

高速増殖炉研究開発成果報告会

(講演要旨及びスライド集)

昭和 59 年 12 月



動力炉・核燃料開発事業団

目 次

- | | |
|-------------------------|---------|
| 1 . ナトリウム用機器構造設計法の現状 | 岡 林 邦 夫 |
| 2 . 高速炉安全評価手法の進展 | 渡 辺 章 |
| 3 . 大型炉心核設計上の課題 | 白 方 敬 章 |
| 4 . 燃料開発—照射実績の反映 | 甲 野 啓 一 |
| 5 . 高速実験炉「常陽」の運転成果と将来展望 | 松 野 義 明 |
| 6 . 研究開発の今後の方向 | 望 月 恵 一 |

1. ナトリウム用機器構造設計法の現状

- 熱応力対策を中心に -

高速増殖炉開発本部機器材料ブロック主幹

岡 林 邦 夫

ナトリウム用機器の構造設計法を確立するために、大洗工学センターの高速炉機器開発部を中心に研究開発を行っている。ナトリウム用機器の構造設計のポイントは、「熱応力設計と耐震設計の調和」ということができる。これを達成するために、高温構造設計基準の整備、機器構造設計技術の整備など色々な分野で研究開発を行っている。今回は、その中から熱応力対策を中心に機器構造設計の考え方と関連する研究開発を紹介する。

熱応力には定常熱応力と過渡熱応力がある。定常熱応力は、液体ナトリウムの自由液面部や機器支持部のYピースの部分に見られる。過渡熱応力としては、プラント起動・停止に伴う $^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ オーダの熱過渡による応力と原子炉トリップなどに伴う $^{\circ}\text{C}/\text{sec}$ オーダの熱過渡による応力が見られる。

これらの熱応力が過大にならないようにするために、プラント全体としての熱過渡を緩和するための系統設計上の配慮を払うと共に、容器の壁厚や保温、断熱の最適化を計るなど機器構造設計上の工夫を施している。これらの設計技術は試験研究によって裏付けられている。機器構造設計に当たって、熱応力対策は耐震性を確保するた

めに機器に所要の剛性を与えることとの調和を計りながら進めている。

「もんじゅ」プロジェクトを目標として、開発して来たナトリウム用機器の構造設計法は今後、高速増殖炉を実用化する上で重要な技術的基盤になるものと信じている。

2. 高速炉安全評価手法の進展

- 原型炉から何を学ぶか？ -

高速増殖炉開発本部安全工学ブロック主幹

渡 辺 章

高速炉安全研究の目的は、異常の発生に際し、事象がどのように進展するか、結果はどのようになるかを、論理的・定量的に予測し、事故防止・拡大抑制及び影響緩和の手段を提示することにある。

本報告会では、大洗工学センター高速炉安全工学部を中心として実施してきた高速炉の安全研究の現状を報告する。

まず、高速炉の安全上の特徴につき、経緯を含め解説した後、現在実施中の安全研究を、事故防止、炉心損傷制限、原子炉1次系の健全性、格納健全性及び放射線被曝低減、PRA総合に分けて紹介する。

次いで、最近の研究開発の成果の内から、(1)COMMIXを用いた多次元熱流動解析コードの改良、(2)SABENAを用いたナトリウム沸騰、ドライアウト挙動解析コードの開発、(3)耐衝撃試験・解析による炉容器健全性評価、(4)SIMMINRを用いた機械放出エネルギー低減効果、(5)エアロゾル挙動解析コードの開発等に関するトピックスを紹介する。

炉心損傷に関する研究は、その発生頻度は極めて低いが、仮りに起きたとすれば結果が重大となる可能性があることから、従来から

各国共精力的に研究を進めてきている。動燃に於いても、これに関して、安全性試験と対応させつつ、数多くの大型解析コードを開発し、適宜「常陽」、「もんじゅ」の安全評価に使用してきたが、その現状についても概説する。

又、安全研究は極めて多岐に亘っており、これを効率的に推進し、実用化に資する為には、総合的な安全評価が重要となってくる。このような観点から、動燃では近年データベースを整備し、確率論的評価（PRA）手法を用いた安全性に関する総合評価に着手した。報告会では、この内から「もんじゅPRA計画」と、米国エネルギー省と共同で実施する「信頼度データベースCREDO/FREEDOM計画」について概説する。

3. 大型炉心核設計上の課題

高速増殖炉開発本部炉物理グループ主幹

白方敬章

高速増殖炉の実用化のために炉心の分野でなすべきことは、プラント費建設費低減に寄与する炉心、及び燃料サイクル低減につながる炉心を開発することである。そのために炉心のコンパクト化及び長寿命化が要求されている。

原型炉級及び実証炉級の炉心設計は均質炉心概念が世界的に主流であったが、最近日本では軸非均質炉心概念が出力分布平坦化、高速中性子フルエンス低減、地震時の挿入反応度低減などの観点から見直され、評価されている。

大型炉心核設計のための研究開発として、ジュピター計画と呼ばれている大型炉心模擬臨界実験が日米共同研究として昭和53年以降実施されて来た。電気出力70～90万kw級均質炉心及び65万kw級径非均質炉心を模擬したジュピターⅠおよびⅡ計画の結果、均質及び非均質炉心の特性把握、均質炉心核設計誤差を約半分に低減、径非均質炉心の径方向出力分布の敏感性確認、空間分布予測の系統的ずれを指摘、などの成果を得た。

大型炉心核設計のための研究開発の今後の課題は以下の3つに整理される。課題1は、大型炉心の核設計精度を向上することである。これは、炉心の大型化に伴い、一定の設計誤差が物量に与えるイン

パクトが増大するからである。現状の核設計誤差を約半分に低減する必要がある。課題2は燃焼度特性把握と高燃焼度炉心を設計することである。FBRが実用化されるためには高燃焼度化が必要であり、これまで実績のない燃焼の分野の研究開発を進める必要がある。課題3は新炉心概念の特性把握である。軸非均質炉心、非対称パフエ型炉心、回字型炉心、中性子束平坦型炉心、等の新概念の特性を把握することは、これら新概念の成立性評価のためだけでなく、従来の均質炉心概念の利害得失を明らかにするためにも必要である。

4. 燃料開発 - 照射実績の反映

大洗工学センター燃料材料試験部技術解析室長

甲 野 啓 一

動燃事業団における高速増殖炉燃料の開発を、照射実績の反映という面から、原子炉の各開発段階について報告する。

- (1) 現在稼働中の実験炉「常陽」については、本年10月までに装荷された約2万4千本の国産燃料棒に1本の破損もなく、燃料の健全性を確認し燃料設計の妥当性を立証した。

また、国内各社と共同開発した国産燃料被覆管材料の性能が外国材よりも照射によるふくれ（スエリング）が少なく、すぐれていることを立証するなど、多くの貴重な成果が得られた。

- (2) 現在建設中の原型炉「もんじゅ」については、国産技術により製作した同炉仕様の燃料の試料を、主として海外炉で照射試験し、必要な高燃焼度および高中性子束の厳しい条件に耐える性能を確認して、同炉の燃料設計および安全審査に必要な知見が得られた。

また、燃料製造施設はすでに建物が完成し、内装機器据付の段階に入っている。

(3) 現在概念設計中の大型炉の燃料については，高性能とともに経済性が要求されるので，動燃がこれまでに蓄積した照射実績を活用して合理的な燃料設計を行うべく努力中である。

(4) 燃料開発において重要な課題は，高中性子照射量に耐える燃料被覆管材料など炉心材料の開発である。

この要求は「もんじゅ」から大型炉へと進展するに従いさらに一段と厳しくなるので，高ニッケル合金など将来の材料を国内外各機関の協力を得て開発を進めている。

(5) 燃料開発に関する国際協力として，欧米各国と契約を結んで各種の海外炉照射試験を実施しており，その中でも出力急上昇時の燃料の信頼性試験等の，原子炉の運転条件と関連させた共同研究を米国と協力して行うなど，燃料挙動解析や燃料設計手法の開発に結びつく照射試験を実施している。

(6) 今後の課題として，長寿命，高出力，短尺化などの高性能燃料を開発して，燃料費の削減，炉建設費の低減を図るなど，経済性の追求が必要である。

5. 高速実験炉「常陽」の運転成果と将来展望

大洗工学センター高速実験炉部長

松野 義明

高速実験炉「常陽」は昭和52年の初臨界以来、増殖用(MARK - I)炉心で57年1月まで運転し、予定されていたすべての試験を完了した。57年中は増殖用炉心から照射用(MARK - II)炉心への移行作業についやし、58年からはMARK - II炉心、熱出力10万キロワットで運転している。

今まで「常陽」の運転成果という表題で、原子力学会、講演会などいろいろの場を借りて報告する機会を得て来たが、多くの場合純技術的な成果を報告してきた。

その内容は小冊子「高速増殖炉研究開発の現状」にまとめられている通りである。

今回は、少し見方を変えて、これらの技術的成果から得られた経済効果と、こんな試験に成功すればこんな経済効果が期待できるであろうと言った展望についても述べる。すなわち、プラントの性能試験実績、運転実績、保守実績、照射実績から得られた知見に基づいて、安全性を十分に確保しながら運転費、保守費の低減化への努力をするとともに、将来炉の建設費低減化への提言を行い、FBR発電コスト低減化の可能性を具体的に探究しようというものである。

「常陽」のプラントは多数の系統設備から構成されている。

原子炉系については(1)工学的安全係数の実測による合理化，(2)燃料検査基準の合理化，(3)燃料熱設計基準の合理化，(4)ドライバー燃料の高燃焼度化など経済効果と関係の深い項目は枚挙にいとまがない。

例えば，上記項目のうち，(1)については設計時のマージンと綿密な実測値による比較から工学的安全係数を約5%切り詰めることができ，これを電気出力百万キロワットクラスの実用炉に置き直して考えると，年間約251億円の運転費低減に相当することになる。項目(2)につきも実績に基づく合理化から燃料集合体1体当たり約160万円の製造費低減が可能となる。

プラントを構成するその他の系統についても上記の例のような分析合理化が可能であり，プラントコスト低減化に関する設計段階での考察にあたっては，「常陽」のような着実な運転実績を積んでいる高速炉から得られた「知見」を有効に反映されることが重要である。

したがって，将来FBRを経済ベースに乗せるためにも，「常陽」の継続運転は今後とも極めて重要な役割を果たすものとなる。

6. 研究開発の今後の方向 — 実用化への追求

理事

望 月 恵 一

F B R の研究開発は、昭和42年以來17年間にわたって、動燃事業団を中核として、原研、大学、電力会社、メーカー等の官学民の協力による自主開発を基本とするナショナルプロジェクトとして実施されてきた。

最初に建設された実験炉は、技術的に未経験なものが多かったため、ナトリウム機器等について徹底的な確性試験をしつつ設計・製作する方法がとられた。その結果、実験炉「常陽」は素晴らしい運転実績を上げ、諸外国からも高く評価され、わが国のF B R関係者に多くの技術的経験と自信を与えた。

その次に建設する原型炉「もんじゅ」については、安全クライテリアの確立や規格基準の整備に本格的に取り組み、長年にわたって広範囲の研究開発を実施するとともに、その成果の体系化に力が注がれてきた。

「もんじゅ」は福井県敦賀市に建設し、昭和65年度末の臨界を目指している。このため、F B Rの研究開発は、今後の「もんじゅ」の設計及び工事認可、及び合理的な運転保守計画の確立のためのデータを得ることに主要な努力が集中されている。

一方、来たるべきF B Rの実用化、商業化時代の到来までに、残

された大きな問題は「経済性」等であるとされている。

私共は、今後とも関係各位の協力を得て、まず「もんじゅ」を順調に建設・運転し、再び日本のFBR技術の確かさを実証してゆきたいと考えている。

そして、そのために払ってきた努力と経験を通じて、FBRの実用化に到るまでの新しい課題の解決に対しても、国内及び諸外国の関係機関と協力しつつ、積極的な貢献をしてゆきたいと考えている。

ナトリウム用機器構造設計法の現状

—— 熱応力対策を中心に ——

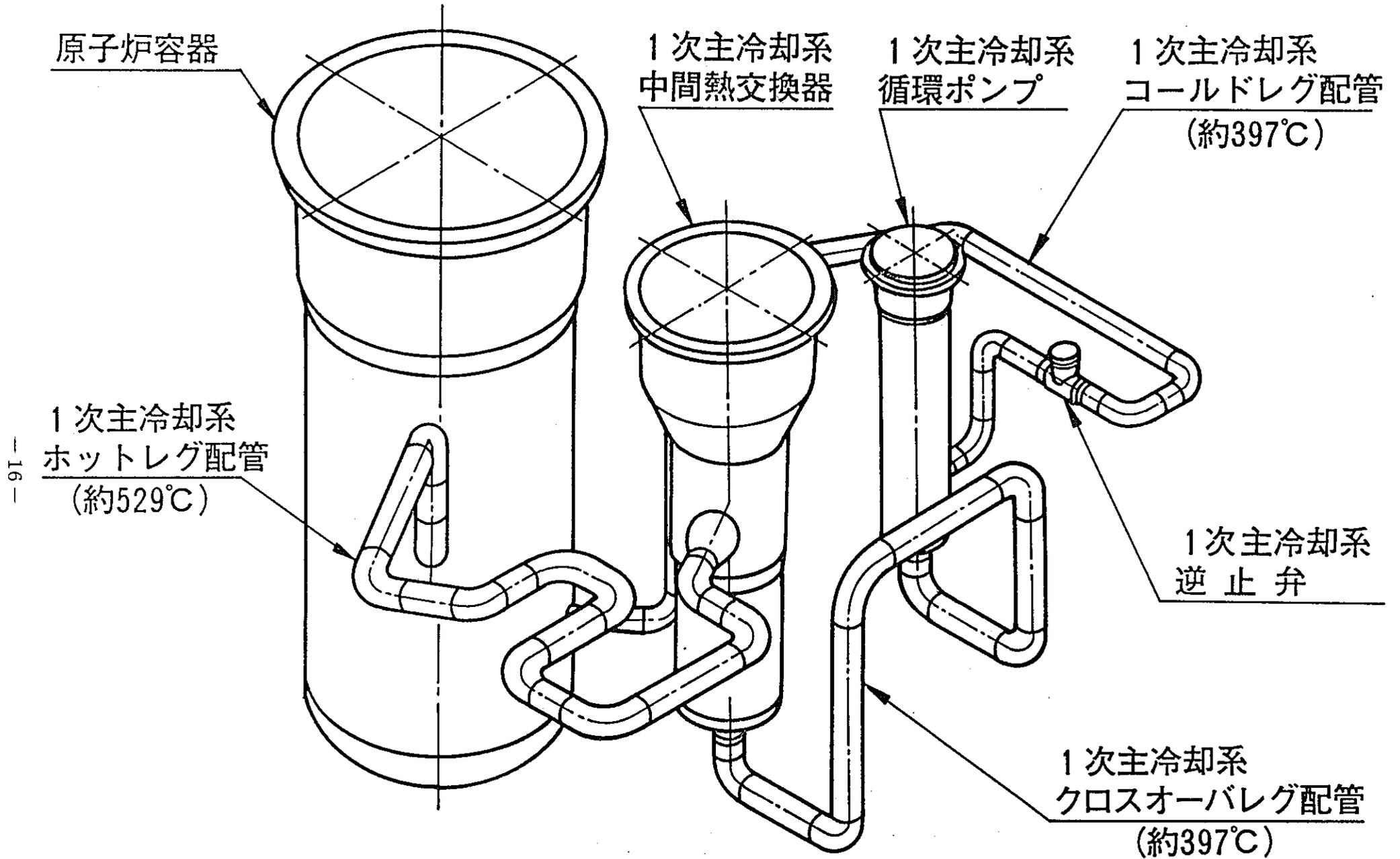
岡 林 邦 夫

高速増殖炉研究開発成果報告会

ナトリウム用機器構造設計法の現状

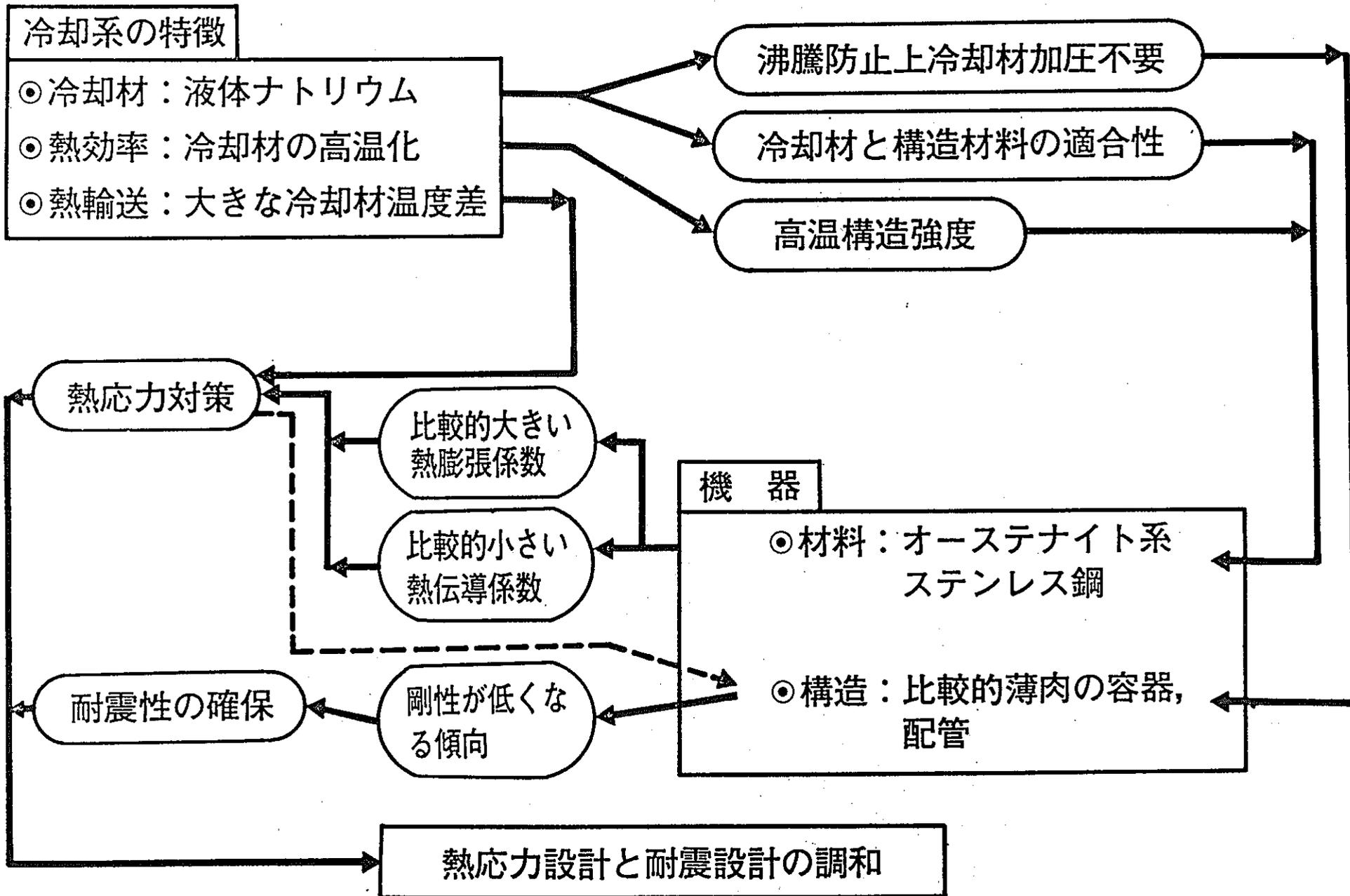
昭和59年12月6日

動力炉・核燃料開発事業団 高速増殖炉開発本部
機器材料ブロック主幹 岡 林 邦 夫



「もんじゅ」の1次主冷却系設備の概要(3ループ)

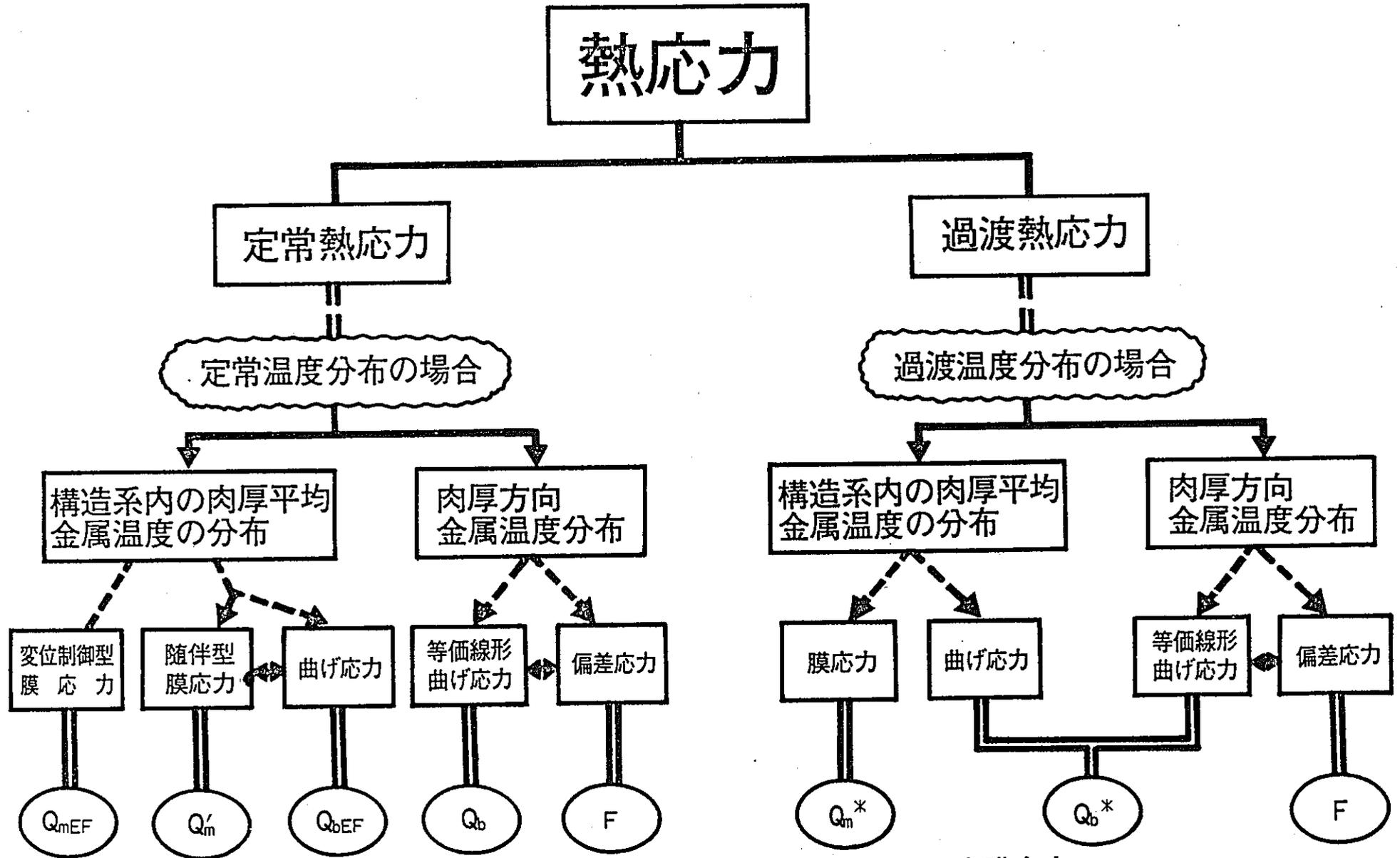
FBR機器の構造設計の特徴



FBR機器の円筒殻としての特性

炉型	機器	外径 D (mm)	肉厚 t (mm)	円筒殻としての特性 (R:半径mm 外径による)	
				\sqrt{Rt} (mm)	R / t
F B R	原子炉容器 (胴部)	約 7,100	約 50	約 420	約 71
	1次主冷却系 中間熱交換器 (胴部)	約 3,000	約 30	約 210	約 50
	1次主冷却系 循環ポンプ (外ケーシング)	約 1,800	約 40	約 190	約 23
	1次主冷却系 ホットレグ配管	約 810	約 11	約 67	約 37
	1次主冷却系 コールドレグ配管	約 610	約 9.5 (約14.3)	約 54 (約 66)	約 32 (約 21)
B W R (110万KWe)	原子炉圧力容器 (胴部)	約 6,700	約 160	約 730	約 21
	再循環ループ主配管	約 610	約 30	約 96	約 10

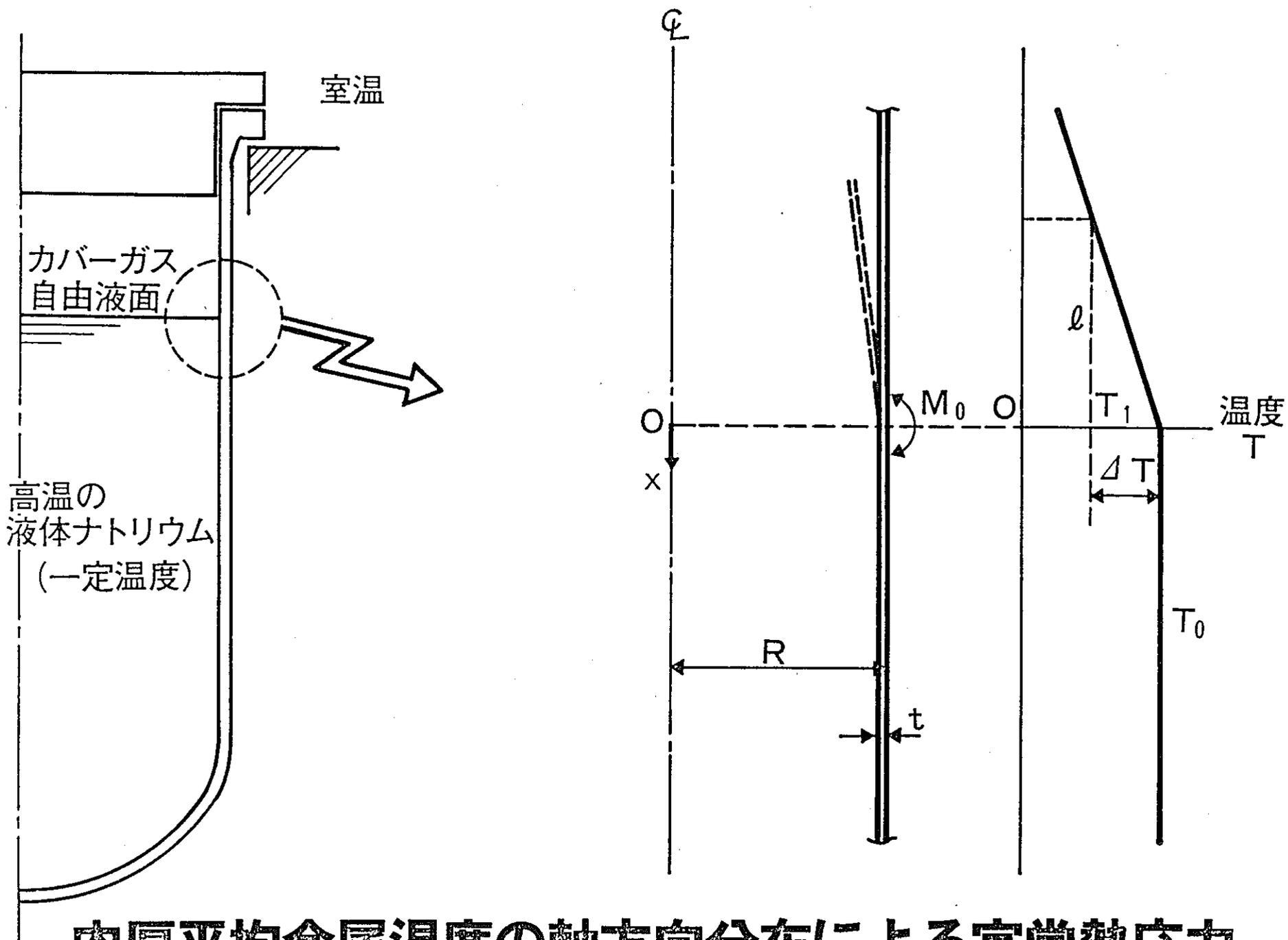
熱応力



Q'_m : 弾性追従を考慮すべき 2 次曲げ応力に随伴する 2 次膜応力

Q_{EF} : 弾性追従を考慮すべき 2 次応力

Q : 弾性追従を考慮する必要のない 2 次応力



肉厚平均金属温度の軸方向分布による定常熱応力

2次曲げ応力 Q_{bEF}

- 点Oにおける角変位の不連続 \Longrightarrow 熱応力（不連続応力）の発生
- 弾性応力解析：半径方向変位 $w(x)$ の微分方程式

$$\frac{d^4 w}{dx^4} + 4\beta^4 w = 0, \quad \beta = \frac{\sqrt[4]{3(1-\nu^2)}}{\sqrt{Rt}} \quad (1)$$

