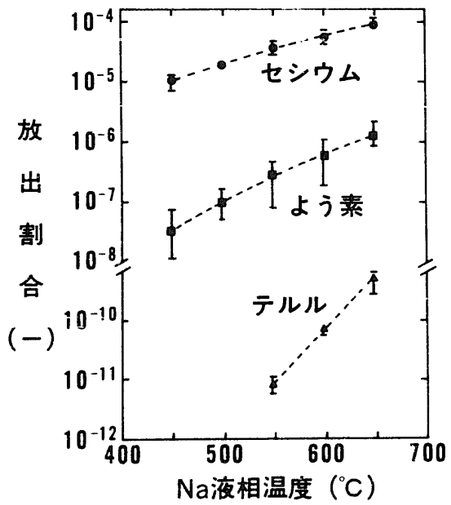
ナトリウムによる保持効果

混合エアロゾルによる沈降促進効果

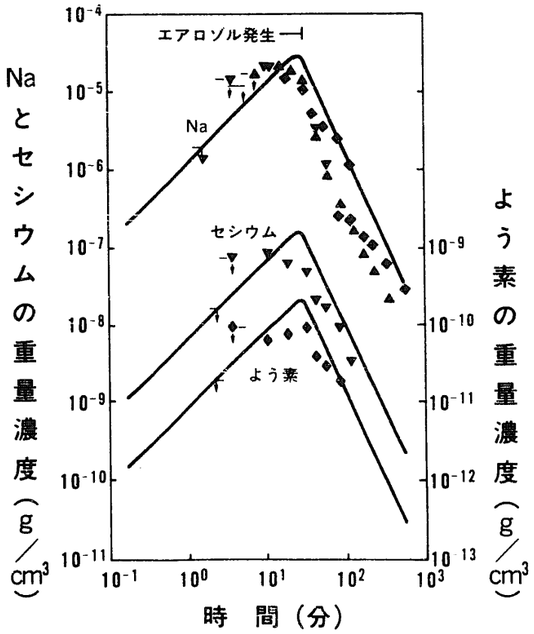
クレジットのとれる低減率					
・よう素	1/1.1	1/1.2	$1/10^3$	(ガス状よう素：0)	1/100
・不揮発性FP	1/100	1/10	$1/10^4$		



配管表面への沈着効果



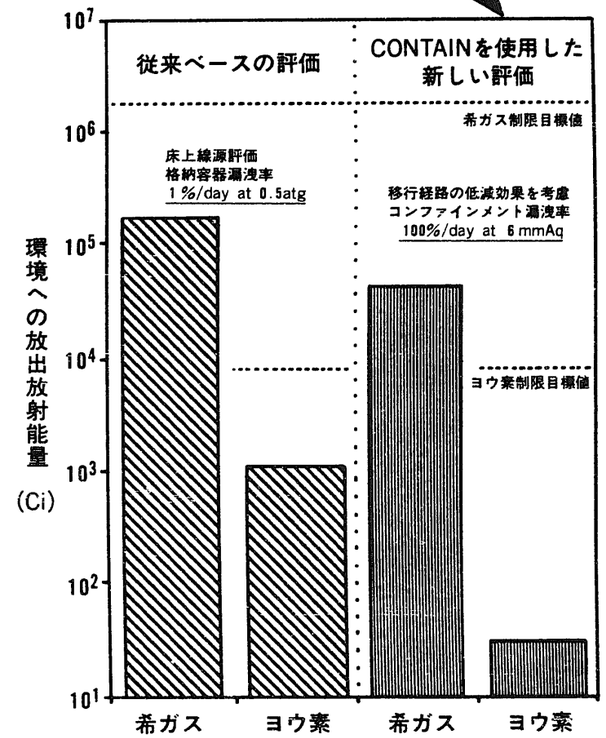
Na液面からカバーガスへのFP放出



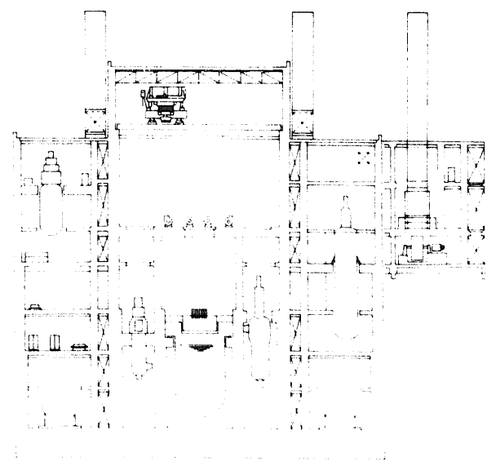
Naと揮発性FPの混合エアロゾルによる濃度減衰　（実験結果とABC−INTGコードの対比）