- 軸方向曲げ応力 $Q_{bEF} = \pm\sigma_0$ ，これに随伴する周方向膜応力 $Q_{m'} = -0.55\sigma_0$

$$\sigma_0 = 0.35\sqrt{Rt} \cdot \frac{E\alpha\Delta T}{l} \quad (\nu = 0.3) \quad (2)$$

- 2次曲げ応力 Q_{bEF} に対応する2次曲げひずみ ε_{bEF} は，曲率分布が点O近傍に集中することにより増大する可能性がある。 $\Longrightarrow Q_{bEF}$ は弾性追従を考慮すべき2次応力
- 弾性追従ひずみ ε_{bEF} の評価： $\varepsilon_{bEF} = q \cdot \varepsilon_{bo}$ (3)

ε_{bo} ：弾性解析により算定したひずみ

q ：曲げひずみ増倍係数(⇒「高温構造設計方針」)

計算例

$$\sigma_0 = 0.35 \sqrt{Rt} \cdot \frac{E \alpha \Delta T}{\ell}$$

○ $\sqrt{Rt} = 420$ (mm) 原子炉容器

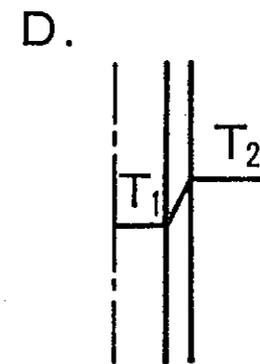
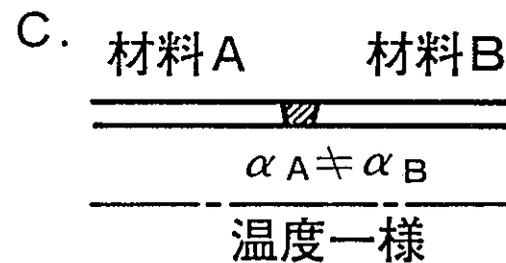
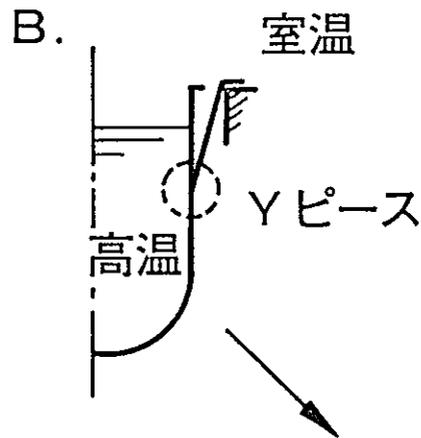
○ $\Delta T / \ell = 200$ ($^{\circ}\text{C} / \text{m}$) = 0.2 ($^{\circ}\text{C} / \text{mm}$) (仮定)

○ $E \alpha \approx 0.33$ ($\text{kg} / \text{mm}^2 / ^{\circ}\text{C}$) SUS304, 500°C
($E = 16200 \text{ kg} / \text{mm}^2$, $\alpha_A = 20.28 \times 10^{-6} / ^{\circ}\text{C}$)

$$\sigma_0 \approx 10 \text{ kg} / \text{mm}^2$$

定常熱応力の例

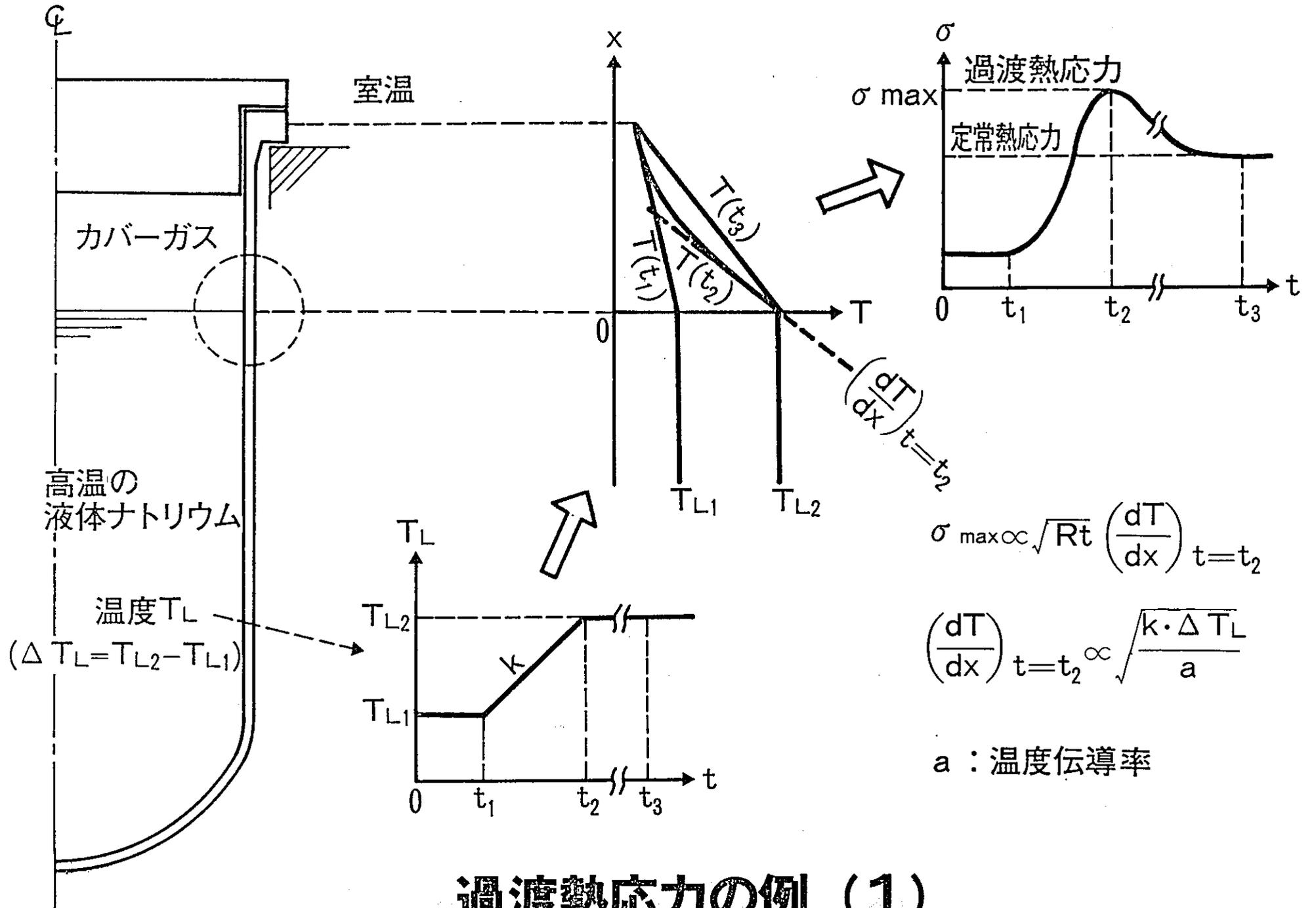
- A. 容器の冷却材自由液面における軸方向温度分布による熱応力
- B. 容器支持部（Yピース）の温度差による熱応力
- C. 管の異材継手部の熱膨張係数差による熱応力
- D. 伝熱管の肉厚内外面温度差による熱応力



\sqrt{Rt} 型不連続応力

過渡熱応力の把え方

- プラント起動・停止に伴う $^{\circ}\text{C} / \text{hr}$ オーダーの熱過渡による応力
- 原子炉トリップ等に伴う $^{\circ}\text{C} / \text{sec}$ オーダーの熱過渡による応力



過渡熱応力の例 (1)

°C/hrオーダの熱過渡——例(1)

- 例(1)における過渡熱応力 σ_{\max} を前述の定常熱応力 σ_0 の α 倍とする：

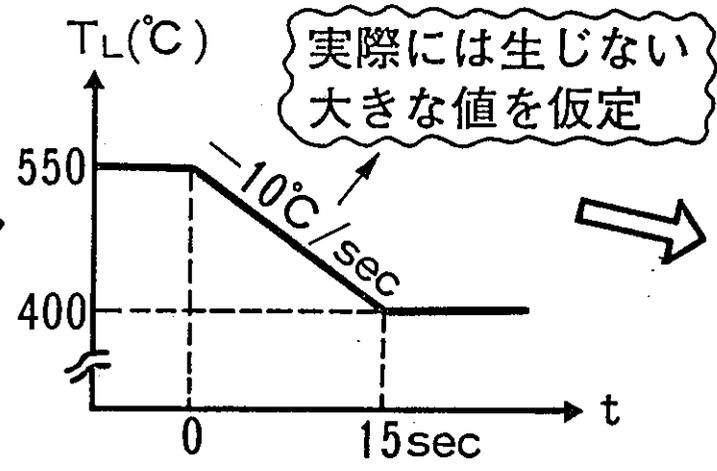
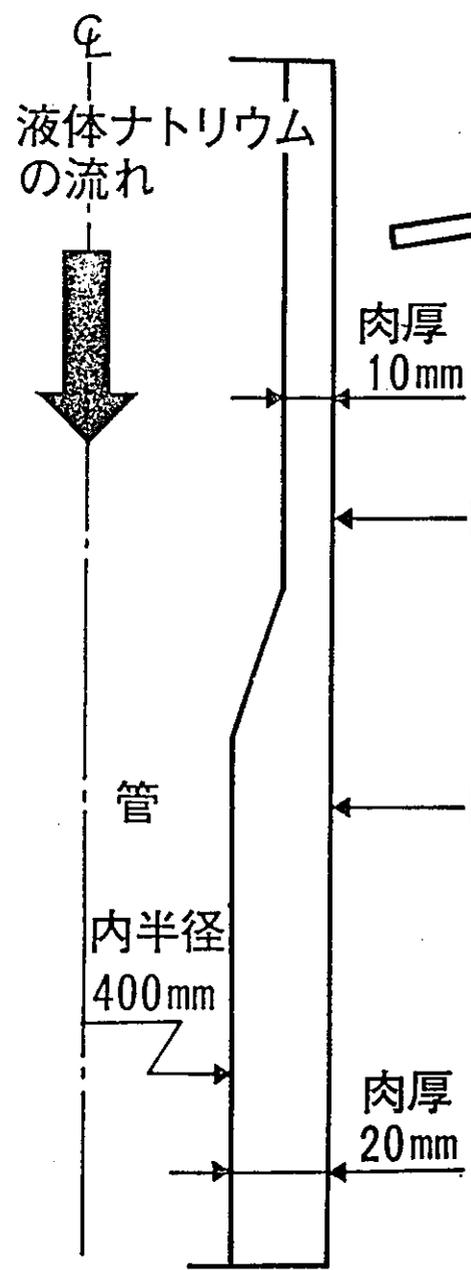
$$\sigma_{\max} : \sigma_0 = \sqrt{\frac{k \Delta T_L}{a}} : \frac{\Delta T}{\ell} \implies k = \alpha^2 \left(\frac{\Delta T}{\ell} \right)^2 \frac{a}{\Delta T_L}$$

- 定常状態において、 $\Delta T = 400 \sim 450^\circ\text{C}$ 、 $\ell = 2 \text{ m}$ 程度として、 $\Delta T / \ell = 200^\circ\text{C} / \text{m}$ とする。また、 $T_{L1} = 200^\circ\text{C}$ 、 $T_{L2} = 500^\circ\text{C}$ として、 $\Delta T_L = 300^\circ\text{C}$ とする。

- オーステナイト系ステンレス鋼を考え、温度伝導率 $a = 0.016 \text{ m}^2 / \text{hr}$ とすると、式(1)から：

$$k \approx 2 \alpha^2 (\text{°C} / \text{hr})$$

- $\alpha = 2$ として、 $k \approx 8^\circ\text{C} / \text{hr}$ 。ただし、この計算では過渡状態の軸方向温度勾配を過大評価している。
- それにしても、°C/hrオーダの熱過渡が過渡熱応力に影響することが分かる。

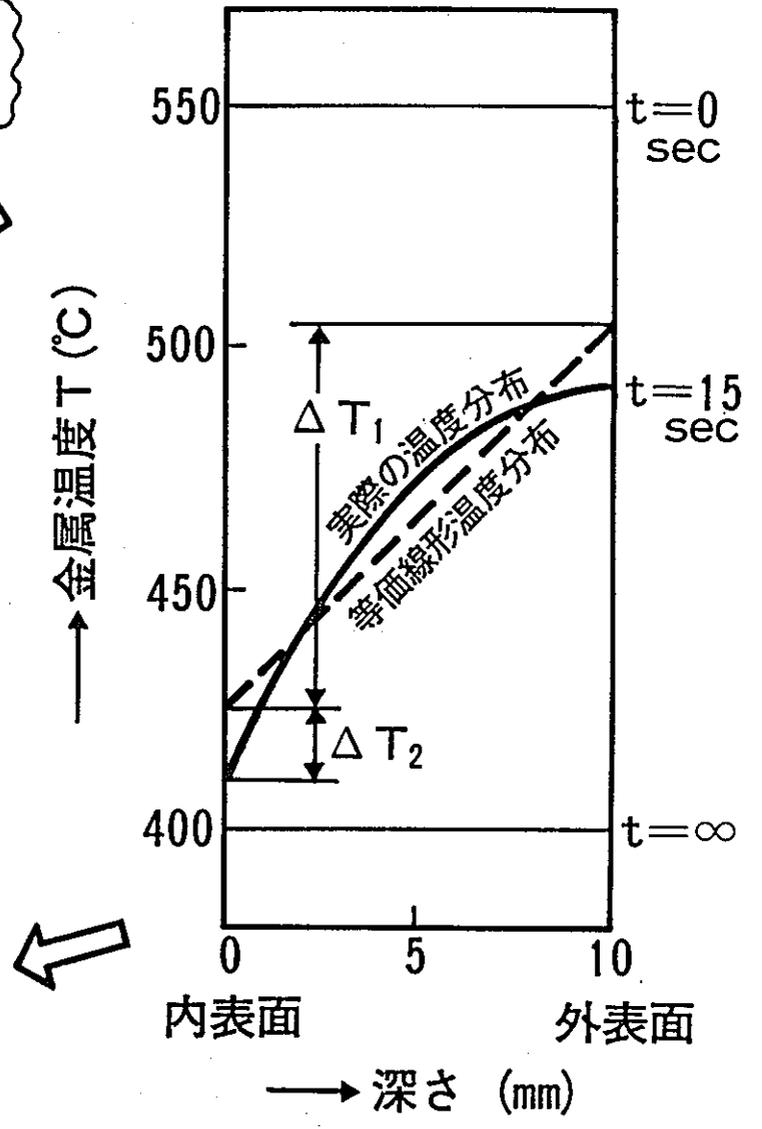


2次曲げ応力 Q_b :

$$\frac{E\alpha |\Delta T_1|}{2(1-\nu)}$$

ピーク応力 F :

$$\frac{E\alpha |\Delta T_2|}{1-\nu}$$



断面Aの金属温度の分布

過渡熱応力の例 (2)

ΔT_{1A} : 断面Aの ΔT_1

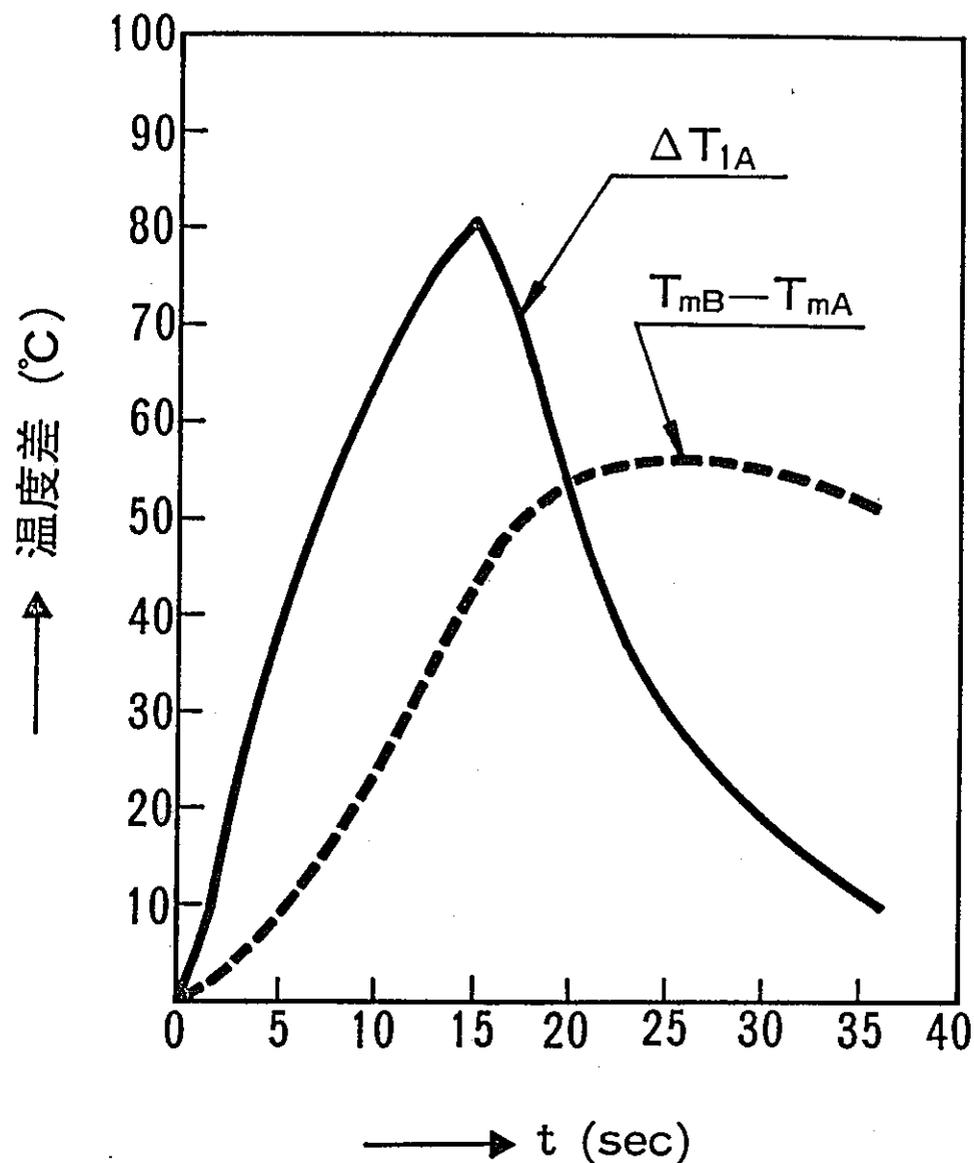
T_{mA}, T_{mB} : 断面A, Bにおける
肉厚平均温度

$\Delta T_1 \rightarrow$ ひずみ制御型の2次応力

$|T_{mA} - T_{mB}| \rightarrow \sqrt{Rt_A}, \sqrt{Rt_B}$

に依存する不連続応力としての
2次応力 (周方向膜応力を伴う。)

- ◎ $^{\circ}\text{C}/\text{sec}$ オーダの熱過渡が緩やかになると、 $|T_{mA} - T_{mB}|$ 型の熱応力が目立ってくる。



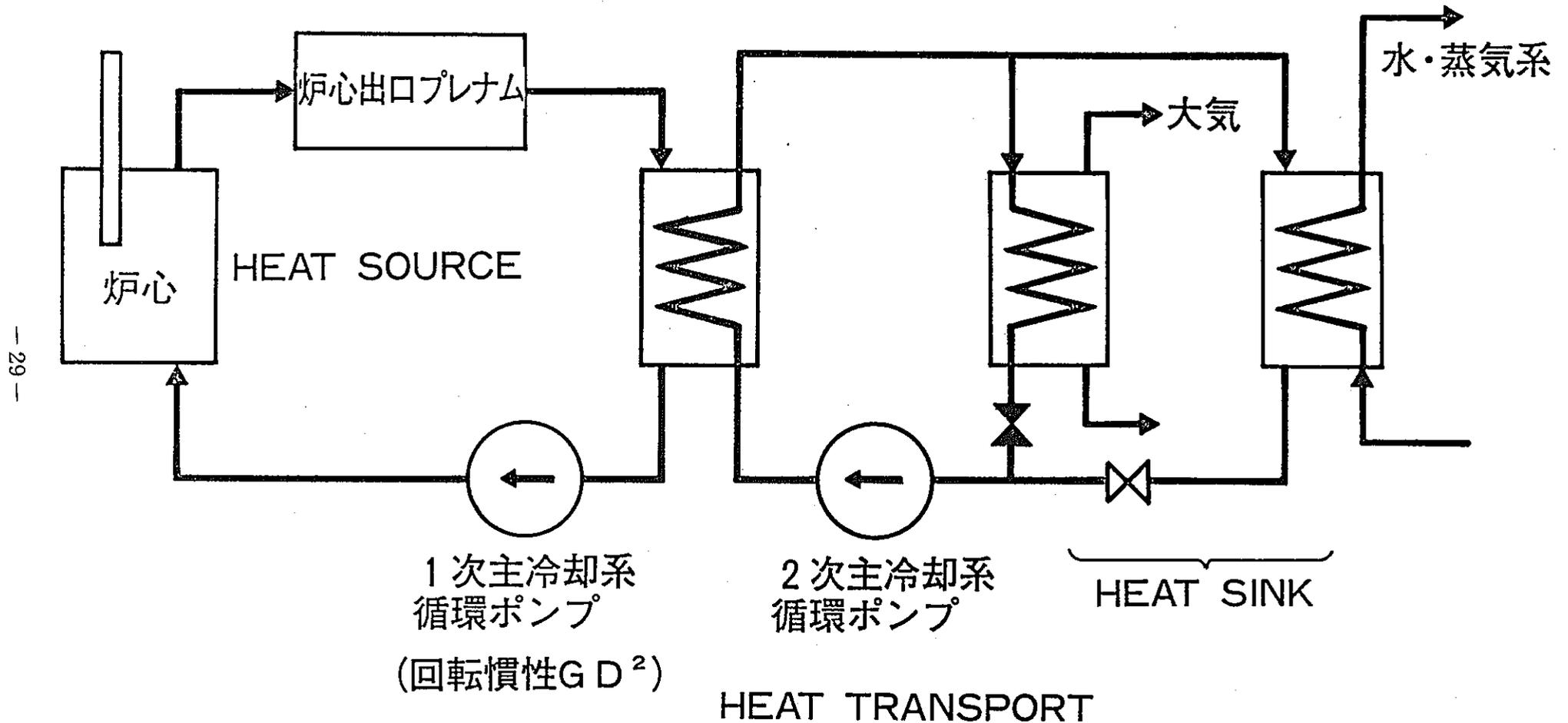
$^{\circ}\text{C}/\text{sec}$ オーダの熱過渡——例(2)

原子炉出力制御
原子炉トリップ

中間熱交換器
(IHX)

補助冷却設備
(ACS)

蒸気発生器
(SG)



FBRプラントの冷却系—プラント熱過渡の主要な因子

プラント熱過渡緩和対策

——機器構造設計からのフィード・バック——

- 原子炉出力制御：プラント起動・停止時の冷却材温度変化率の制限 ($^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ オーダー)
- 主冷却系循環ポンプ：原子炉トリップ \leftrightarrow ポンプトリップ（1次 \leftrightarrow 2次）
1次ポンプGD² —— 炉心冷却のための下限に対して、 $^{\circ}\text{C}/\text{sec}$ オーダの熱過渡緩和のため上限を考慮。
- 炉心出口プレナム：熱過渡緩和 ($^{\circ}\text{C}/\text{sec}$ オーダ \sim $^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ オーダ) のため、十分な冷却材混合容積を確保。
- HEAT SINK：原子炉トリップ時、熱過渡緩和のため、SG除熱からACS除熱に切替。

熱応力設計と耐震設計の調和

○ 堅形円筒容器：上部フランジ支持，下部振れ止め支持

○ 地震時，円筒胴全体としての曲げ振動による圧縮応力側の座屈の防止が重要

←○ 耐震上，肉厚を増すことの効果

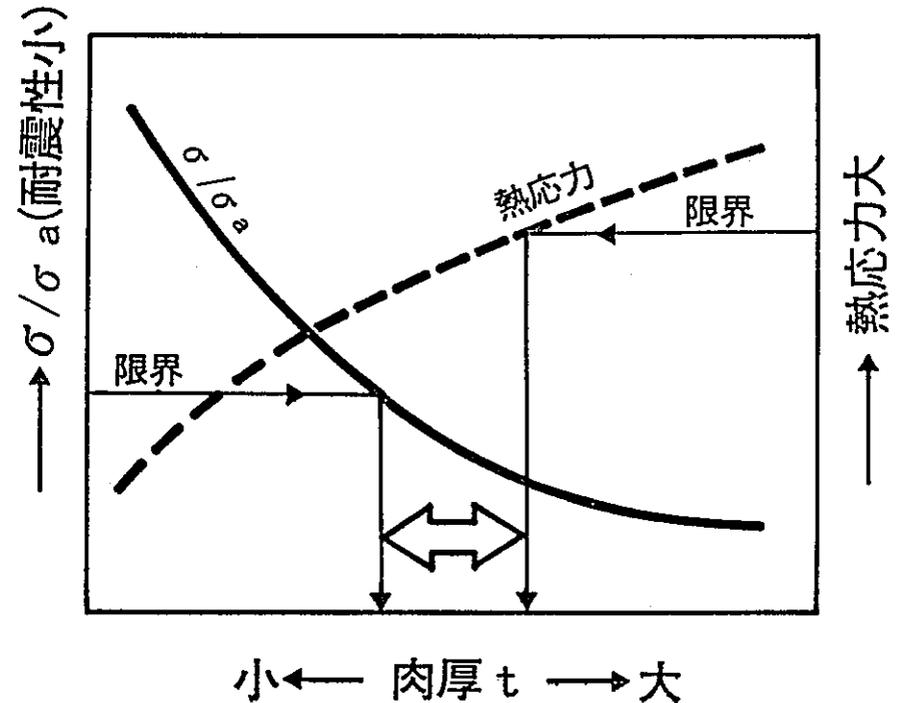
(1) 固有振動数の増大による，応答加速度（荷重M）の低下。

(2) 断面係数 $Z = \pi R^2 t$ の増加による，発生圧縮応力 $\sigma = M/Z$ の低下。

(3) R/t の減少による，座屈防止上の許容圧縮応力 σ_a の上昇。

←○ 肉厚を増すと，熱応力は増加する。

→◎ 肉厚の最適化

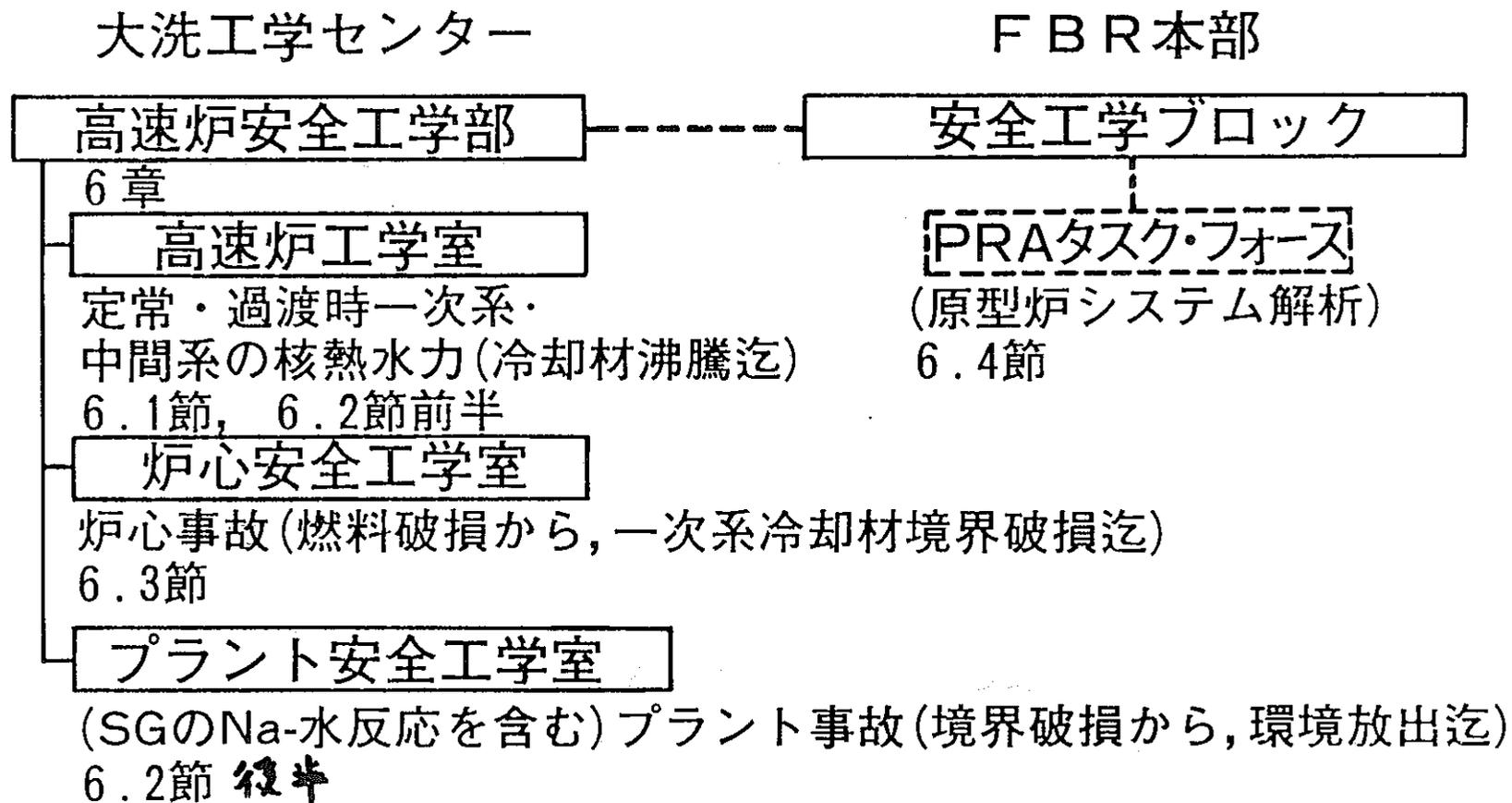


高速炉安全評価手法の進展

—— 原型炉から何を学ぶか ——

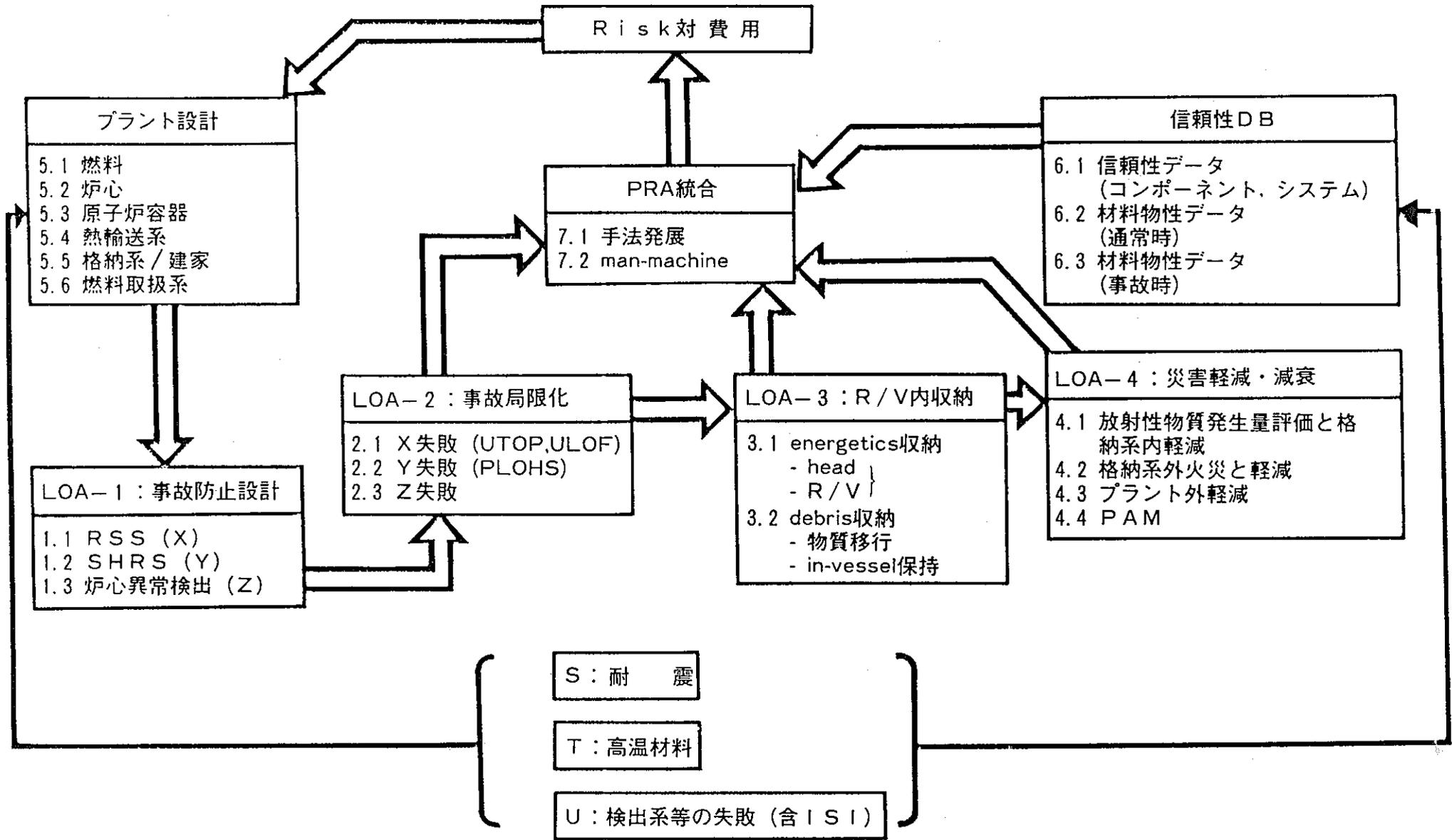
渡 辺 章

高速炉安全工学部組織図 (1982. 04. 01～現在)

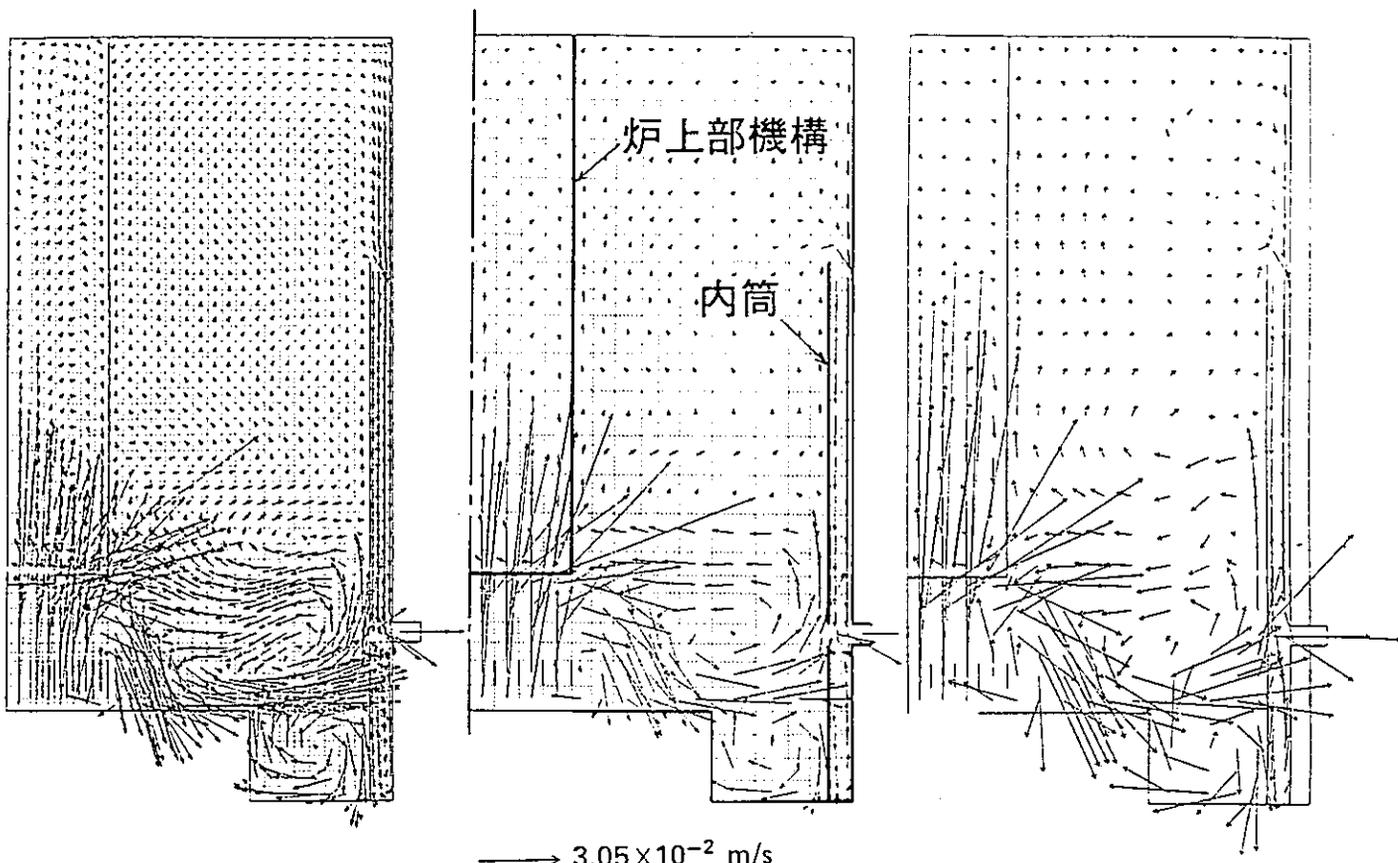


安全性の過去の問題点

- 遅発中性子割合が小
 - 即発中性子寿命が短
 - Na過熱度が大
 - Doppler効果
 - MFCI[※]によるenergy転換率
- (※溶融燃料冷却材熱的相互作用)



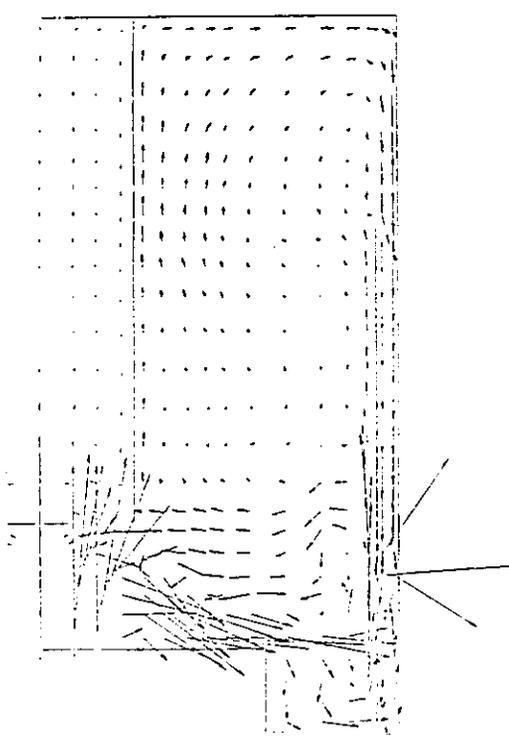
LOA分類



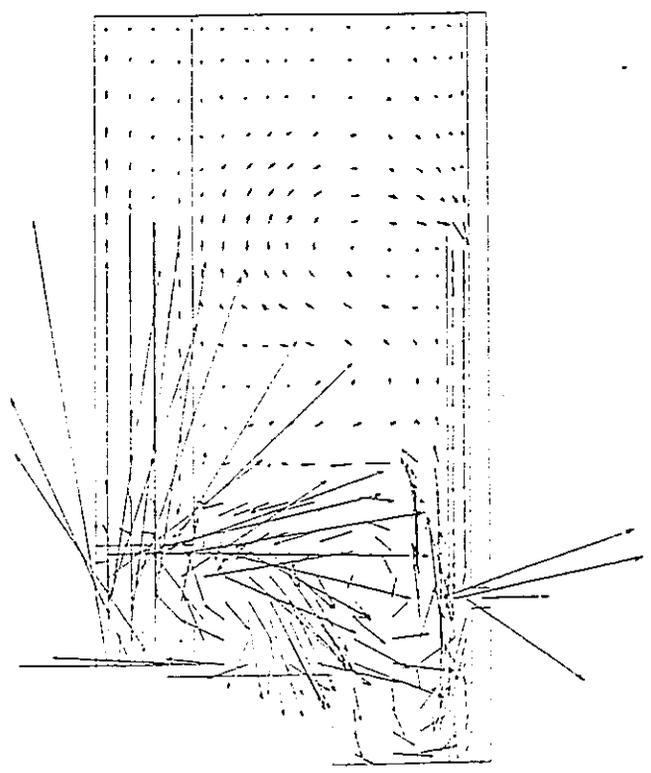
COMMIX-1A

COMMIX-1A

SKORT-II

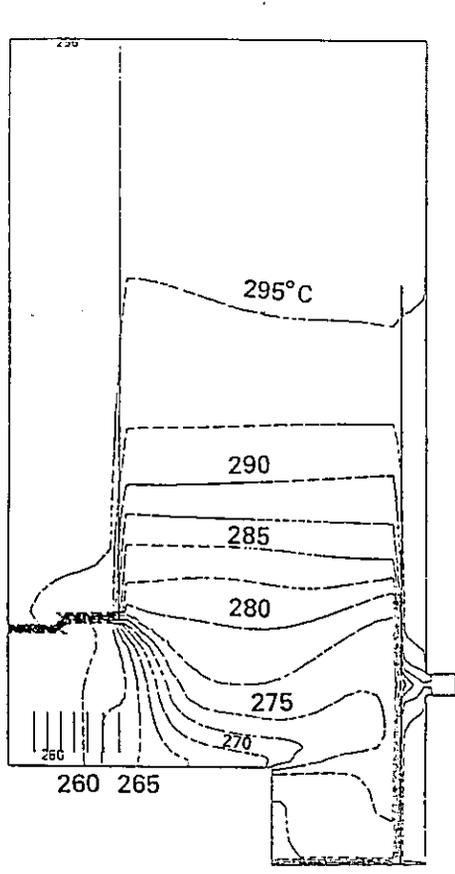


THAUPR-III

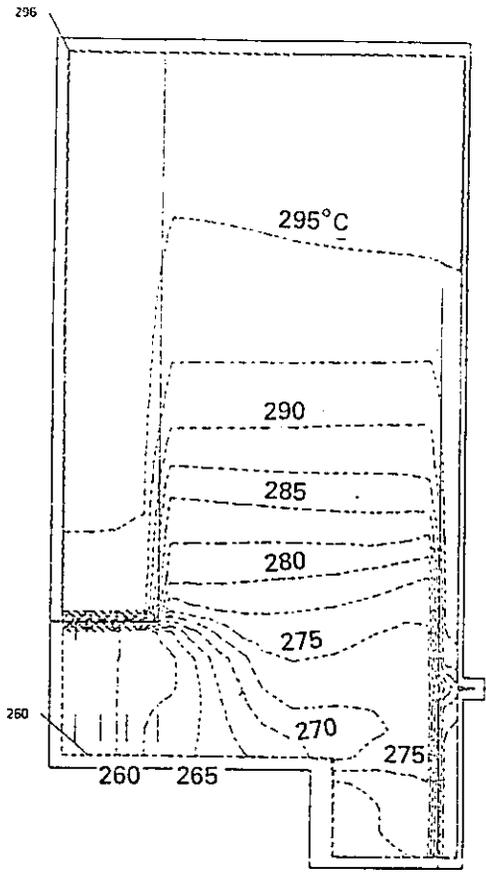


THERVIS-II

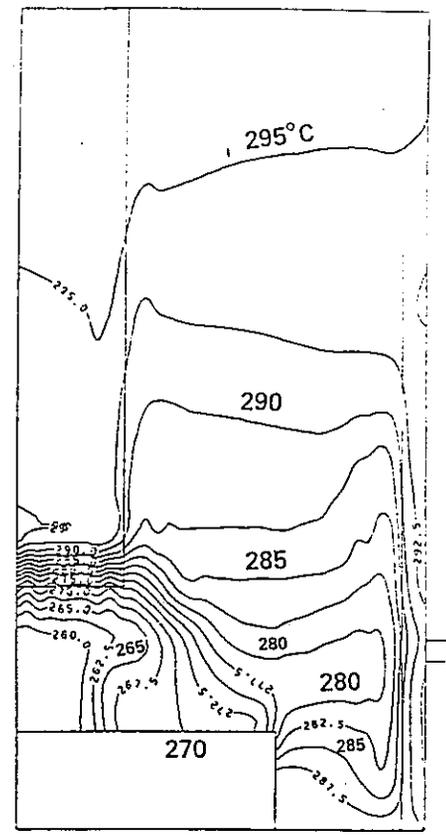
Analytical Results of Flow Pattern at $t=100 \text{ sec}$
(1/10 Scale Model)



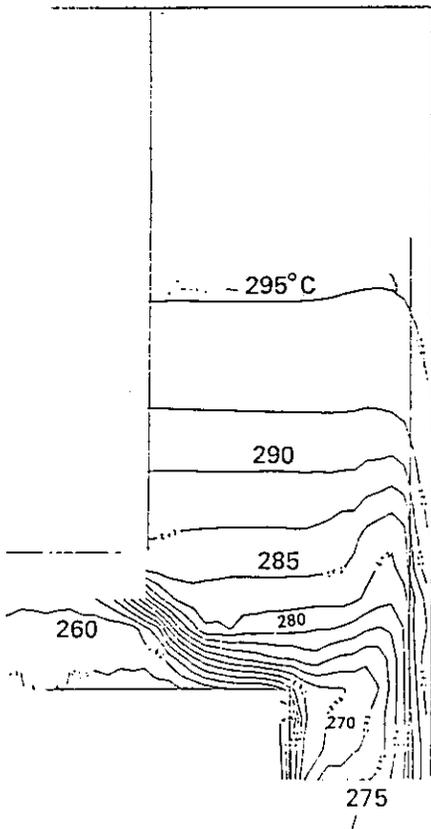
COMMIX-1A



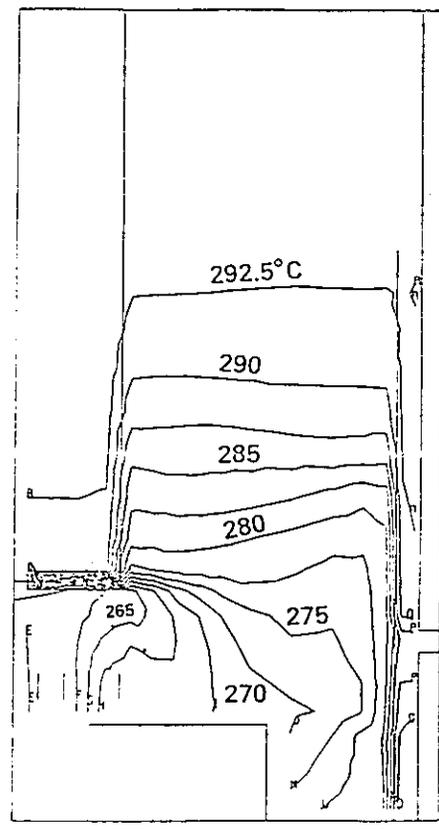
COMMIX-1A



SKORT-II

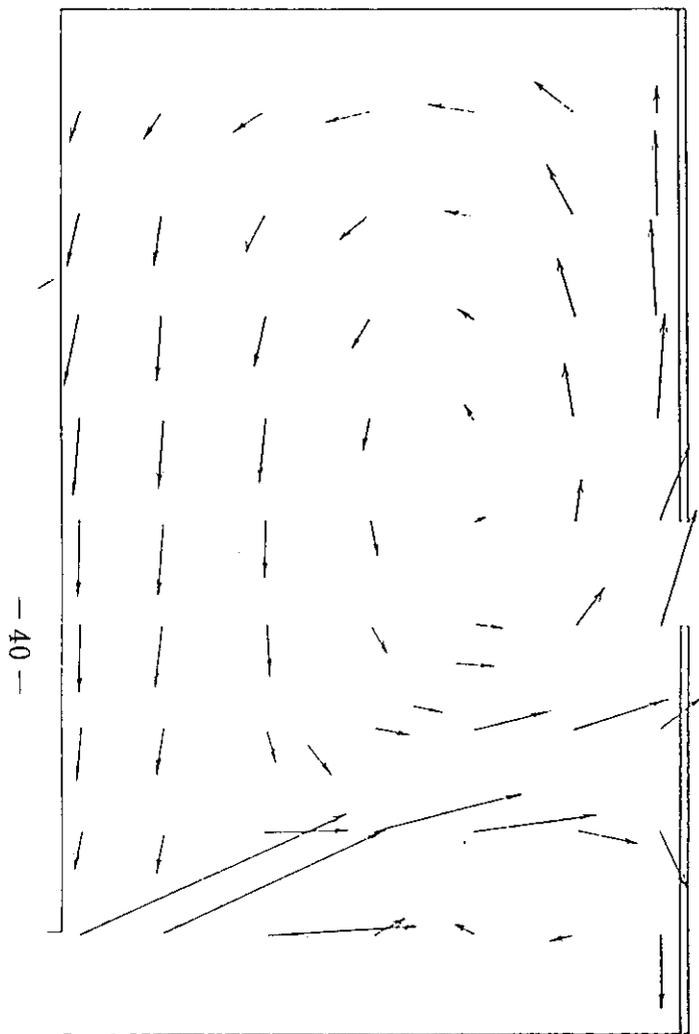


THAUPR-III

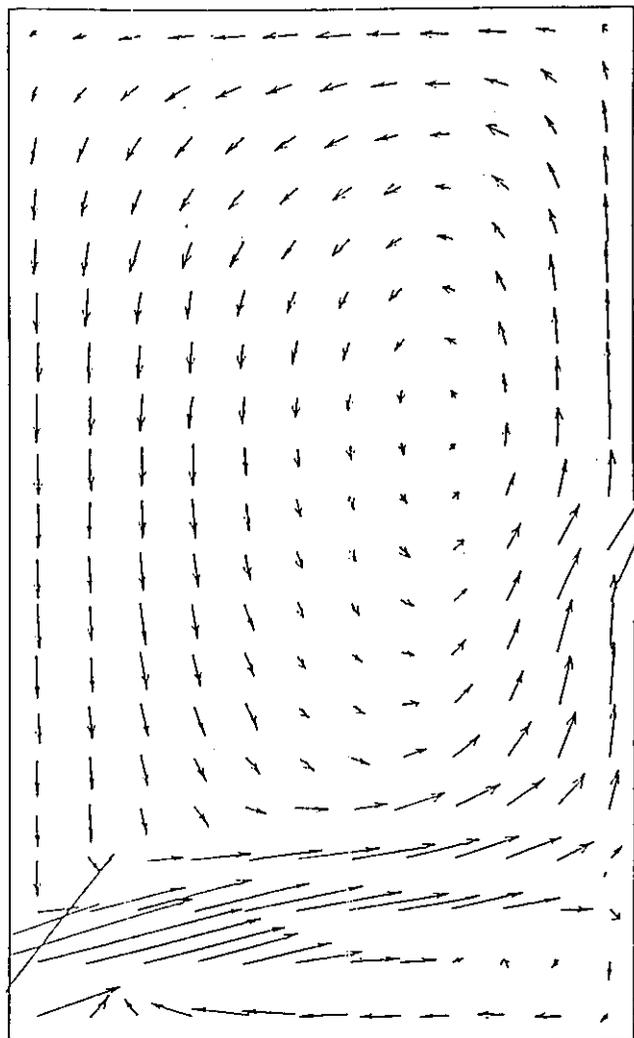


THERVIS-II

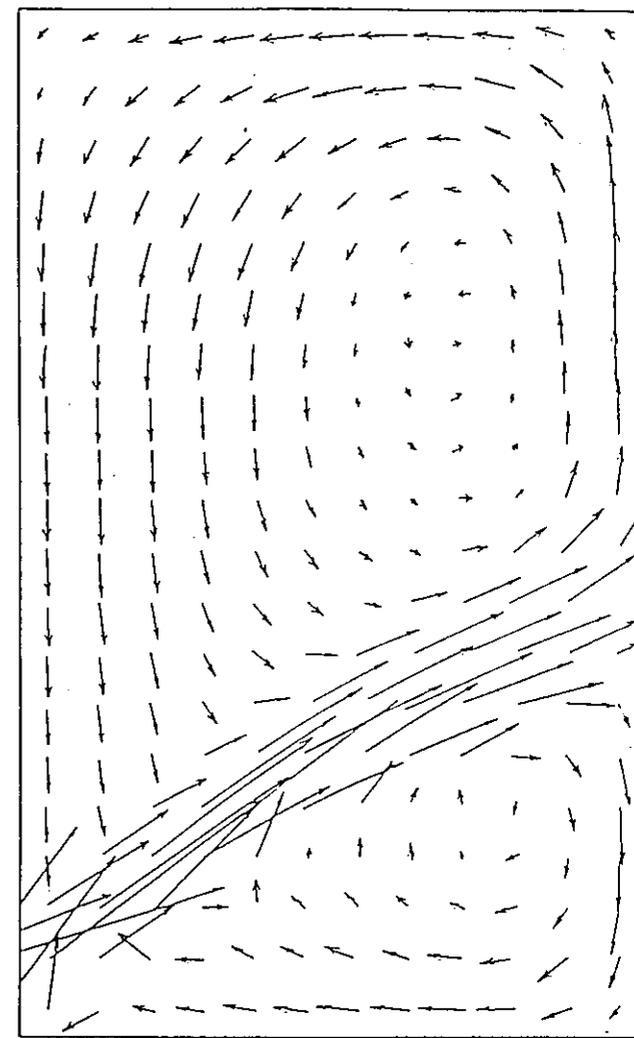
**Analytical Results of Iso-thermal Lines at
t = 100 sec (1/10 Scale Model)**