格納施設総合安全解析コード
CONTAIN

一次冷却材漏洩事故



放射性物質移行時の低減効果による格納施設設計条件の緩和評価例



低気密建屋一体型格納施設の成立

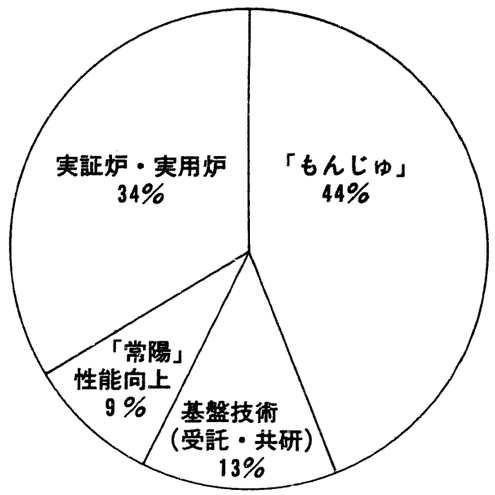
6. 高速実験炉「常陽」の運転実績と技術開発

運転実績（1991年7月31日現在）

積算運転時間	：	45,191 h
積算熱出力	：	3,628,292 MWh
原子炉起動回数	：	449 回
定期検査回数	：	8 回

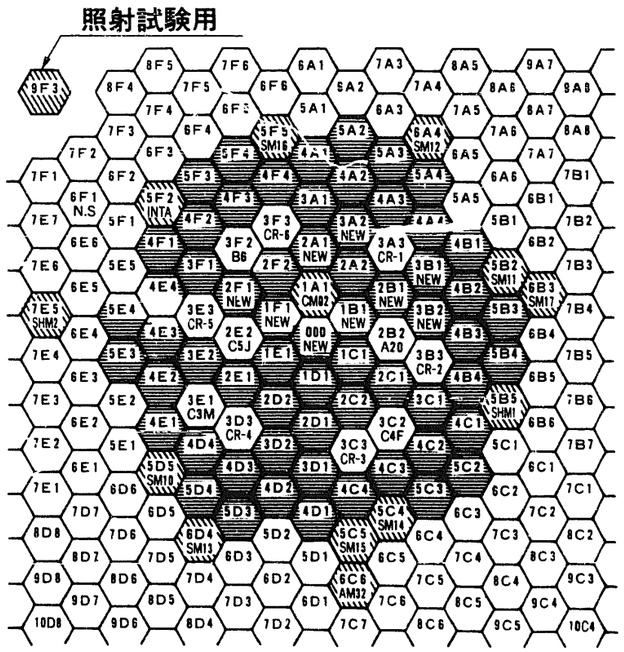
「常陽」における主な技術開発

- 照射試験
  - 燃料、材料の照射
  - 制御棒の照射
  - 照射施設としての性能向上
  - 燃料性能実証試験
- 運転・保守技術
  - 炉心管理技術
  - 運転・保守支援システム
  - 機器信頼性データシステム
  - 放射性腐食生成物挙動
- 炉　心、プラント特性
  - 炉心特性試験
  - プラント特性試験
  - 燃料破損検出システムの実証
  - FBR固有の安全特性試験
- 新技術の開発実証
  - 2次系削除システムの開発実証
  - 新型炉停止機構
  - 新燃料、新材料の照射