(a) Experiment

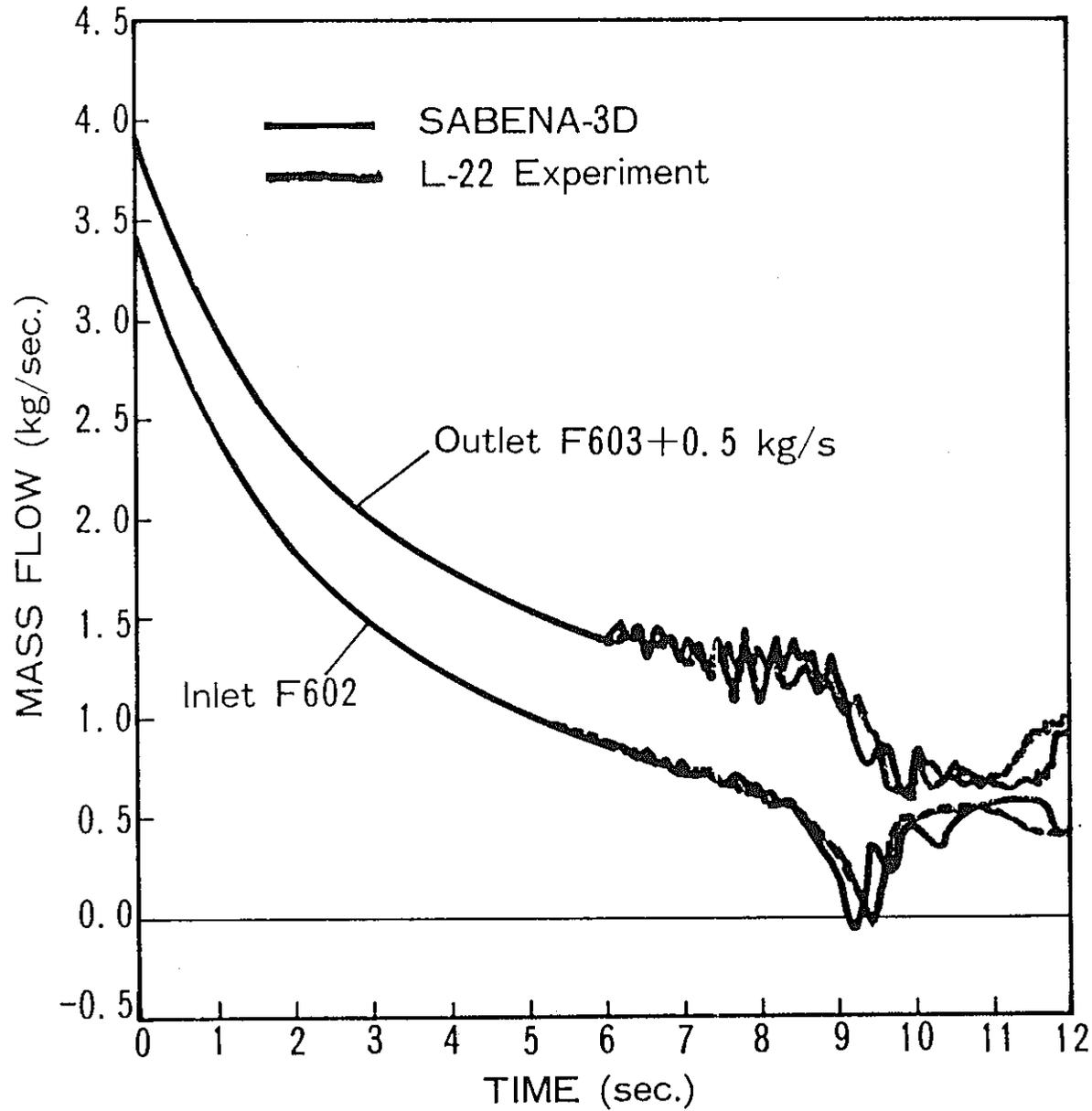


(b-1) Conventional Upwind Scheme



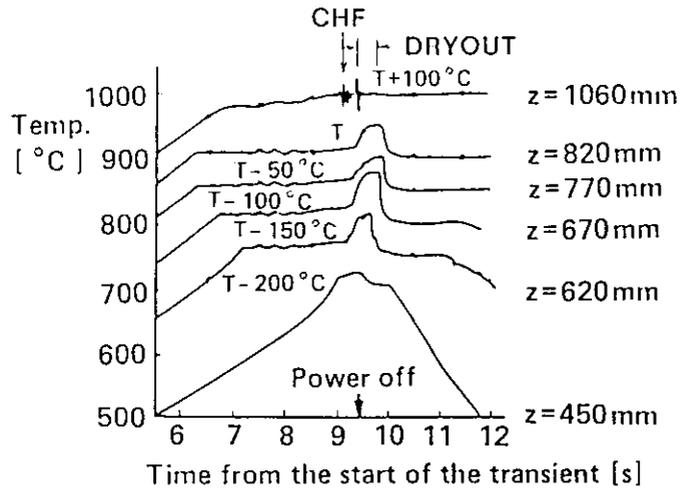
(b-2) Skew Upwind Scheme
 (b) Analysis \longrightarrow 0.42m/s

False Diffusion Effect on the Flow Pattern in Plenum

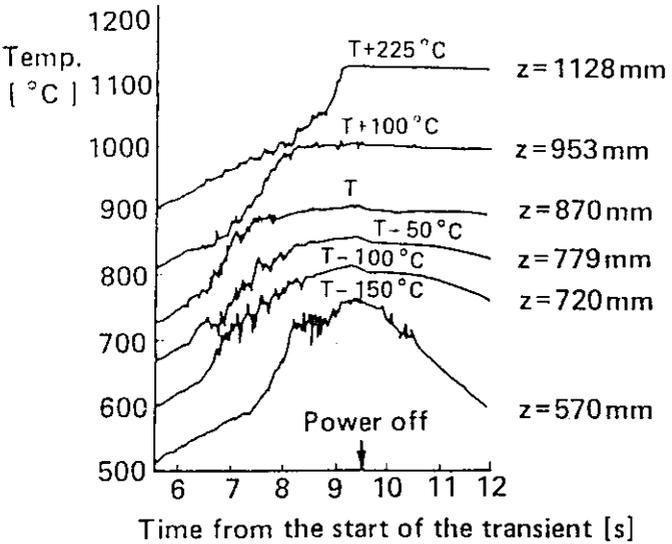


Course of inlet and outlet mass flow rate

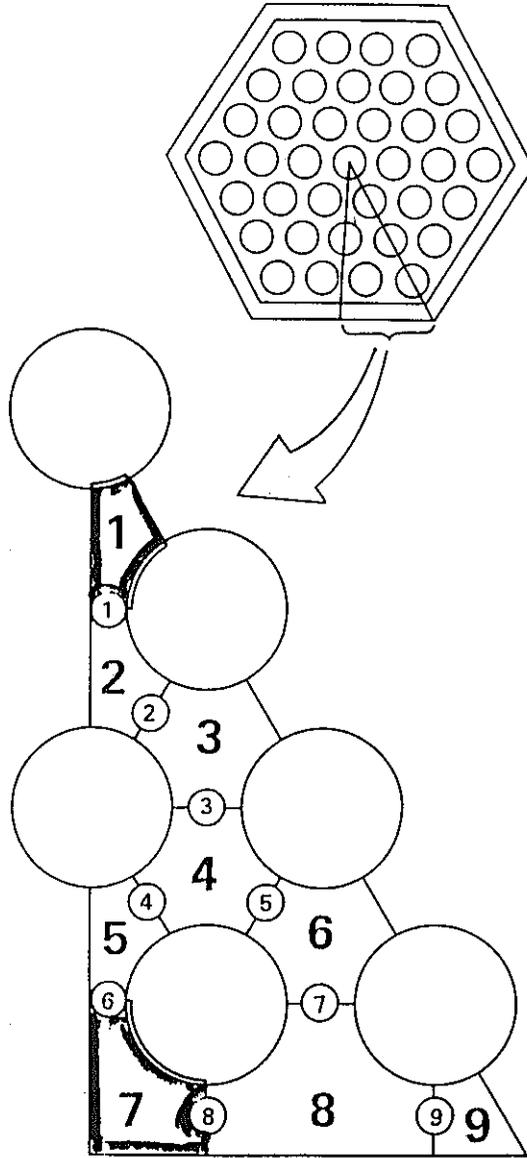
EXPERIMENT



Subchannel 1



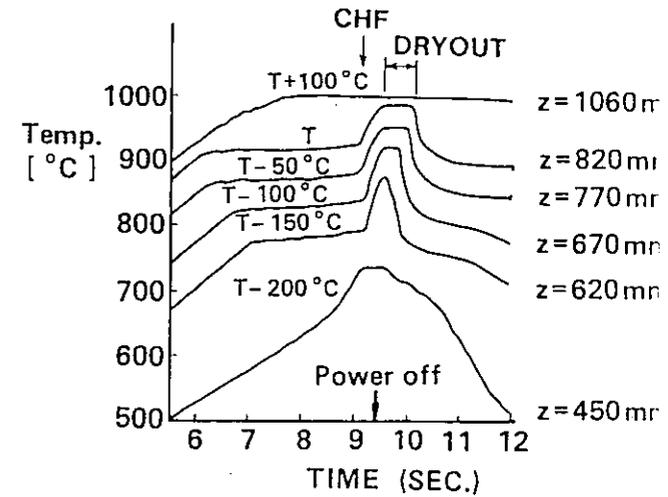
Subchannel 7



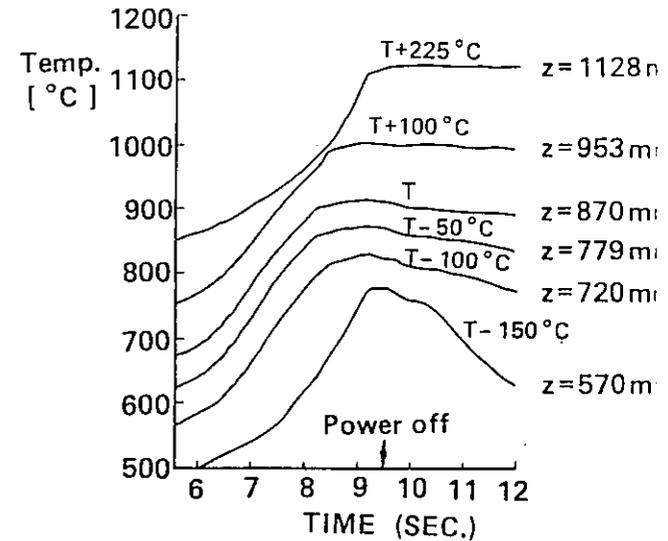
i : Subchannel number

(k) : Gap number

SABENA-3D PREDICTION

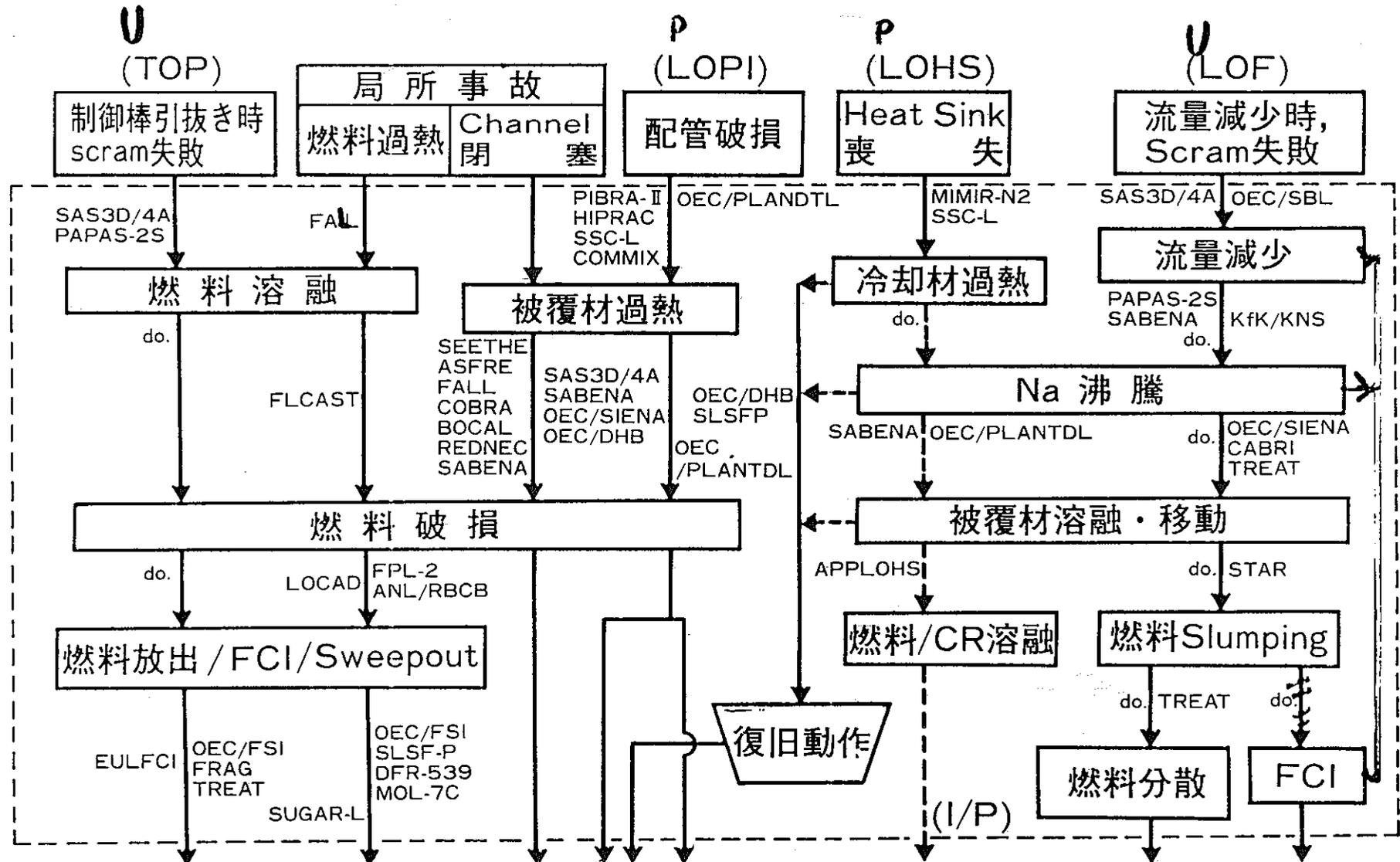


Subchannel 1

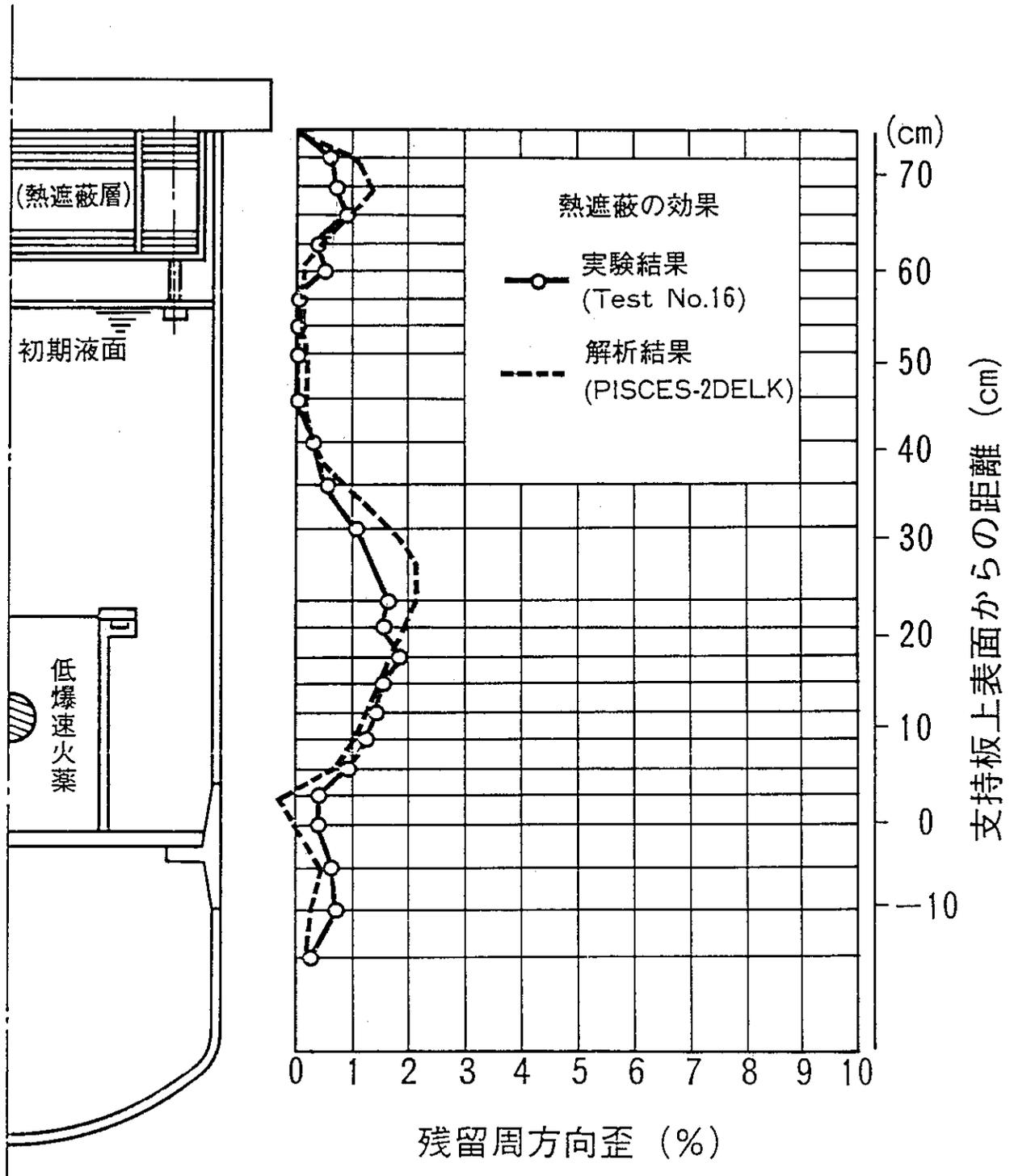


Subchannel 7

Axially Arranged Pin Surface Temperature (KfK L22)



LMFBR重大事象に関するPNCのR&D (1)

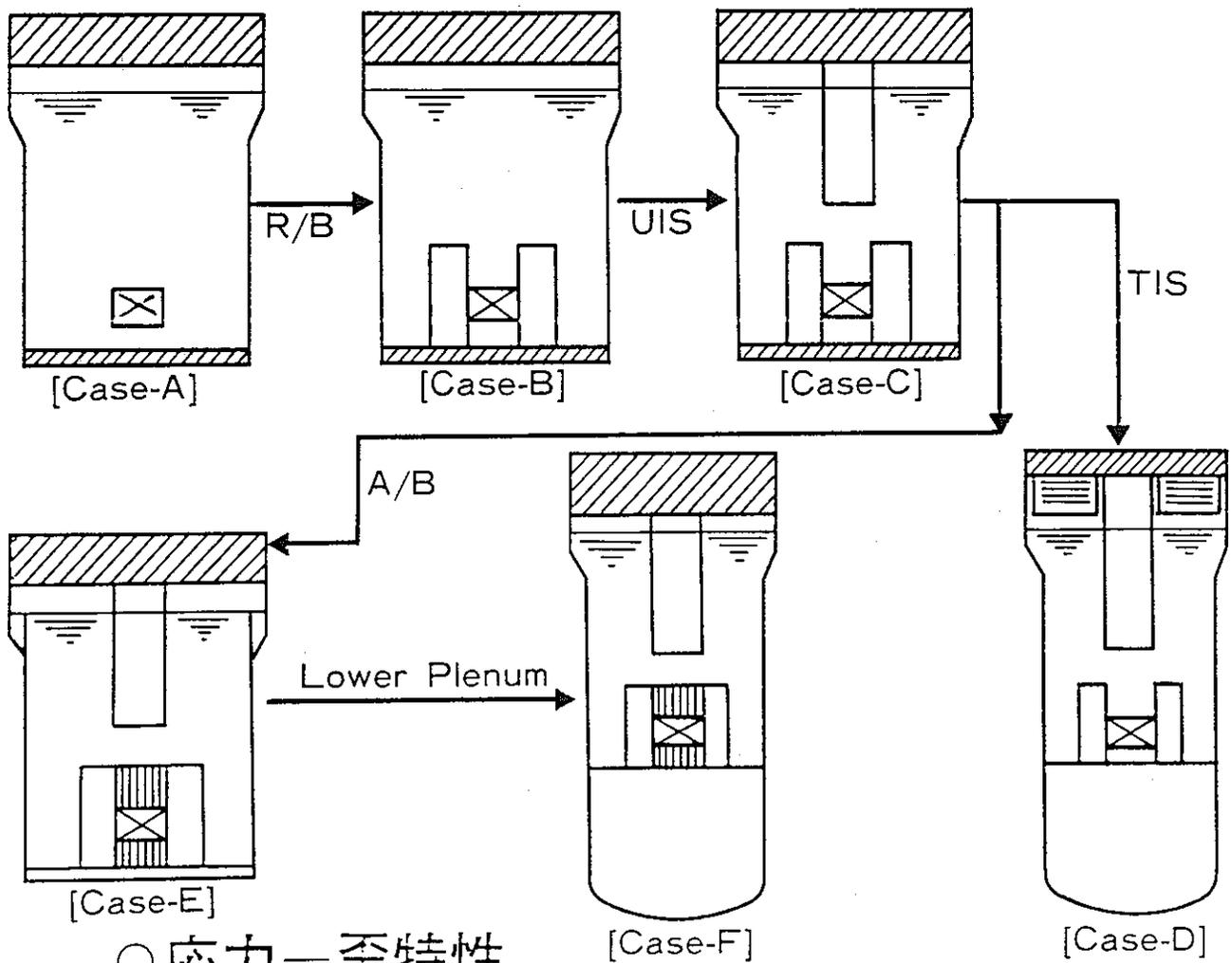


熱遮蔽をもつ場合の残留周方向歪分布の実験結果と PISCES-2DELKコードによる解析結果の比較
 (1/15 Scale; Test No.16)

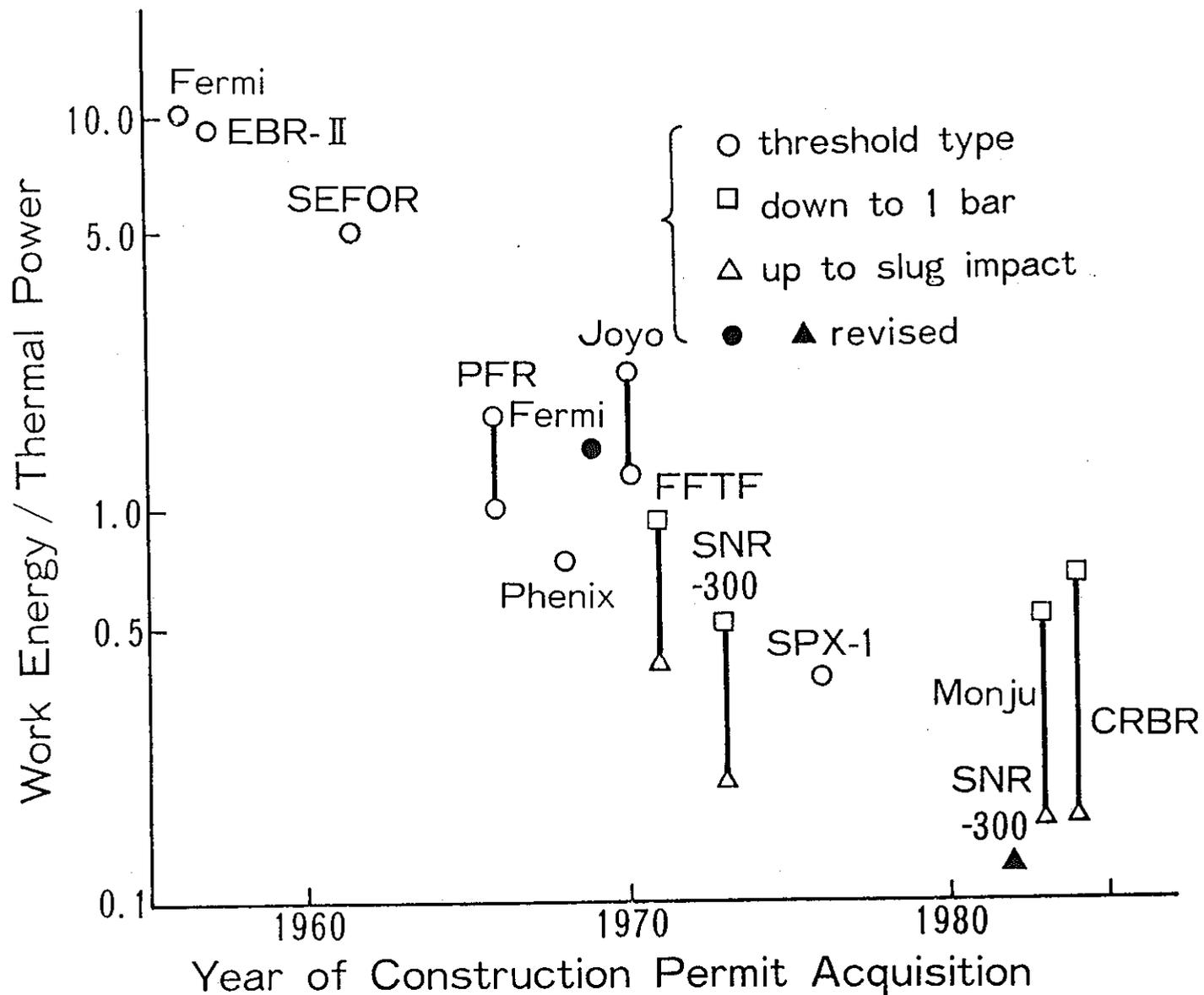
実験パラメトリックス

- 再現性確認
- スケール効果 (1/15, 1/20, 1/33)
- 火薬量効果
- 上部炉内構造物 (UIS) 効果
- 熱遮蔽層 (TIS) 効果
- 下部プレナム剛性効果
- 高温材料模擬 (SS→Ni材)

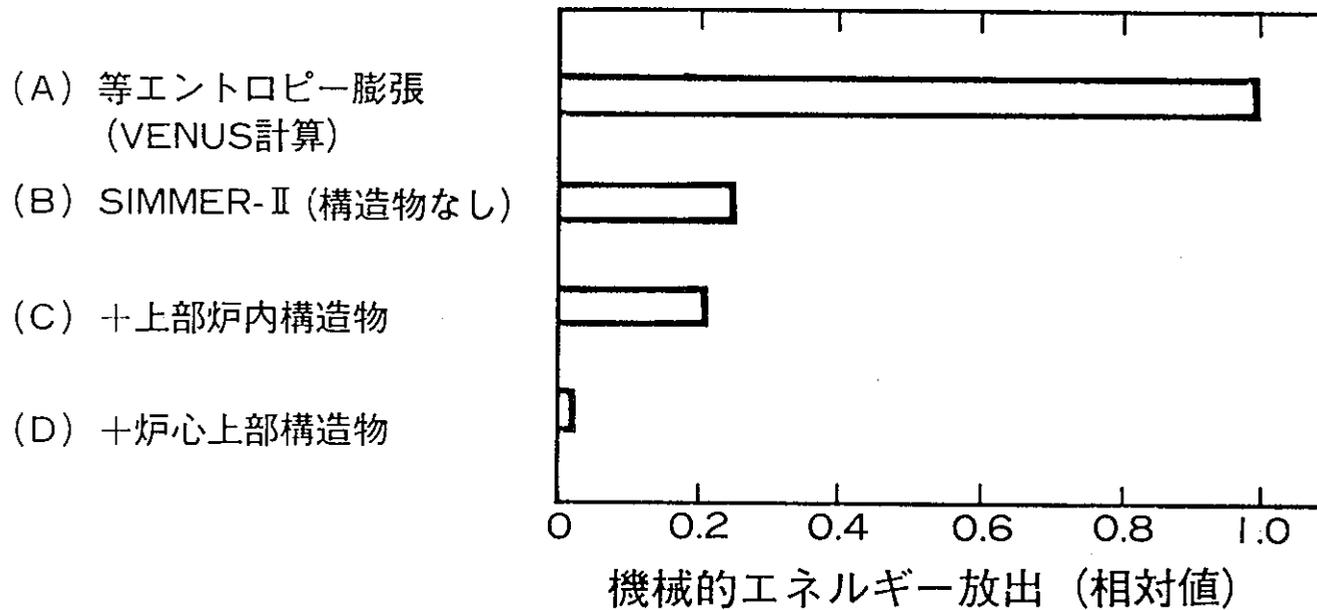
解析パラメトリックス



耐衝撃試験パラメトリックス

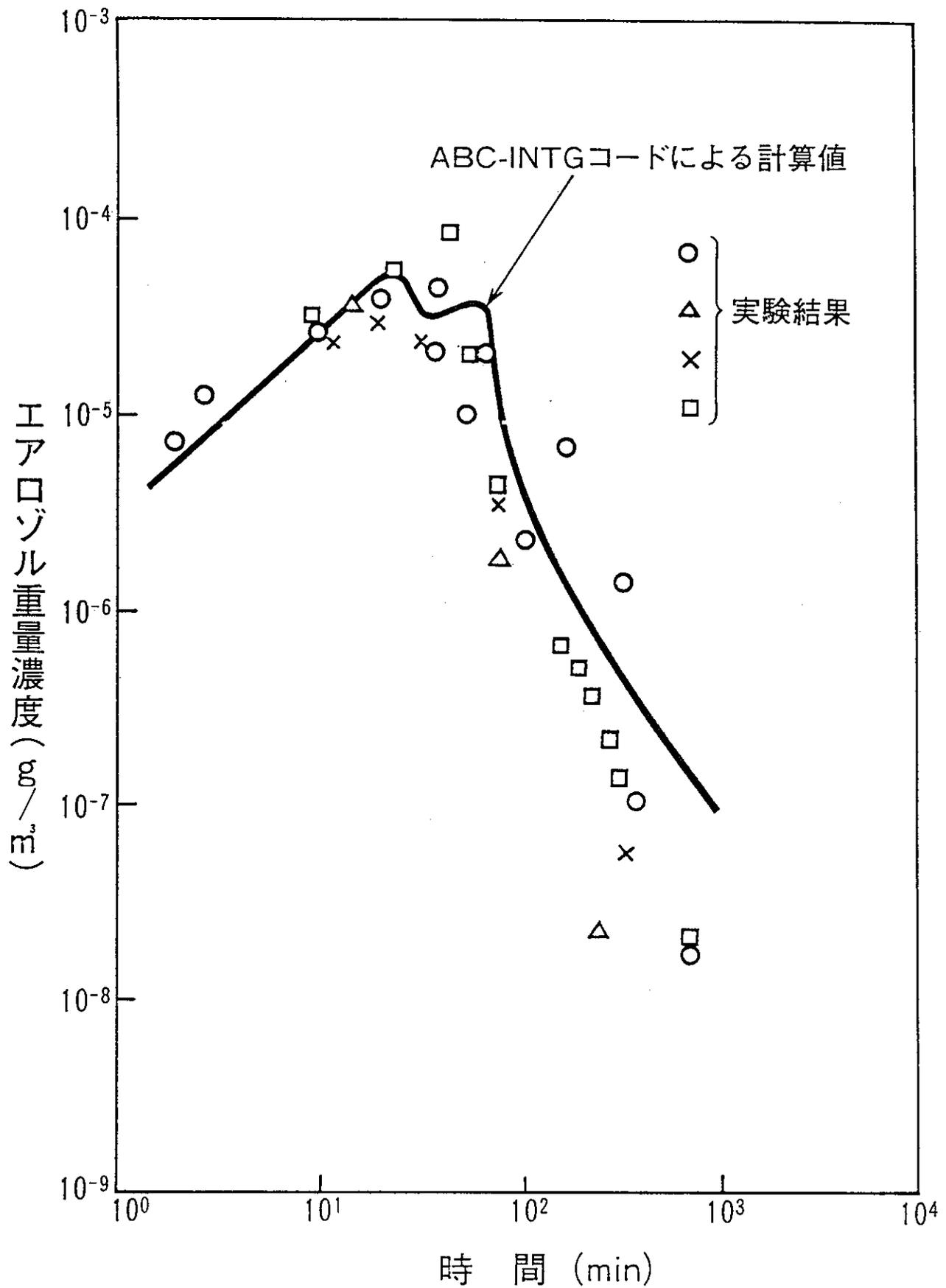


エネルギー放出量 / 熱出力と建設許可取得年

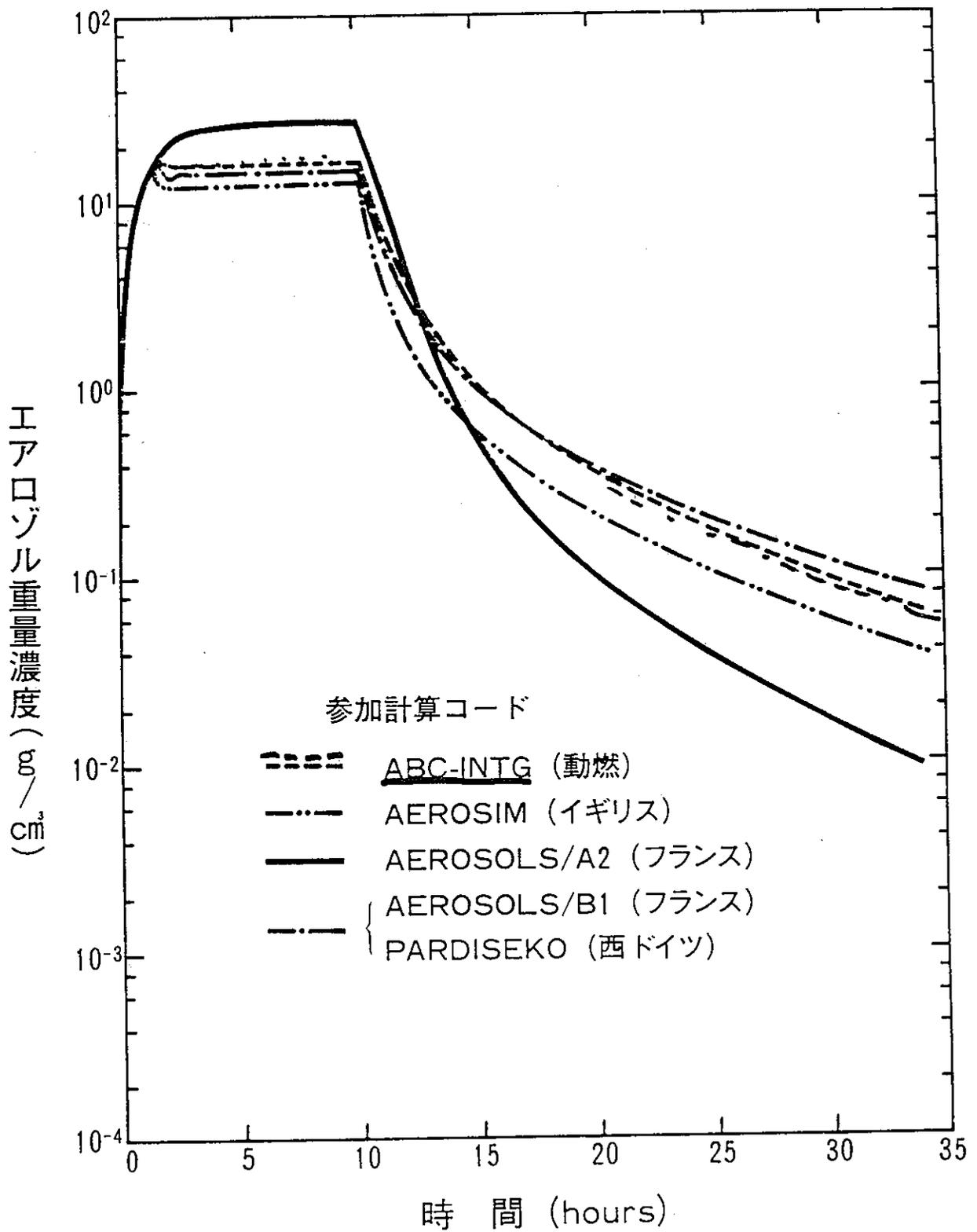


- (A) 燃料蒸気の熱力学的膨張のみ
- (B) 物質間, 相間熱移行考慮
- (C) 上部炉内構造物による flow diversion効果, 表面増効果
- (D) 炉心上部構造物への熱移行効果, 流体絞り抵抗効果

SIMMER-IIによる炉心膨張過程の解析 (固有の物理現象によるエネルギー低減)



米国A I社におけるLTV・TEST-3
実験結果とABC-INTGコードの対比



ヨーロッパ共同体 (EC) 主催ベンチマーク計算の結果

重大事象計算Codeと実験

計算Code	実 験
(起因過程)	
SEETHE, FALL, ASFRE, UZU, LOCAD, SUGAR-II, BOCAL, SABENA, PIBRA-II, FLCAST, PAPAS-2S, EULFCI, MIMIR-N2, SARUP, FUMES, REDNEC*, SSC-L*, COMMIX*, SAS-3D, 4A*	SBL, DHB, FPL-2, FSI, PLANTDL, KNS*, TREAT*, CAMEL*, RBCB*, SLSF*, MOL-7C*, SCARABEE*, DFR*, CABRI*, FRAG*, STAR*
(炉心分散過程)	
VENUS-PM*	EOS, PBE*, EOS-SS*
(炉心膨張過程)	
SIMMER-II*	VECTORS, USD*, THINA*, OMEGA*
(遷移過程)	
SIMMER-II*	TRAN*
(炉心物質再配置)	
PLUGM*	TRAN*
(1次系境界耐衝撃応答)	
PPP-M, PISCES-2DELK*	SSDE, COVA*
(事故後崩壊熱除去過程)	
APPLOHS, MIMIR-N2, SSC-L*, TRABED*, CORCAT*	50MWSG, JOYO, JDBP*, FFTF*, PFR*
(格納容器応答)	
ABC-INT, ASSCOPS, SOFIA, FTAC, CEDAN, SOFIRE*, SPRAY-III*, CONTAIN*	SOFT, SAPFIRE, FAUNA*, ESMERALDA*, SFSTF*, CSTF*, LTV*

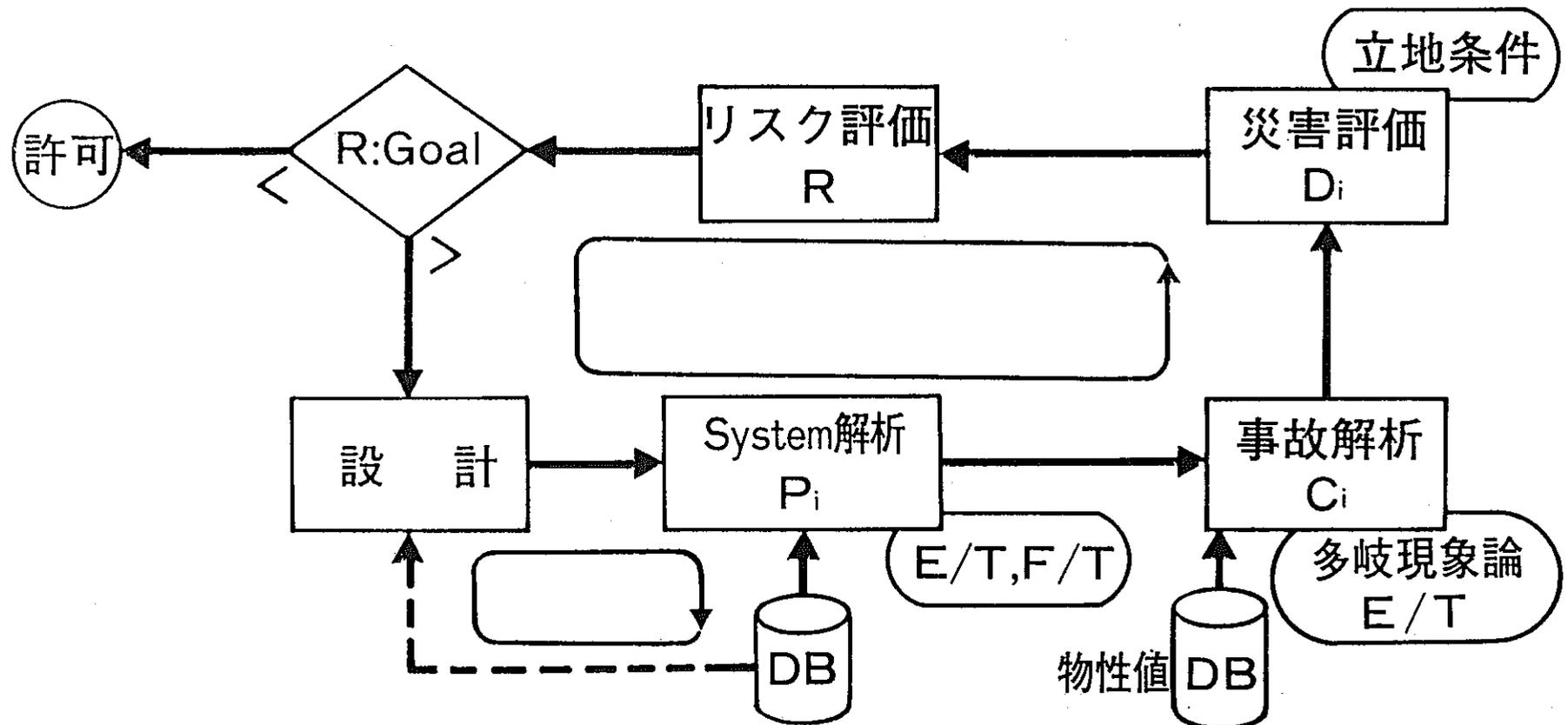
※：外国のコード及び実験

$$R = \sum P_i C_i D_i$$

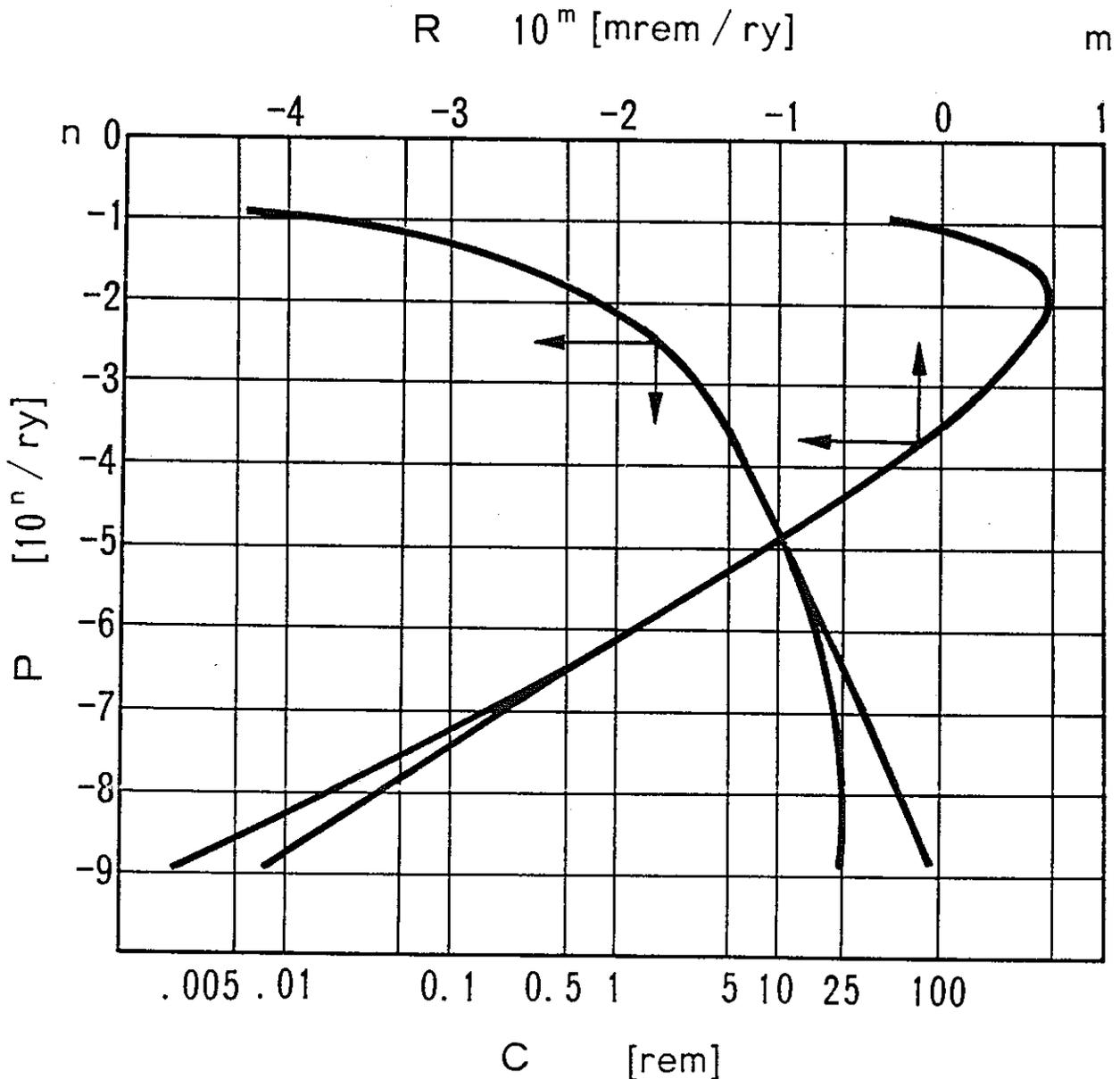
P_i : i 種の事故が生じる確率

C_i : i 種の事故から環境に放出されるcurie数

D_i : i 種の事故による放出curie数単位あたりの健康災害 / ¥



PRA (確率論的リスク評価)

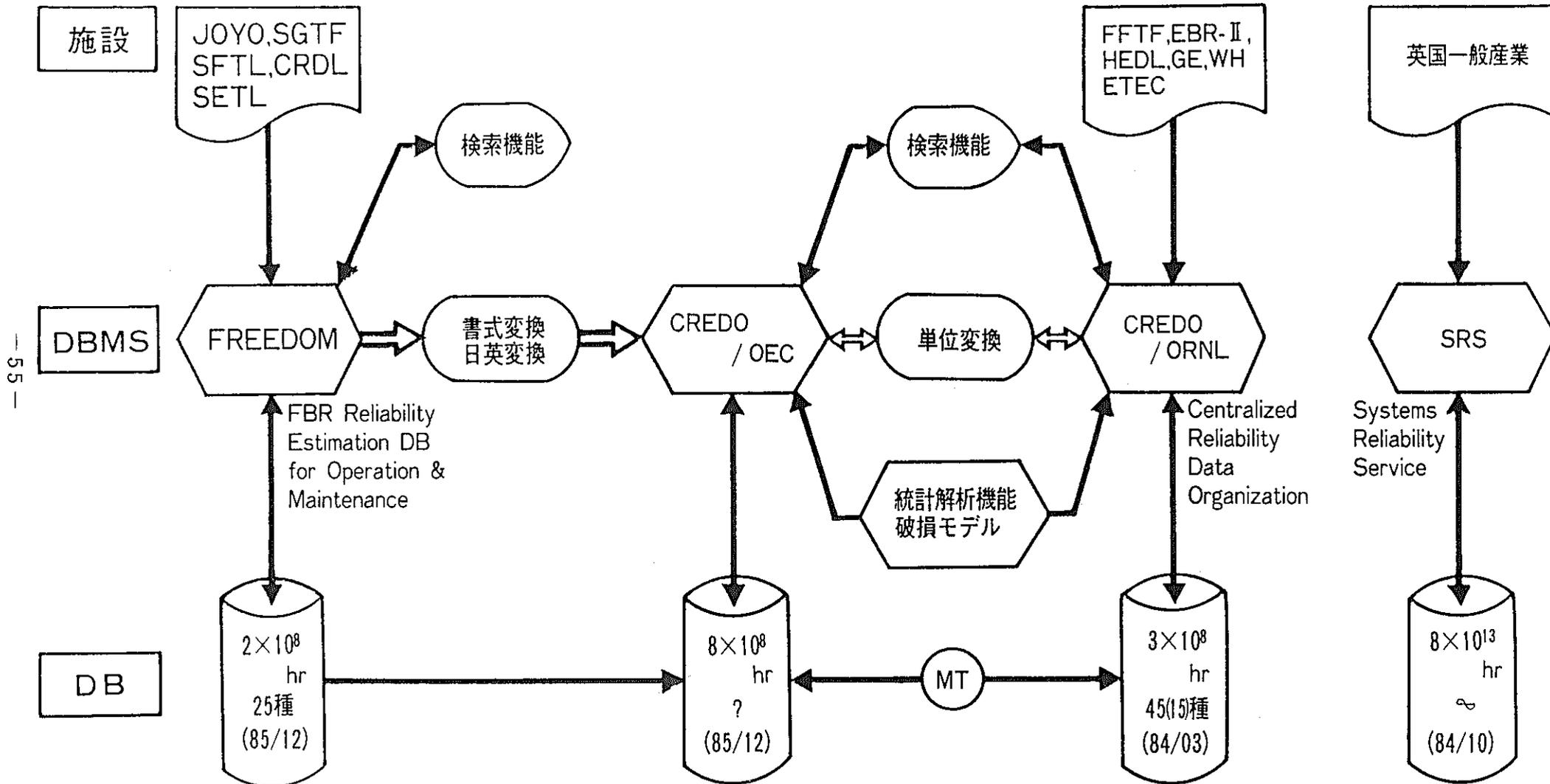


Probability P vs. Consequence C and Risk R

[From: Hideo Uchida (Nuclear Safety Commission of JAPAN) IAEA-SM-275/17, "INTERNATIONAL SYMPOSIUM ON SAFETY CODES AND GUIDE (NUSS) IN THE LIGHT OF CURRENT SAFETY ISSUES" Vienna, Austria, 29 October-2 November 1984]

言語	日本語	英語
場所	OEC (1969—)	ORNL (1964—)

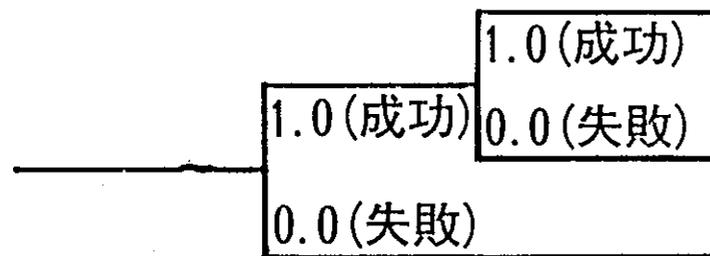
英語
SRD



Na機器信頼性データベース(DB)とDB管理システム(DBMS)