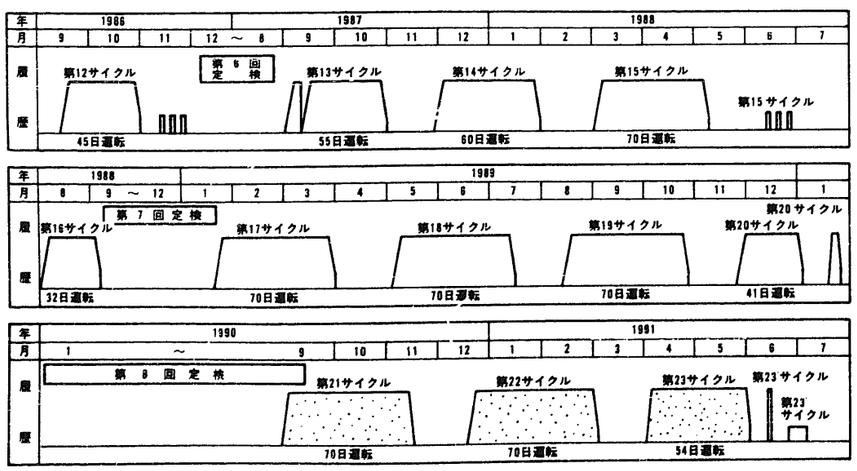
試料総数
燃料ピン　250本
材　　料　850個

「常陽」における燃料・材料照射試験

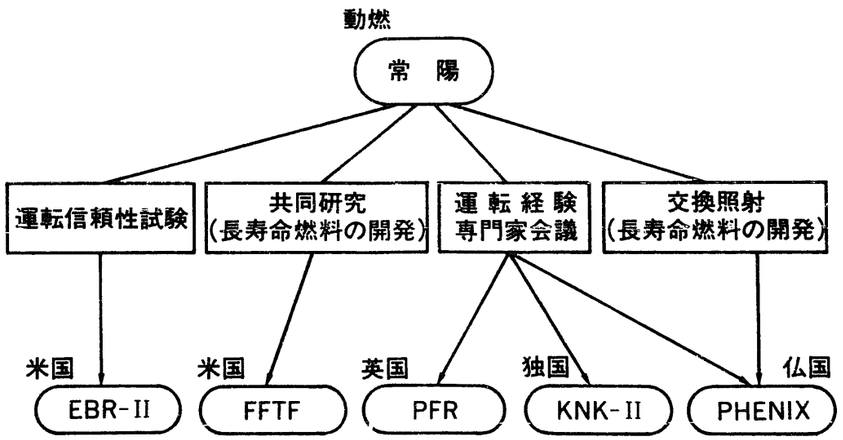


「常陽」運転サイクル日数の延長
（45日／サイクル→70日／サイクル）

ウラン濃縮度　：　12wt%　→18wt%
燃　焼　度　：　5万MWd/t→7.5万MWd/t
⬇
年間稼働率　：　約 25 %　向上



高速実験炉「常陽」運転履歴



海 外 炉 と の 協 力

7. 実用化のための研究開発課題と施設

開発課題	開発目標	使用施設	
		既設施設	新設施設
高性能燃料の開発	燃焼度 ２０万MWD/T 線出力 ４８０ W/cm	燃料研究開発施設 「常陽」 （FFTF, FBR-Ⅱ フェニックス）	「常陽」ＭＫ－Ⅲ ＦＭＦ増設 （「もんじゅ」）
高性能大型炉心の開発	均質，軸非均質炉心， 高燃焼度・長期サイクル 炉心	「常陽」 （ＦＣＡ） （ZPPR, ﾏｽﾙｶ炉 TSF）	（「もんじゅ」）
プラントの高温化	原子炉出口温度 ５５０℃	材料研究開発施設 構造研究開発施設 熱流動研究開発施設 「常陽」 （ JMTR, FFTF ）	
配管・機器の合理化高信頼化	冷却系配管系の簡素化 主要構成機器の合理化	機器研究開発施設 材料研究開発施設 構造研究開発施設 熱流動研究開発施設	「常陽」ＭＫ－Ⅲ
合理的格納施設の開発	低耐圧建家一体型格納施設	安全性研究開発施設	高速炉安全性試験炉
免震構造の開発	床応答低減 機器免震 建家免震	構造研究開発施設	
２次系削除システムの開発	２重管ＳＧの開発 安全設計論理の構築	安全性研究開発施設 機器研究開発施設 熱流動研究開発施設	「常陽」ＭＫ－Ⅲ
高信頼性崩壊熱除去系の開発	自然循環除熱系の確立	熱流動研究開発施設	
運転保守技術の高度化	ＣＰの抑制，除去技術の開発 被曝の低減 運転保守支援システムの開発	機器研究開発施設 「常陽」	「常陽」ＭＫ－Ⅲ （「もんじゅ」）
合理的な安全論理の構築	固有安全性、パシッブセーフティを取り入れた合理的な安全論理の構築	安全性研究開発施設 機器研究開発施設 熱流動研究開発施設 （CABRI SCARABEE）	高速炉安全性試験炉 「常陽」ＭＫ－Ⅲ （「もんじゅ」）

注）（　）内は大洗工学センター外施設

常陽ＭＫ－Ⅲ計画

1. 照射性能の向上
   ［高性能炉心燃料の開発のスピードアップ等］

2. 新技術の実証
   ［自己作動方式制御棒駆動機構等］

3. 新概念システムの実証
   ［２次系削除システムの実証等］

ＦＢＲ安全性試験炉の計画（ＳＥＲＡＰＨ計画）

1. 燃料ピン破損しきい値の決定
   ［安全裕度を確認し、合理的設計に反映等］

2. 局所事故の検出性実証
   ［早期検出等］

3. シビアアクシデント終息性の評価
   ［ＡＴＷＳシビアアクシデント等］

4. ソースタームに係わるＦ．Ｐ．挙動の解明
   ［Ｆ．Ｐ．の放出挙動等］