— 工学的システム E/T
— binary

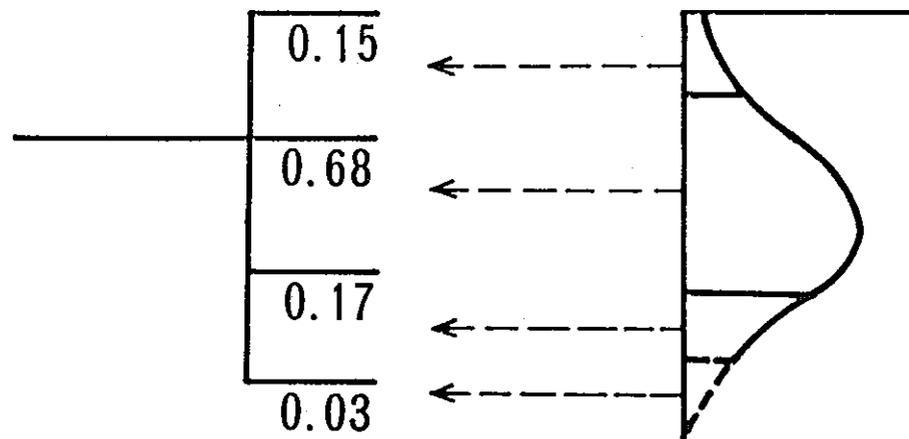
起因事象	設備 1	設備 2
------	------	------



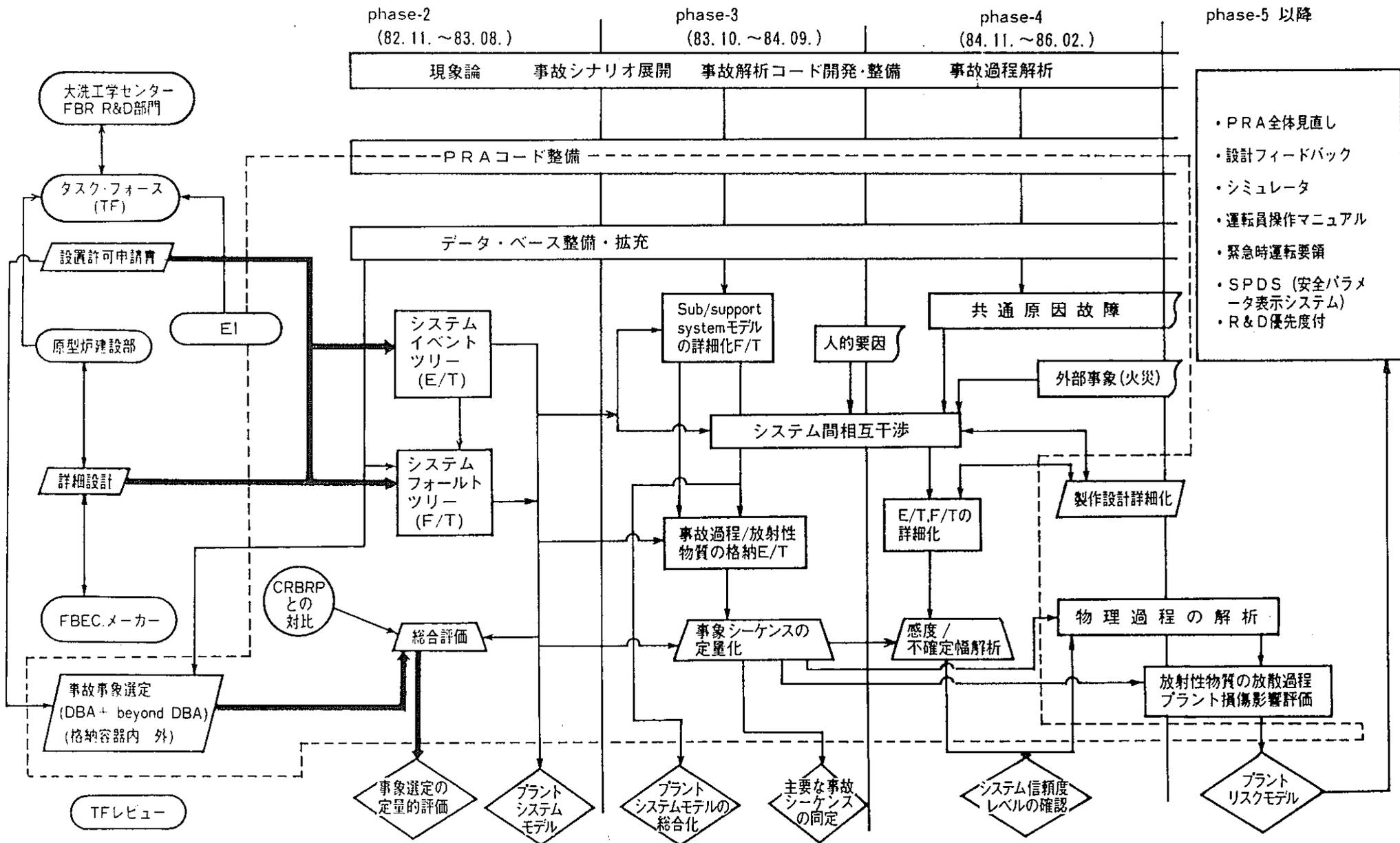
過程 1

— 物理現象 E/T
— multiple

○ 条件付き SNR-300 PRA 例

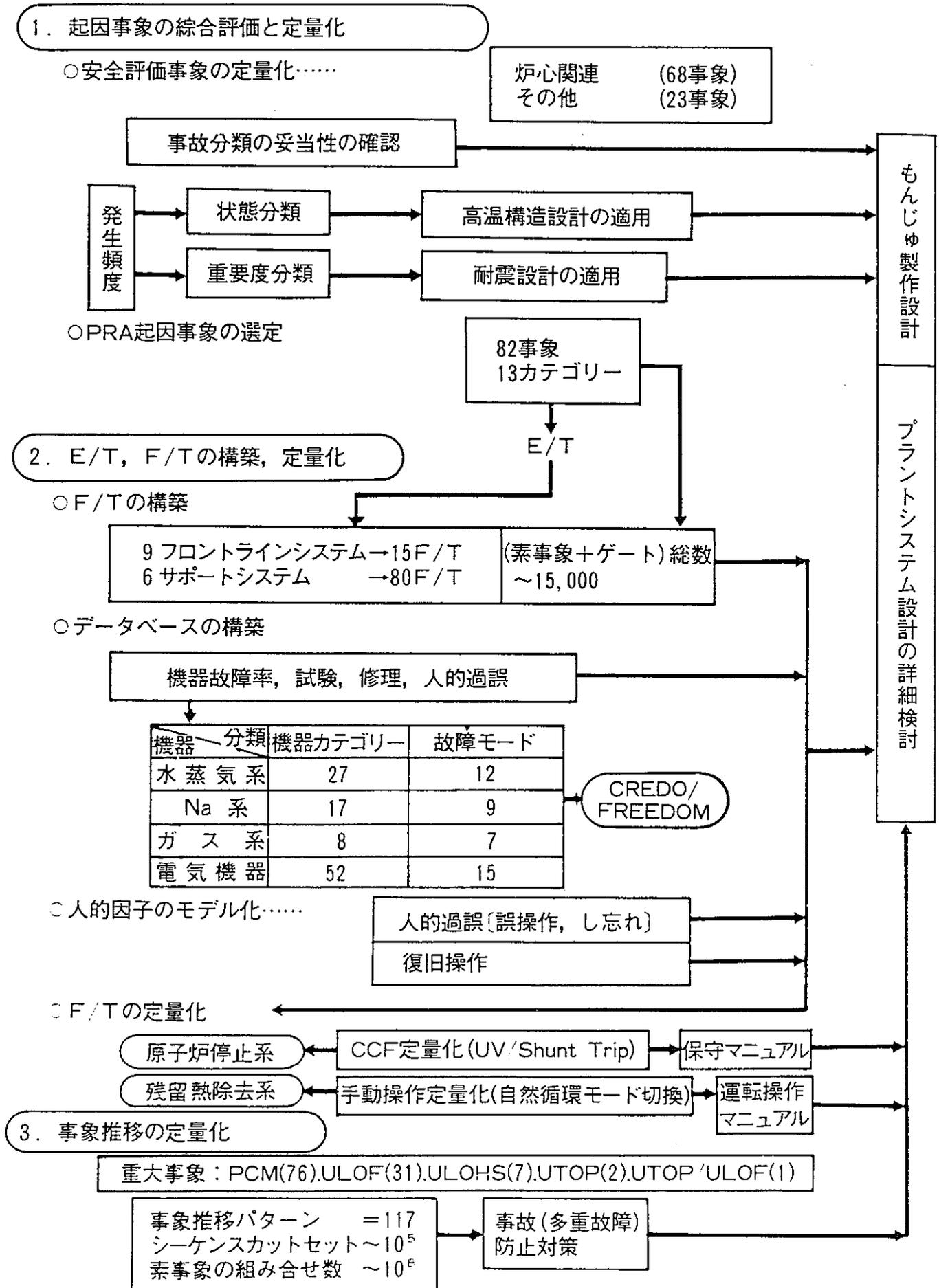


現象論的 E/T



原型炉PRA全体計画図

もんじゅPRAの実施と設計への反映



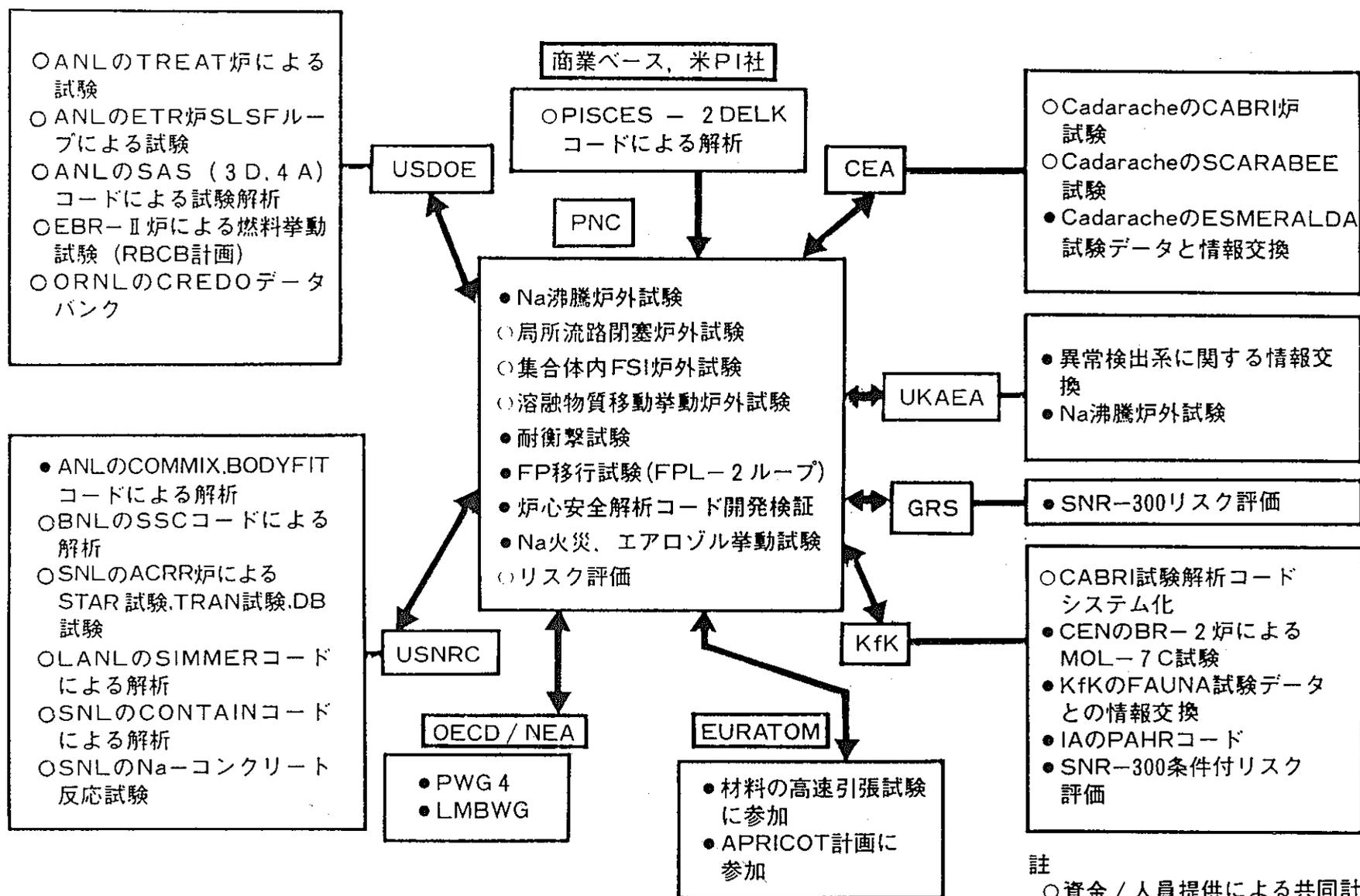
要 因	発生頻度 (1/d)				寄与 (%)
	10 ⁻⁵	10 ⁻⁴	10 ⁻³	10 ⁻²	
(a) 電動弁, 一次故障による開失敗					53.1
(b) 電動弁試験中					29.2
(c) 電動弁, 修理中					11.1
(d) 運転員開操作の失敗(過誤)					6.6
(合計) 電動弁使命時に 開失敗					100.0

×: 中央値

○: 平均値

機器故障のモード分類並びに発生頻度の評価例

国際協力協定による実験データ・解析コードの情報交換



註
○資金/人員提供による共同計画
●対等情報交換

結 言

- 安全性R&Dは、問題解決に貢献して来ている。
- 実績以外に、許認可を得ることは出来ない。
- 地道なR&Dの蓄積(信頼性DB, 計算コードの検証)により
基準類へ貢献すべし。
- リスク概念によるR&D優先度化を展開すべし。
- 国際分業によるR&D費用軽減は推進すべきだが、技術・語
学に優れた人材の育成には時間が掛かる。
- Why shout so loud?

1984年10月5日 原子力安全研究協会特別講演：F.R. Farmer

大型炉心核設計上の課題

—— 炉心のコンパクト化と長寿命化 ——

白 方 敬 章

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

ピン径 6.5～10mm

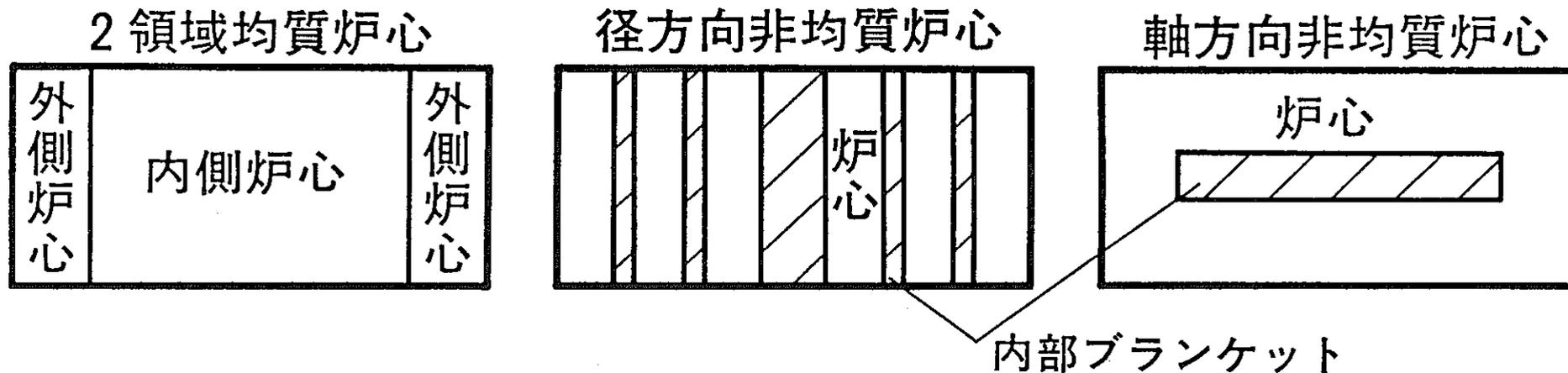
線出力密度 360～450W/cm

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)

概念別炉心設計例(原型炉級、実証炉級)



Phenix SPX-1
 BN-350 SPX-2
 PFR SNR-II
 BN-600 CDFR
 SNR-300 BN-800
 「もんじゅ」 BN-1600

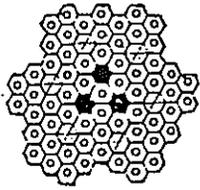
実証炉設計研究(動燃)
 実証炉概念設計(電事連)
 ループ型炉合理化設計

CRBR LSPB

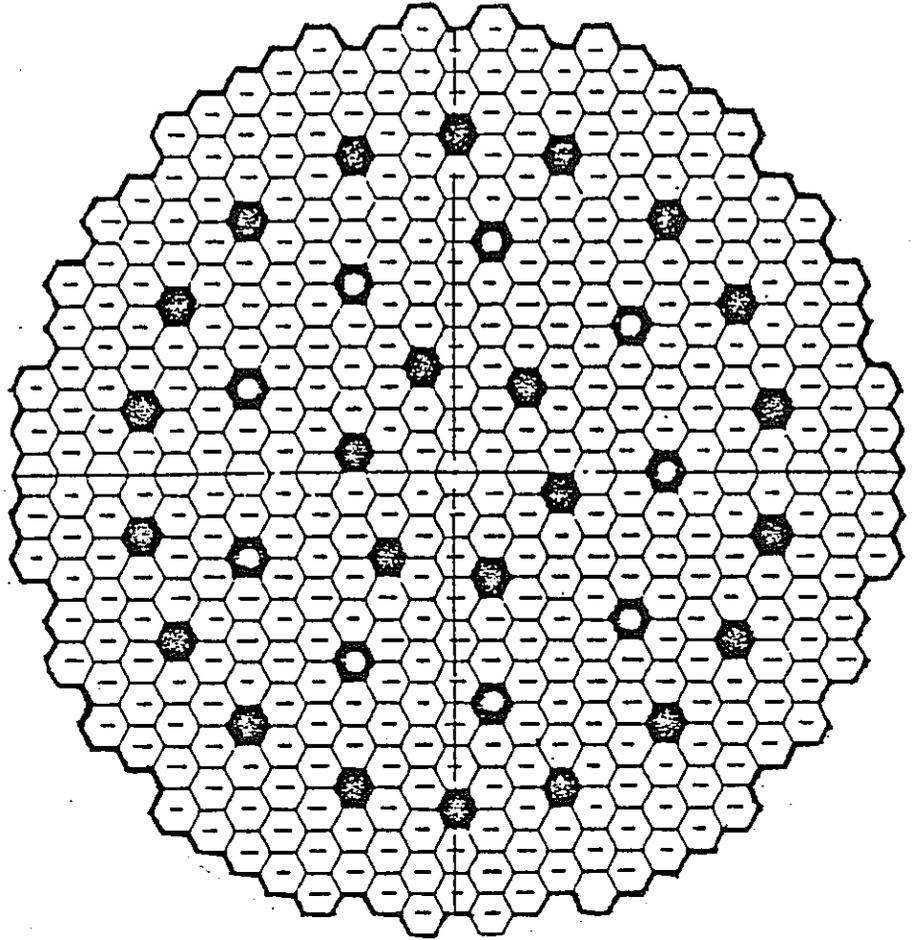
実証炉設計研究(代案)

実証炉設計研究(代案)
 タンク型炉合理化設計

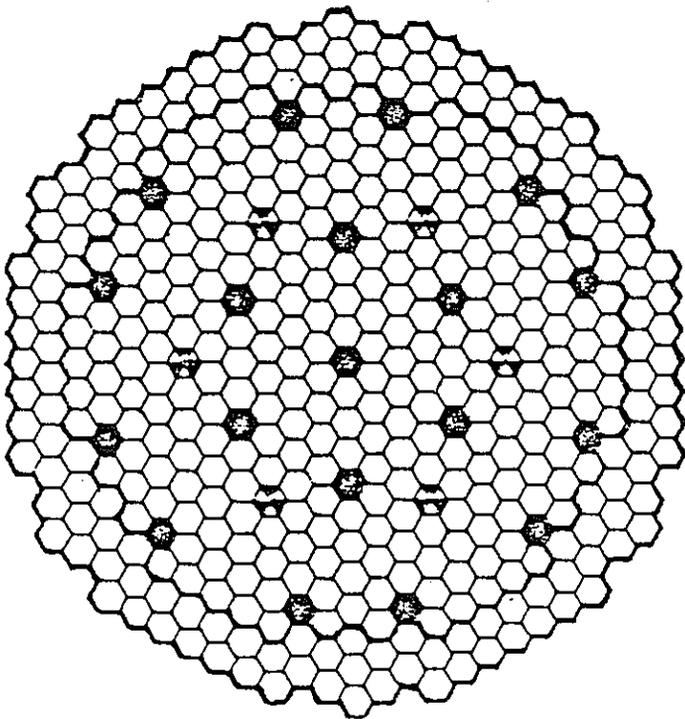
炉心サイズ



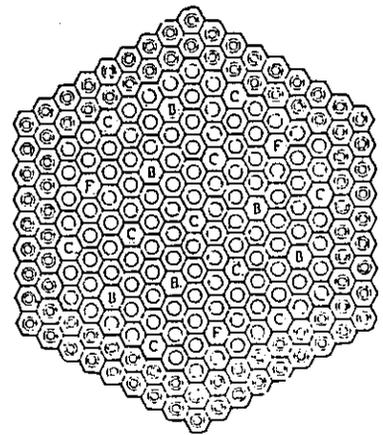
「常陽」MK-II
230 ℓ



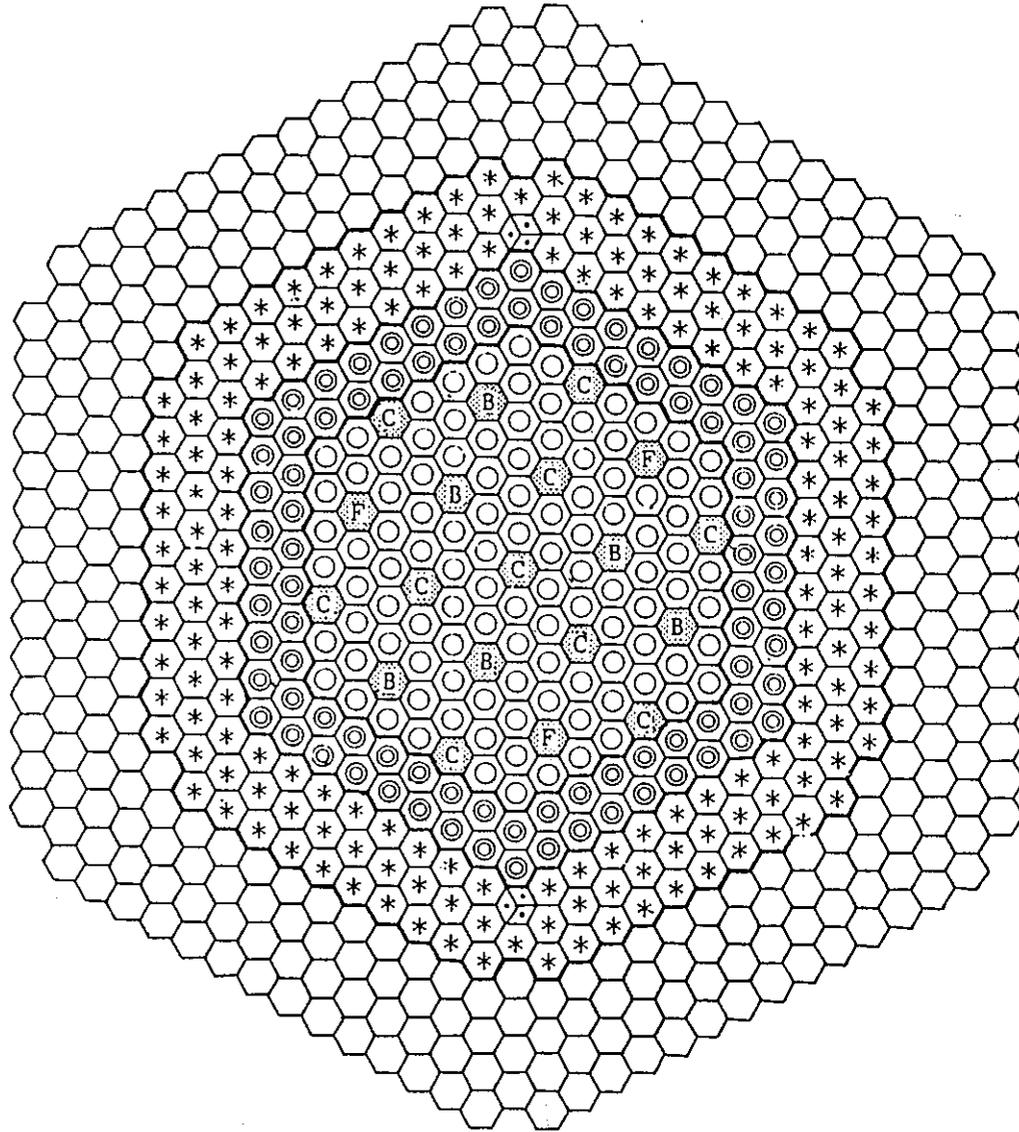
SPX-2
16,600 ℓ



実証炉
8,400 ℓ

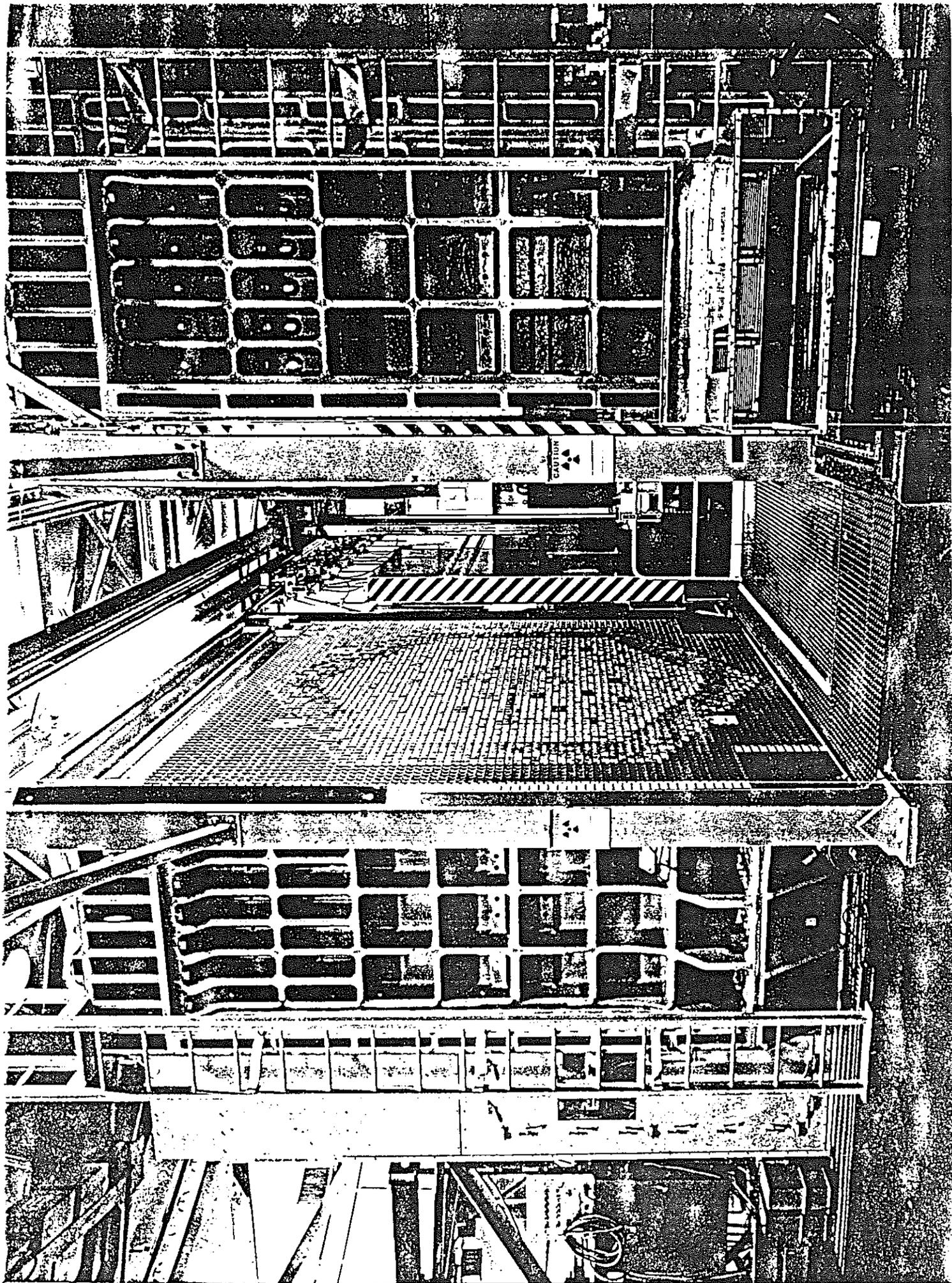


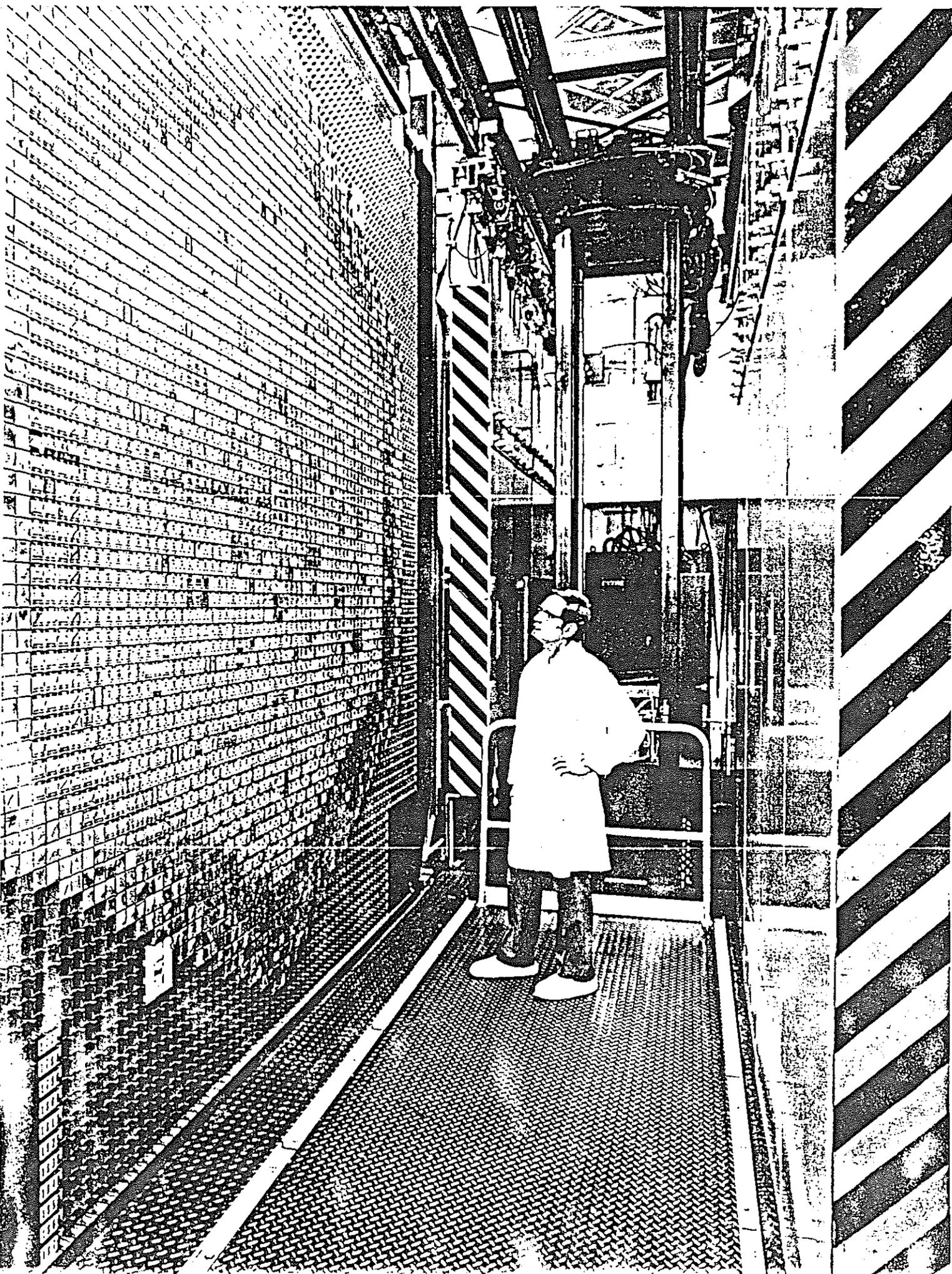
「もんじゅ」
2,300 ℓ

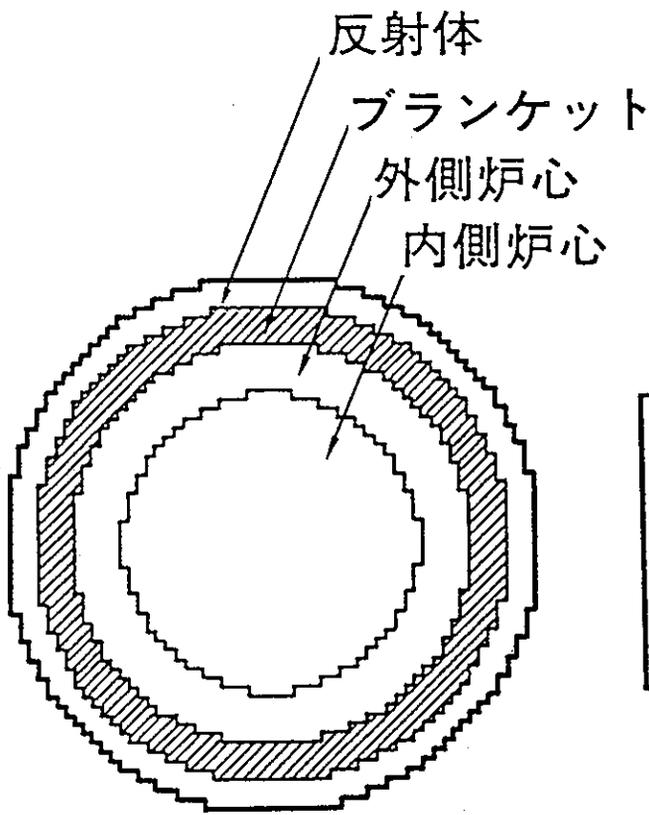


炉心構成要素		記号	数量
炉心燃料集合体	内側炉心		108
	外側炉心		90
ブランケット燃料集合体			172
制御棒集合体	微調整棒		3
	粗調整棒		10
	後備炉停止棒		6
中性子源集合体			2
中性子しゃへい体			316
サーベイランス集合体			8

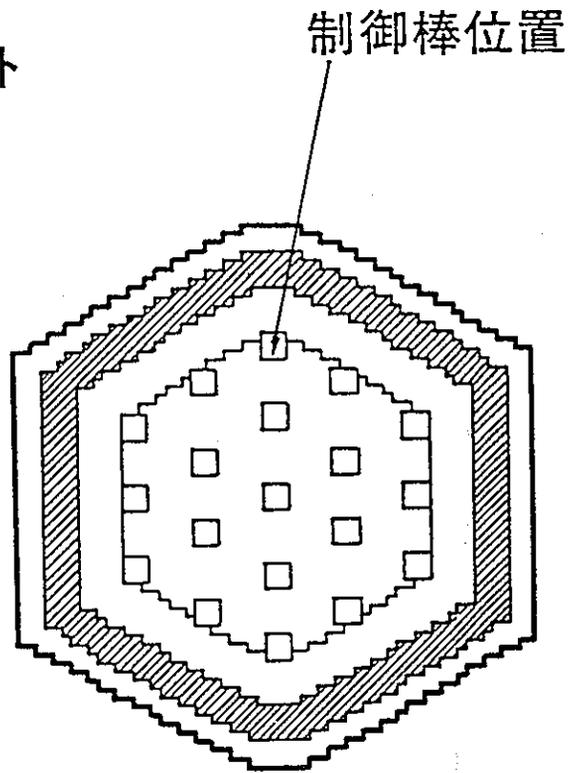
図 4-2 炉心配置説明図



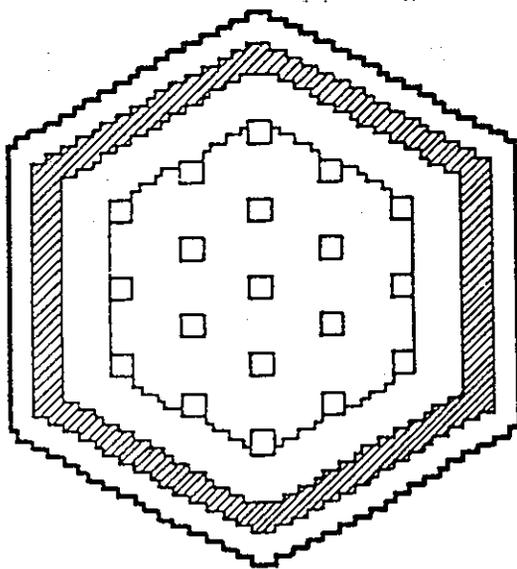




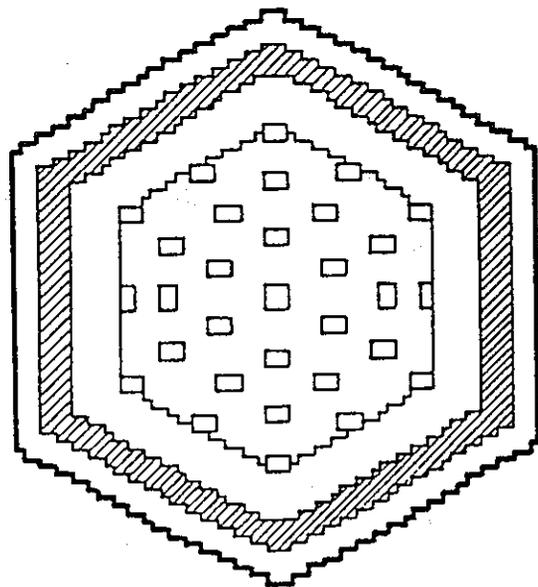
ZPPR-9



ZPPR-10A & 10B



ZPPR-10C

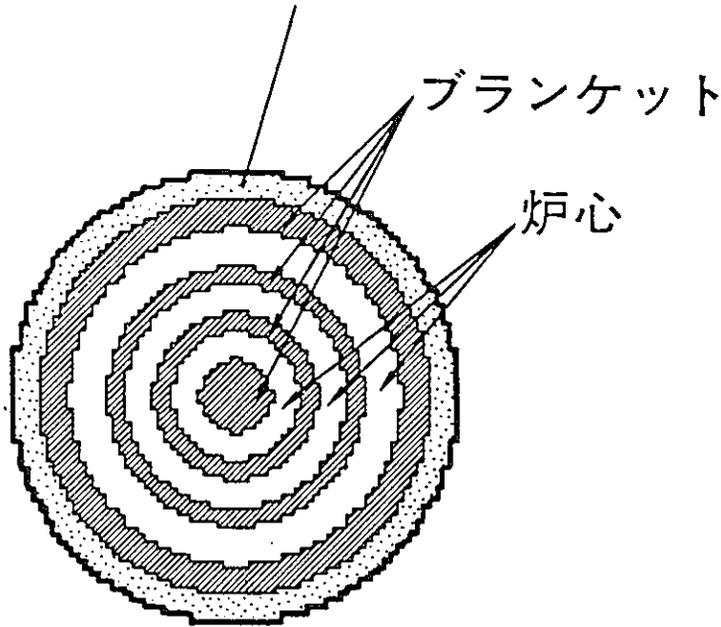


ZPPR-10D

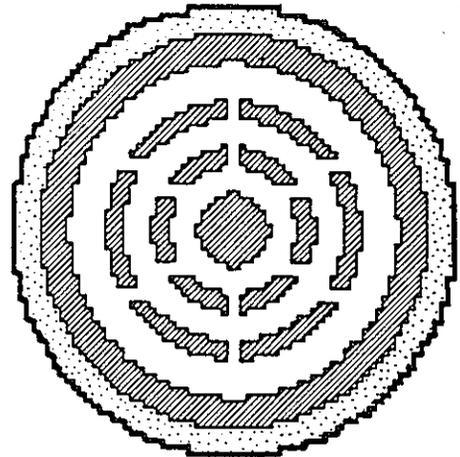
JUPITER-I 実験の炉心配置

JUPITER-I (均質炉心) の成果

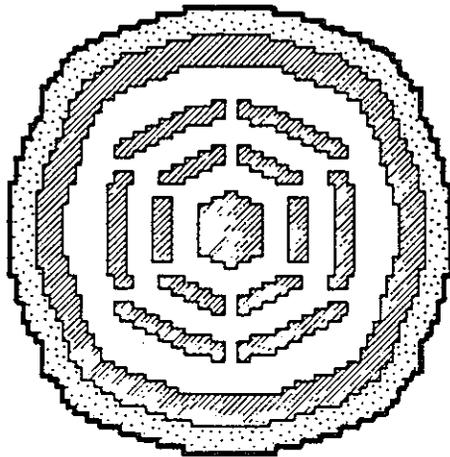
1. 大型均質炉心の特性把握
2. 核設計精度を約半分に低減
3. ボイド反応度の30%過大評価が判明
4. 空間分布予測の系統的ずれを指摘



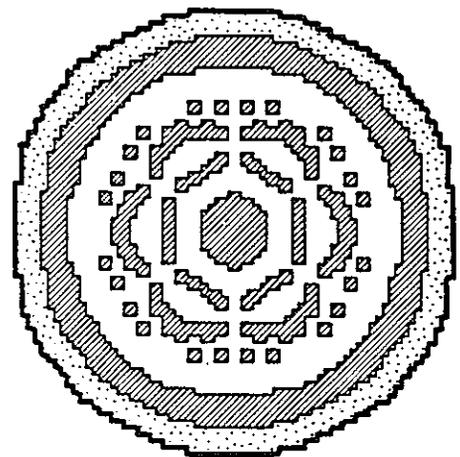
ZPPR-13A



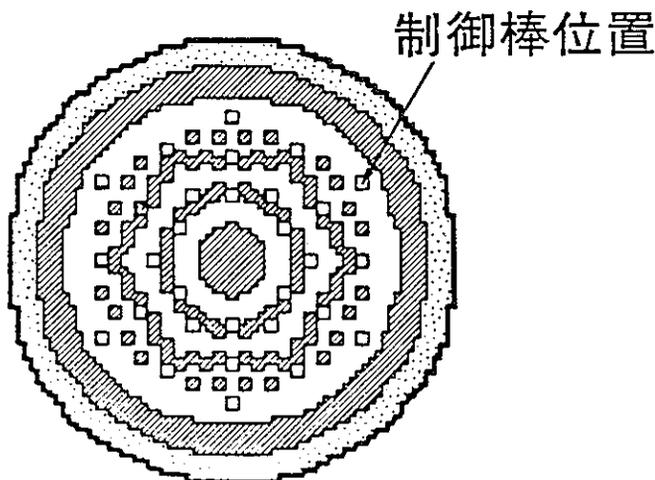
ZPPR-13B/1



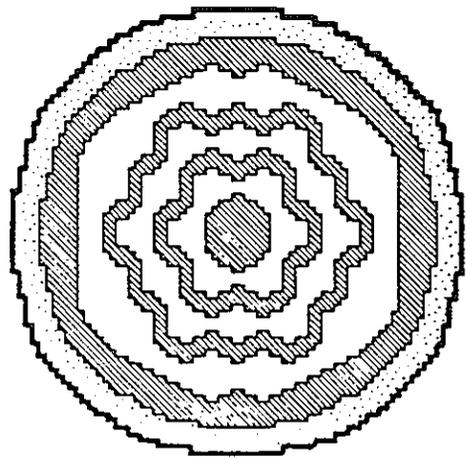
ZPPR-13B/2



ZPPR-13B/3



ZPPR-13B/4



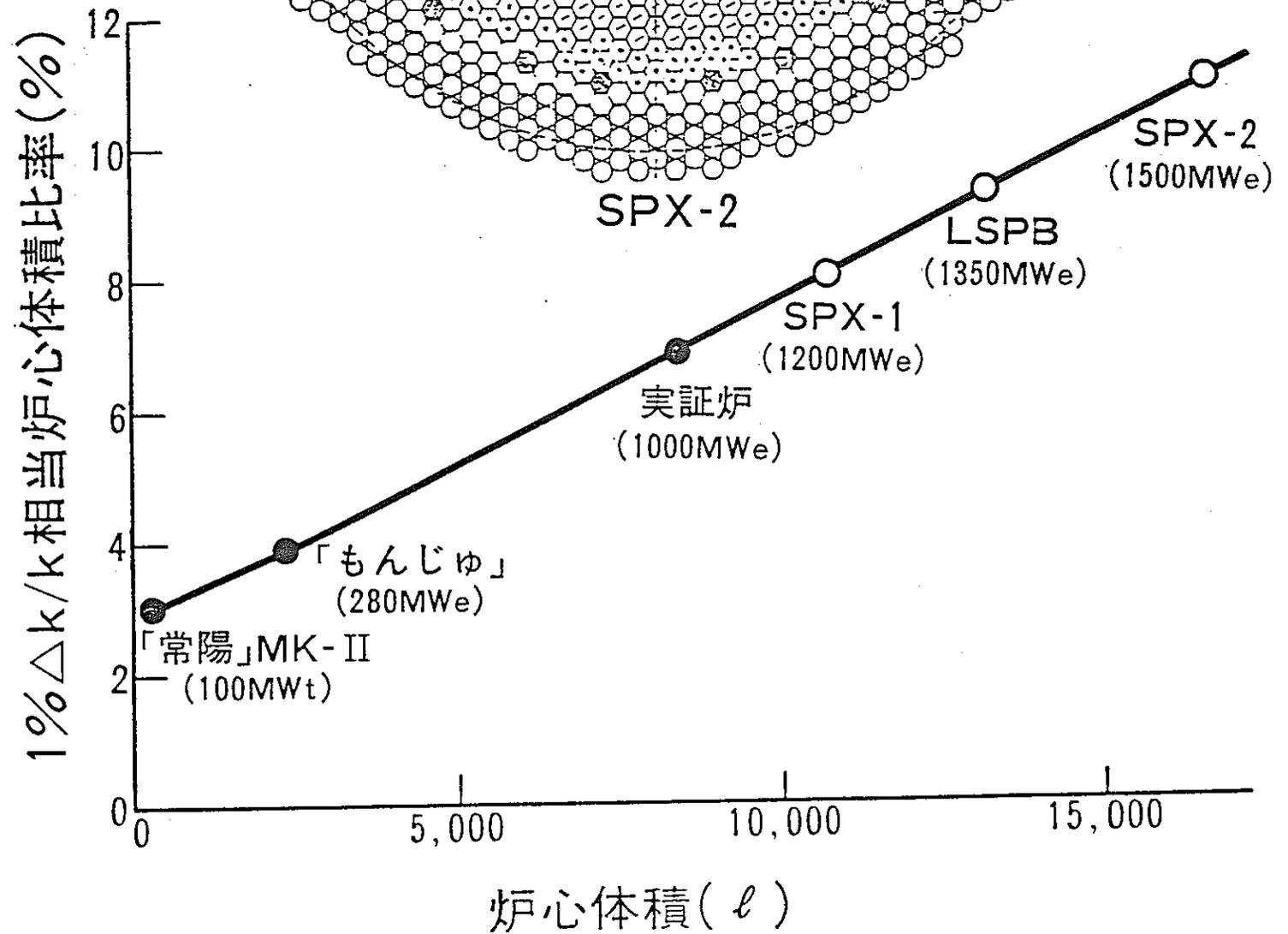
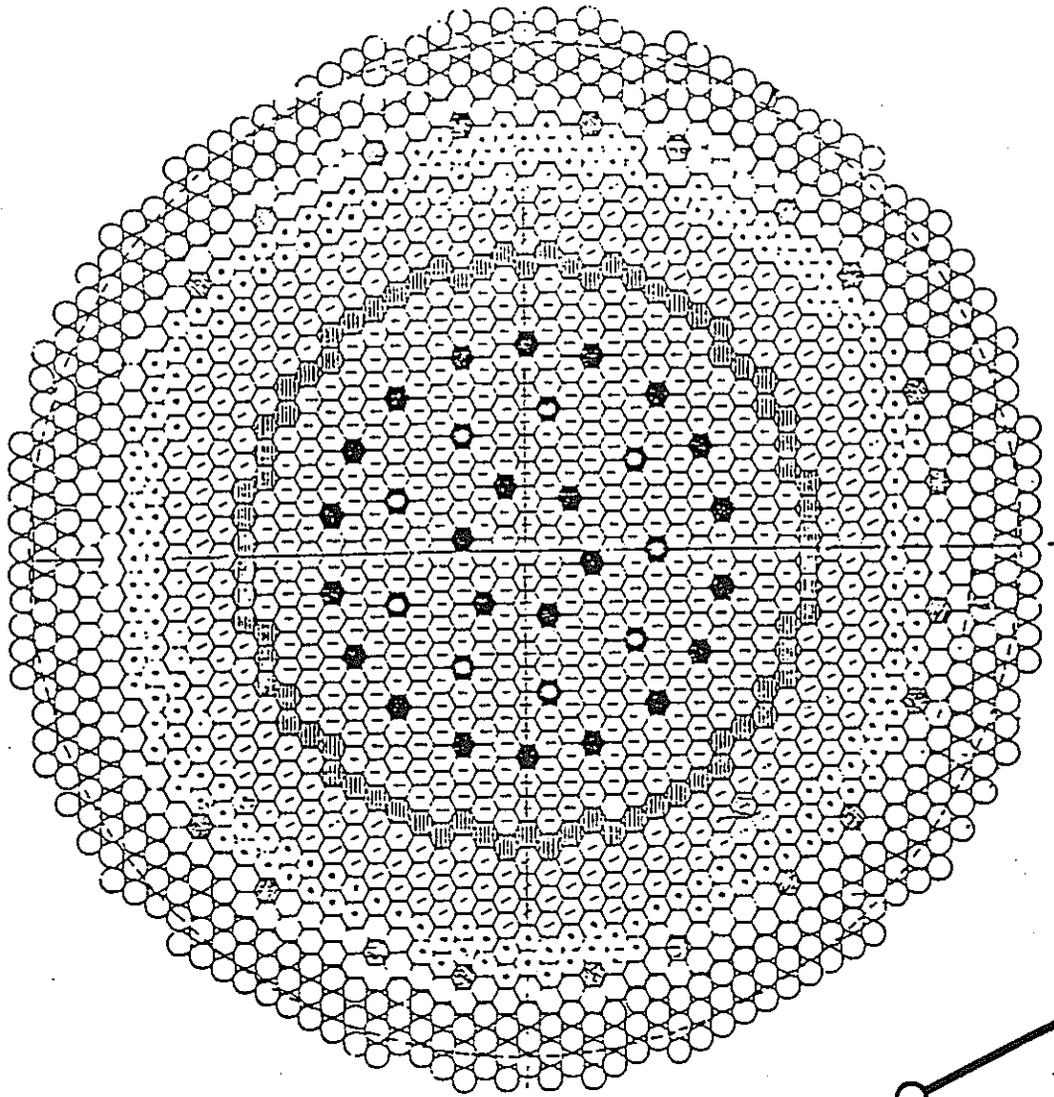
ZPPR-13C

JUPITER-II 実験の炉心配置

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

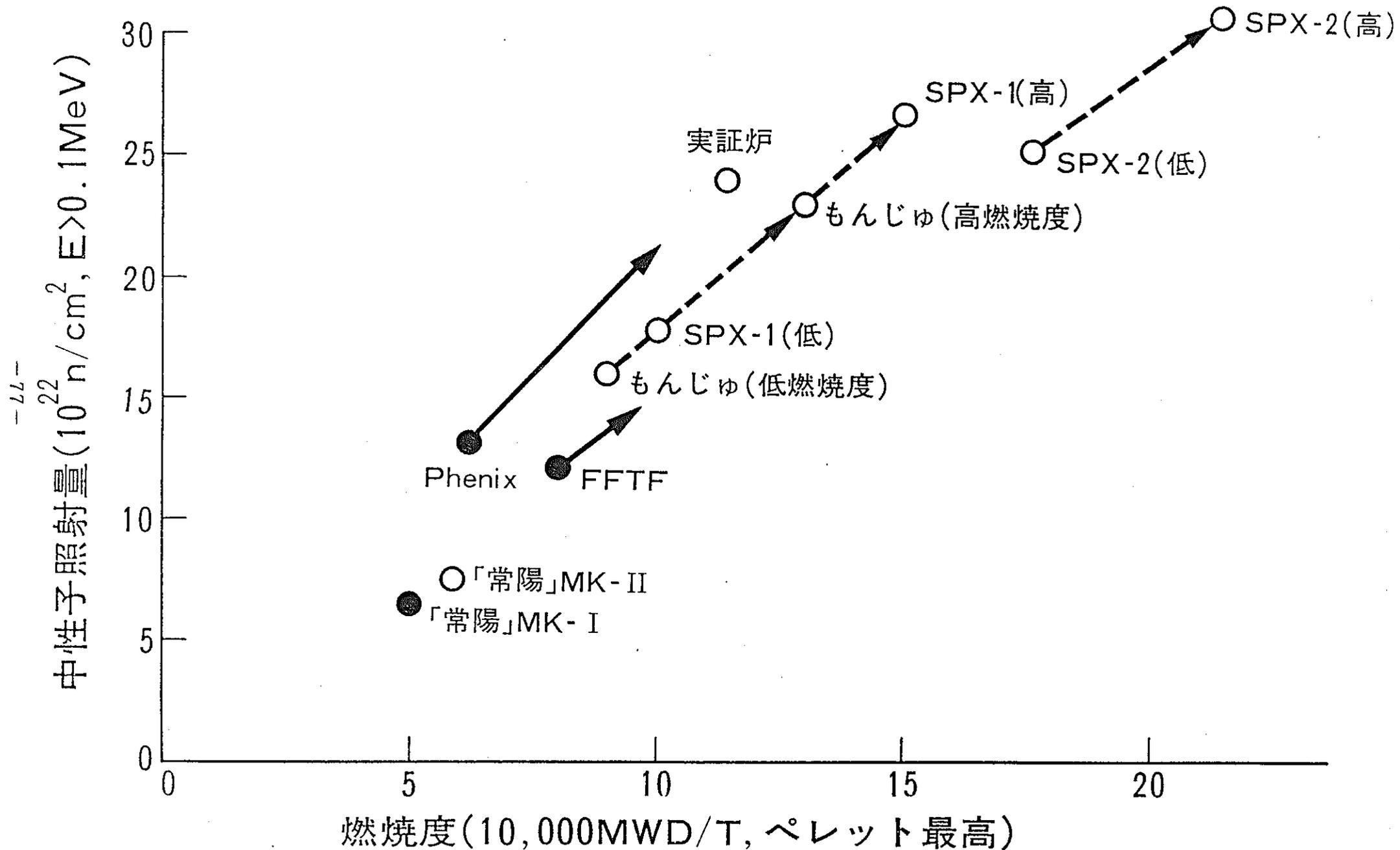
課題1. 大型炉心設計精度の向上



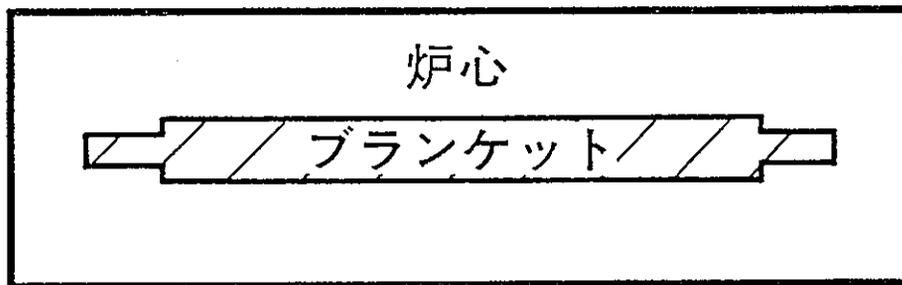
核設計精度（ 2σ レベル）

	<u>現状</u>	<u>要求</u>
実効増倍率	$\pm 1.0\% \Delta k$	$\pm 0.5\% \Delta k$
制御棒反応度	$\pm 16\%$	$\pm 10\%$
出力分布	$\pm 12\%$	$\pm 5\%$
燃焼反応度	$\pm 50\%$	$\pm 15\%$

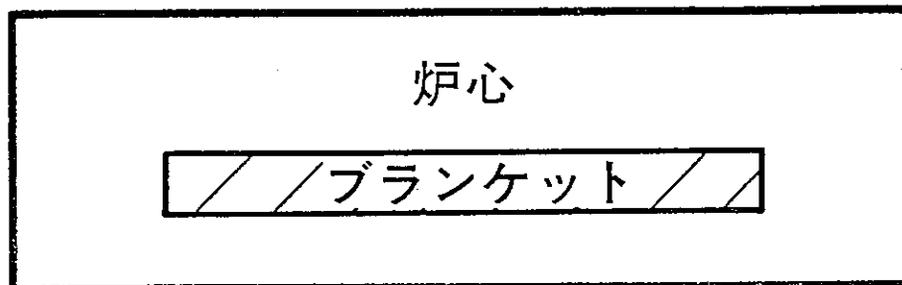
課題2. 燃焼特性把握と高燃焼度炉心設計



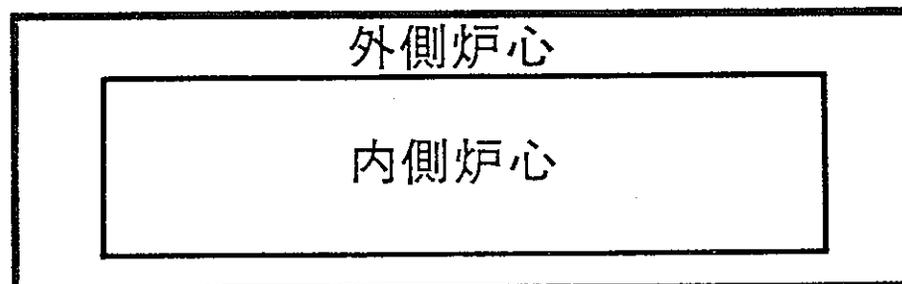
課題3. 新炉心概念の特性把握



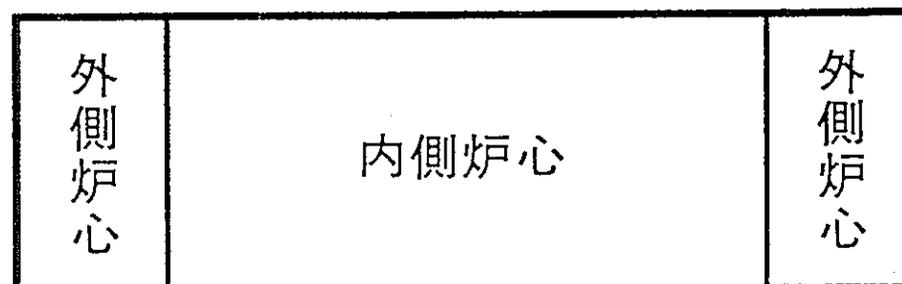
対称型軸非均質炉心



非対称パフエ型炉心



回字型炉心



中性子束平坦型炉心

燃 料 開 発

—— 照射実績の反映 ——

甲 野 啓 一

燃料開発—照射実績の反映

1. 「常陽」燃料の健全性確認と設計評価

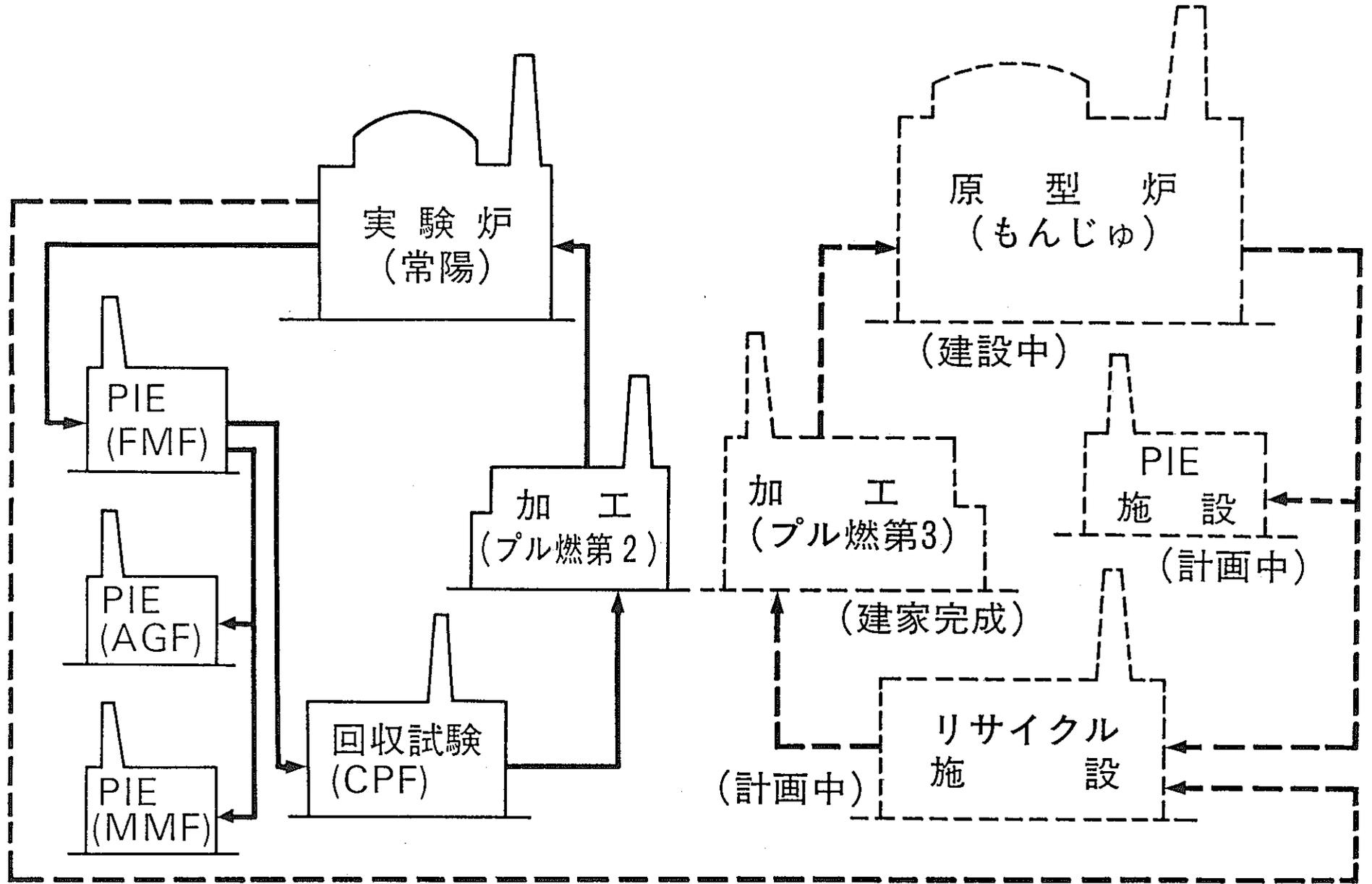
- 燃焼度 50,000MWD/T (軽水炉は 35,000MWD/T)
- 照射量 $0.7 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ (軽水炉は $0.1 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ 未満)

2. 「もんじゅ」型燃料の高燃焼度達成試験と安全審査への寄与

- 燃焼度 98,000MWD/T
- 照射量 $2.3 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$

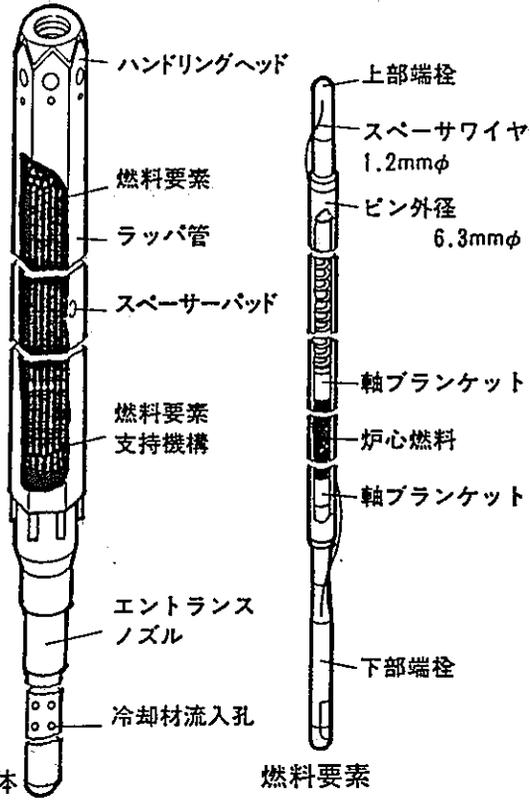
3. 実証炉燃料設計への寄与

- 燃焼度 100,000MWD/T
- 照射量 $2.5 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$
- 経済性の追求



FBR燃料サイクルの **現状** と **計画**

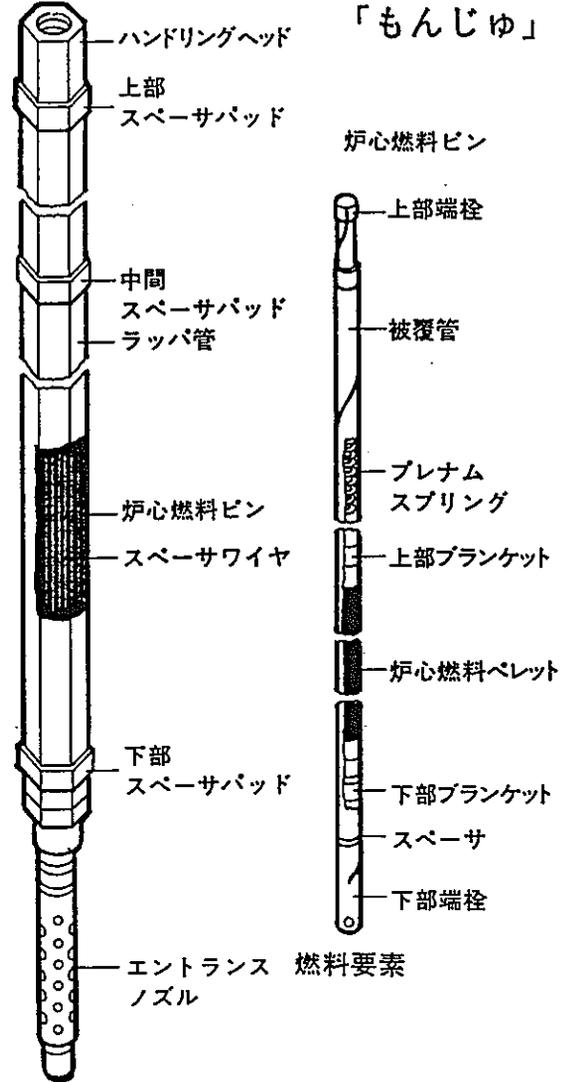
「常陽」
MK-I



炉心燃料集合体

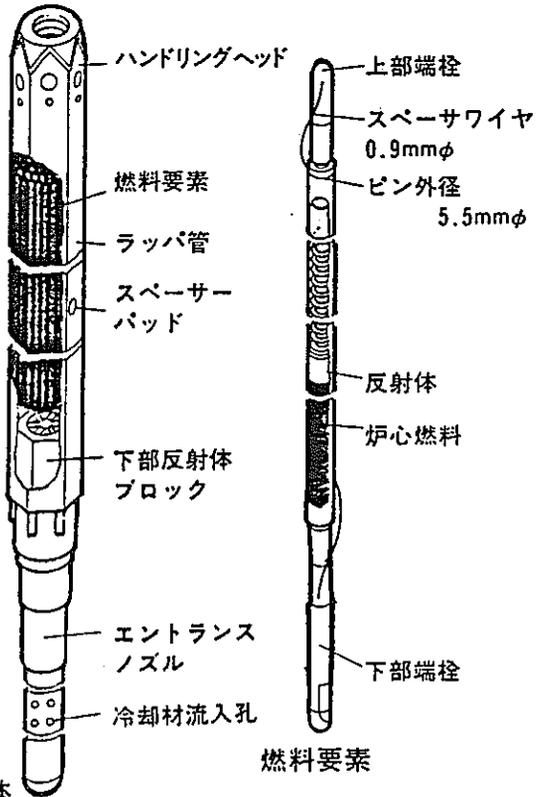
燃料要素

「もんじゅ」



燃料集合体

「常陽」
MK-II



炉心燃料集合体

燃料要素

	常陽 MK-I	常陽 MK-II	もんじゅ
型式	インテグラル、ラッピングワイヤ方式		
全長	2970mm	2970mm	4200mm
燃料要素全長	1910mm	1533mm	2520mm
燃料要素外径	6.3mmφ (5.4mmφ)	5.5mmφ (4.6mmφ)	6.5mmφ (5.4mmφ)
燃料長さ	600mm	550mm	930mm
燃料要素本数/集合体	91	127	169

照射試験実績

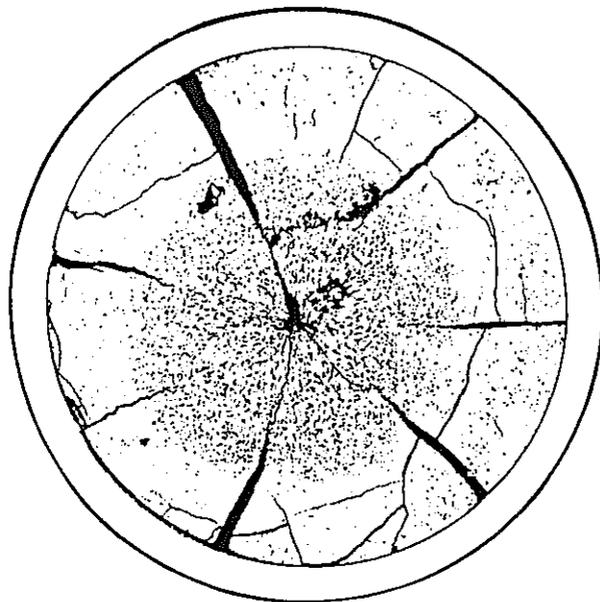
実験炉「常陽」照射			
区 分	炉 心	MK-I	MK-II
	炉 心 燃 料		34体 (3,094本)
特 殊 燃 料		—	2体 (60本)
ブランケット燃料		15体 (285本)	—
制 御 棒		9体 (63本)	3体 (21本)
サーベイランス材その他		12体	4体
累 計		82体、約3,900本	

海外炉照射（米、英、仏）

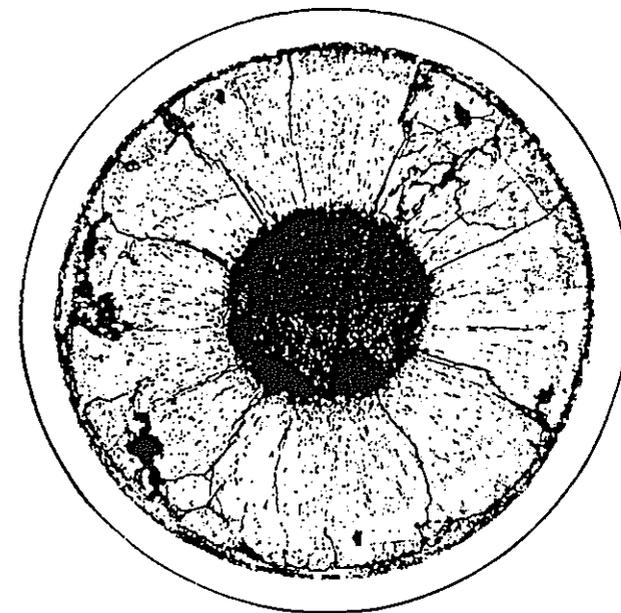
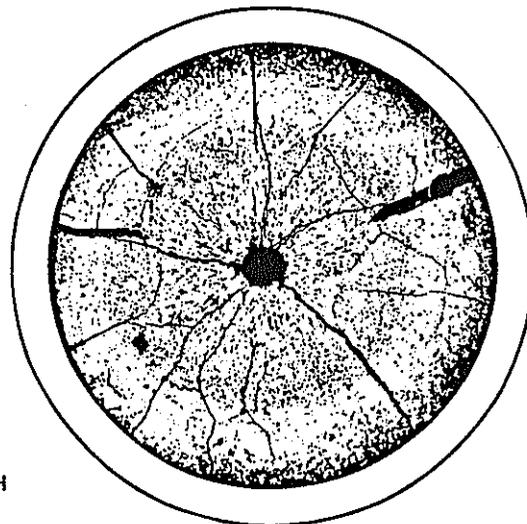
「常陽」型燃料5件、「もんじゅ」型燃料23件、
被覆管材料11件

国内炉照射（JMTR、JRR-2）

燃料20件、制御棒3件、構造材料8件、
遮蔽材4件、計装材料その他5件



1 mm



「常陽」MK-I

炉心燃料

燃焼度 48,000MWD/T

線出力 280W/cm

「常陽」MK-II

炉心燃料

16,000MWD/T

360W/cm

「もんじゅ」型

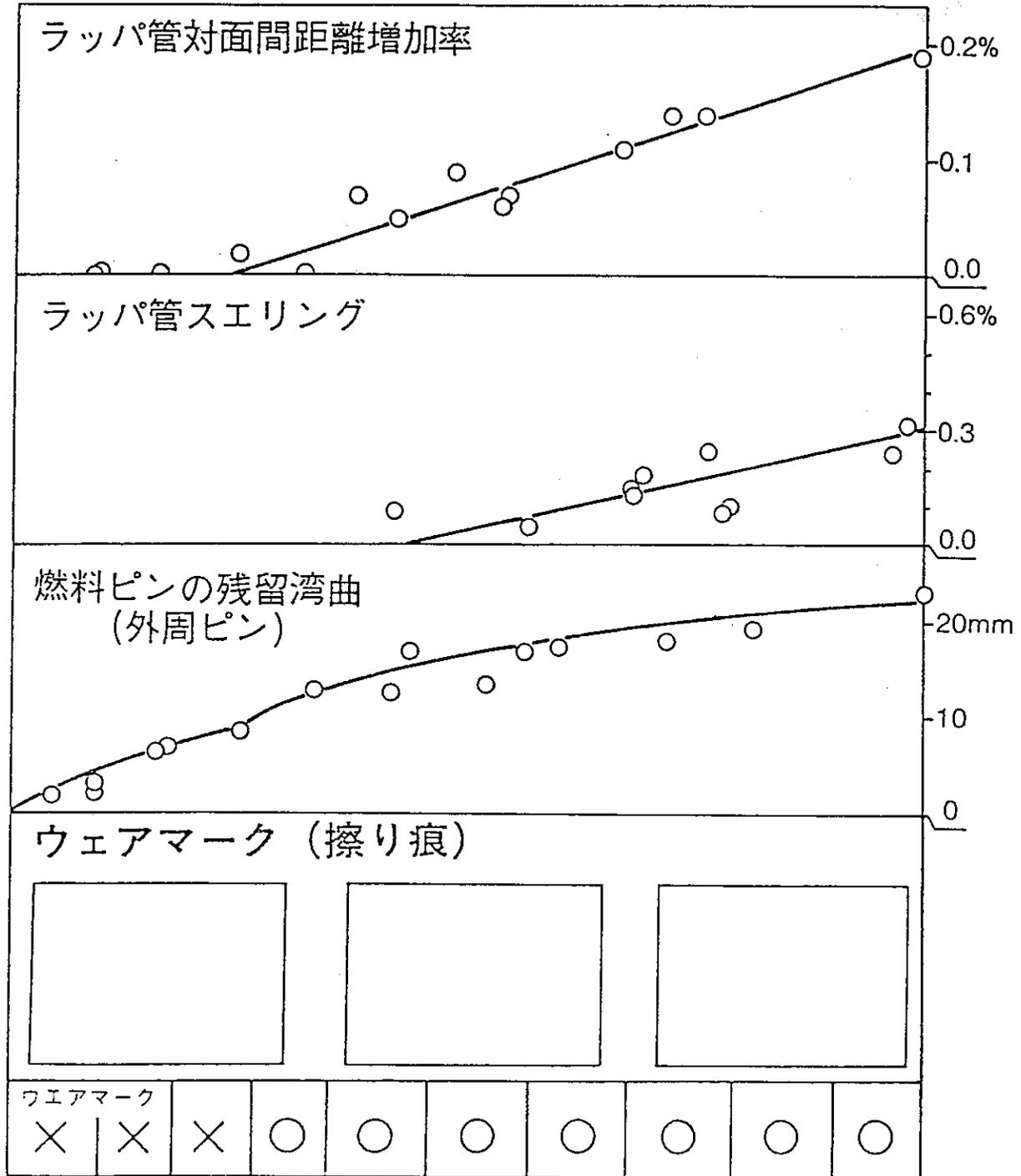
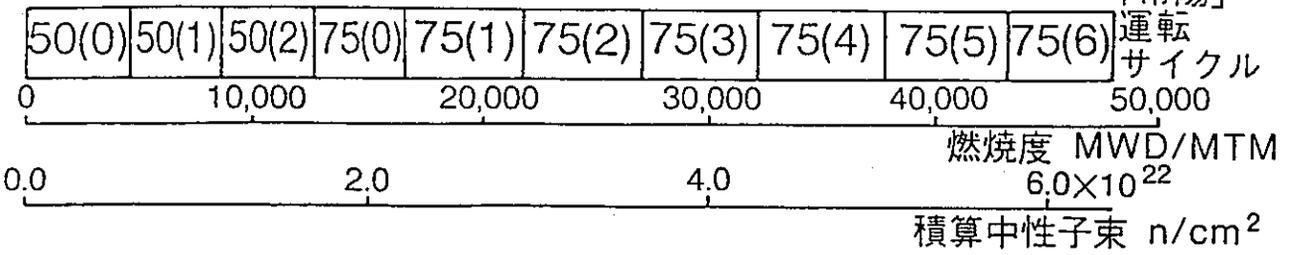
海外炉照射試料

128,000MWD/T

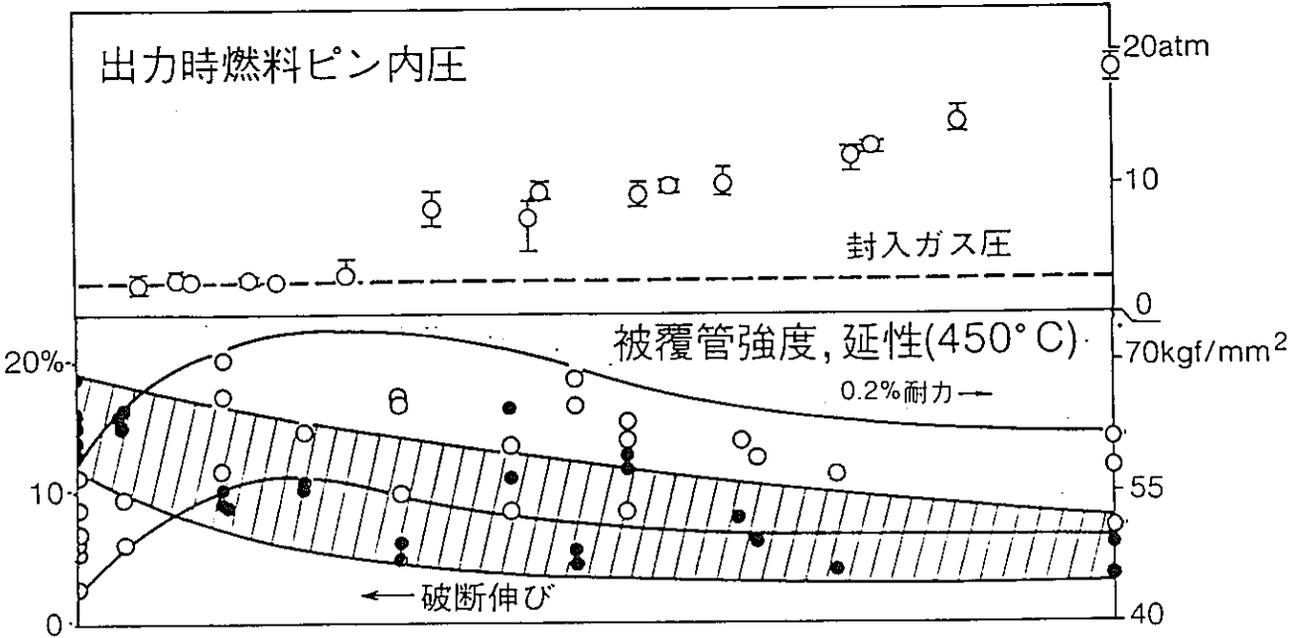
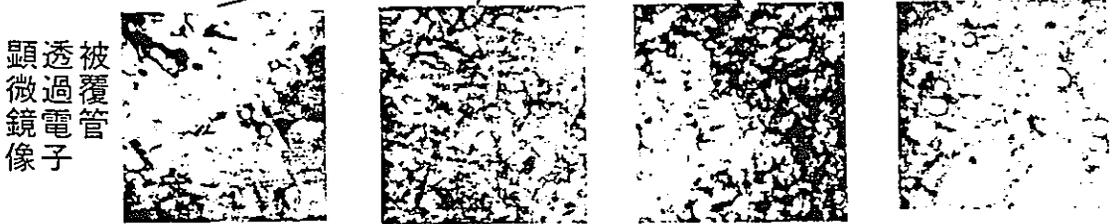
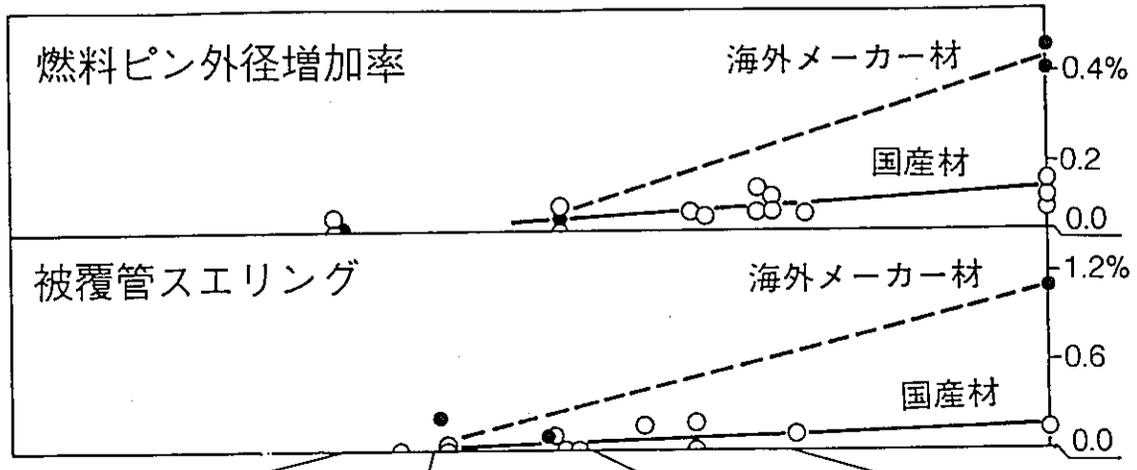
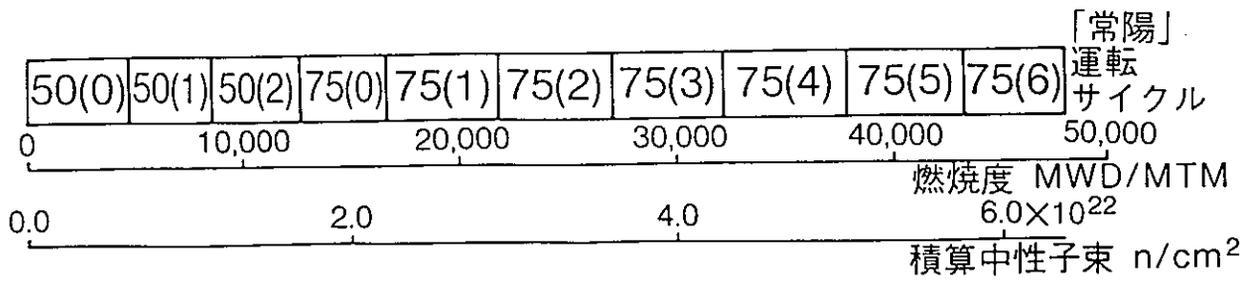
480W/cm

照射されたFBR燃料の断面金相写真

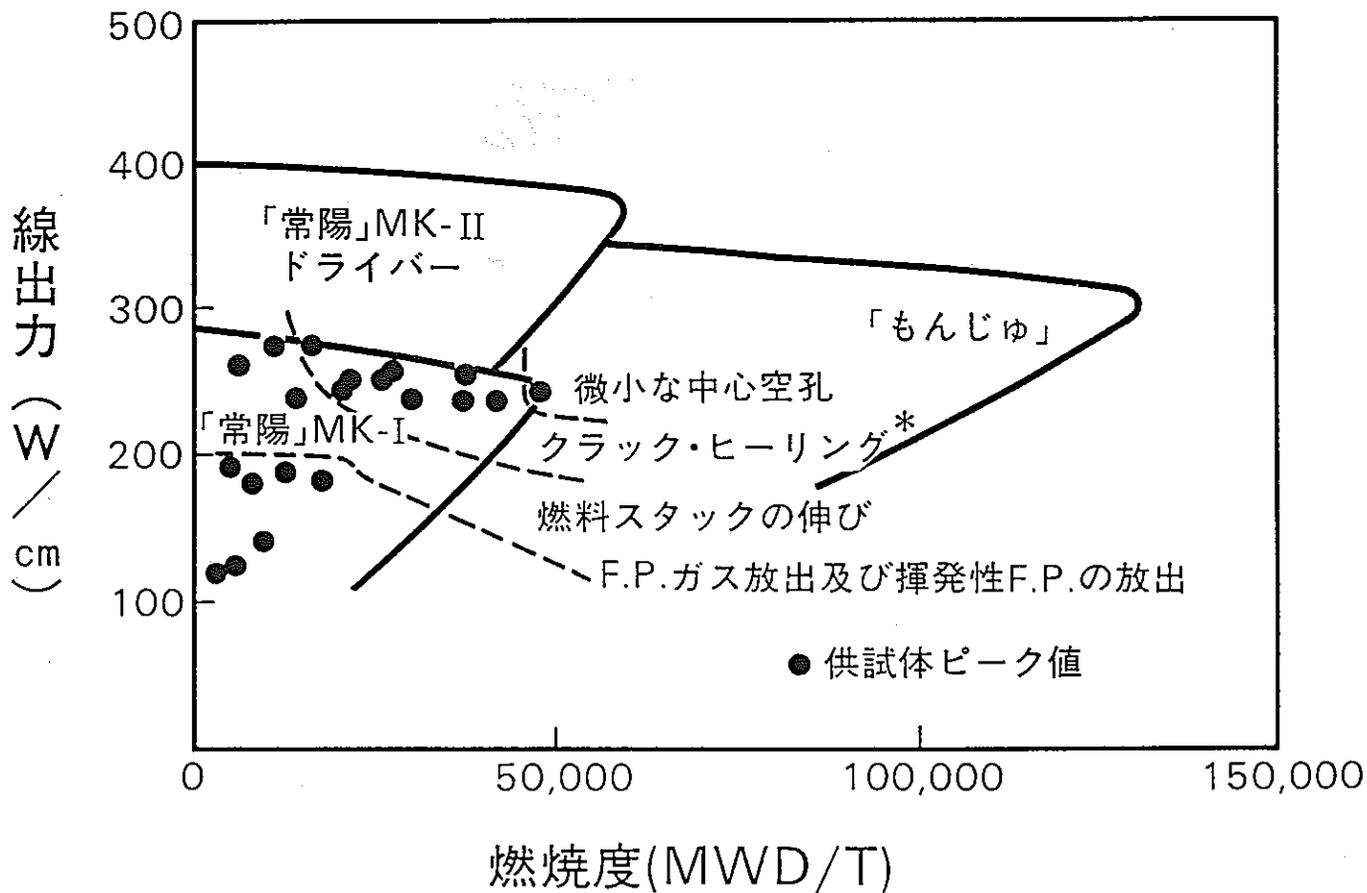
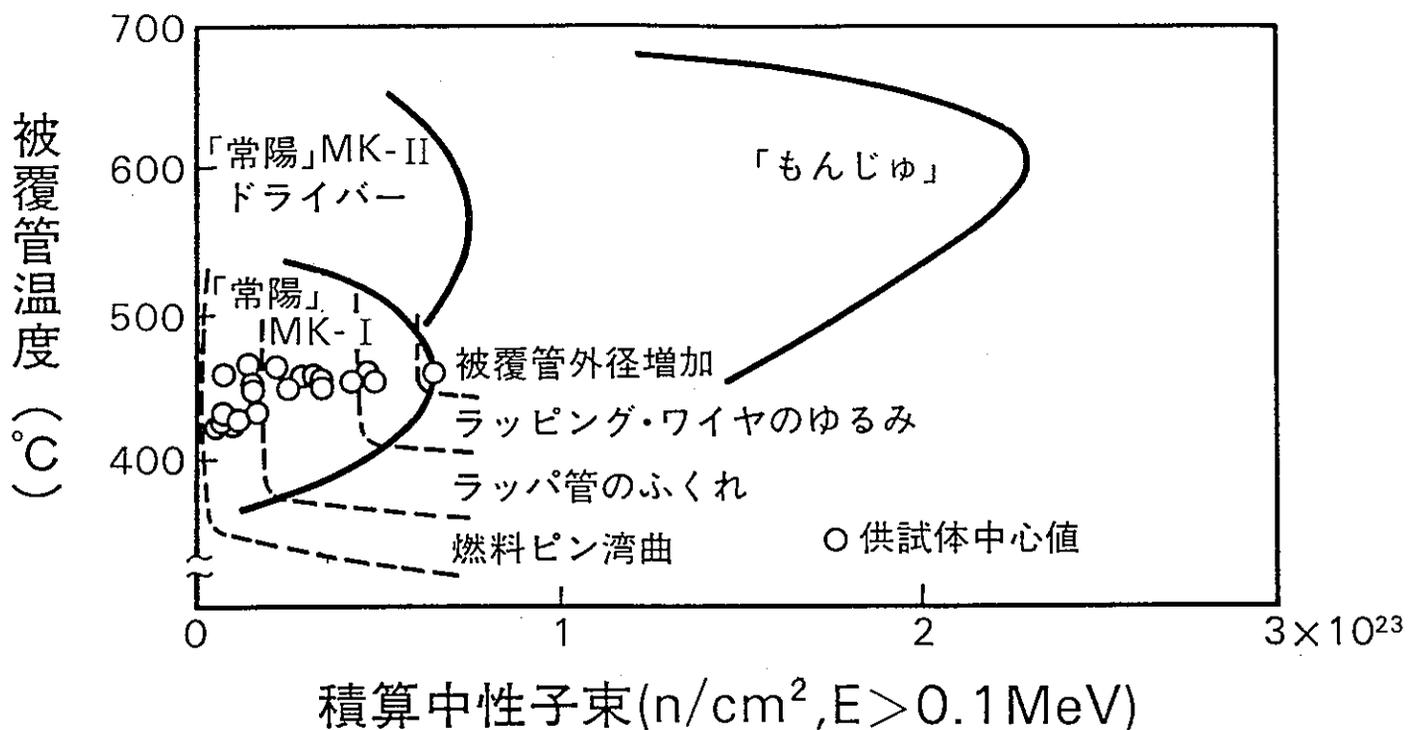
「常陽」
運転
サイクル



「常陽」MK-I の運転サイクルに伴う
燃料・材料の変化

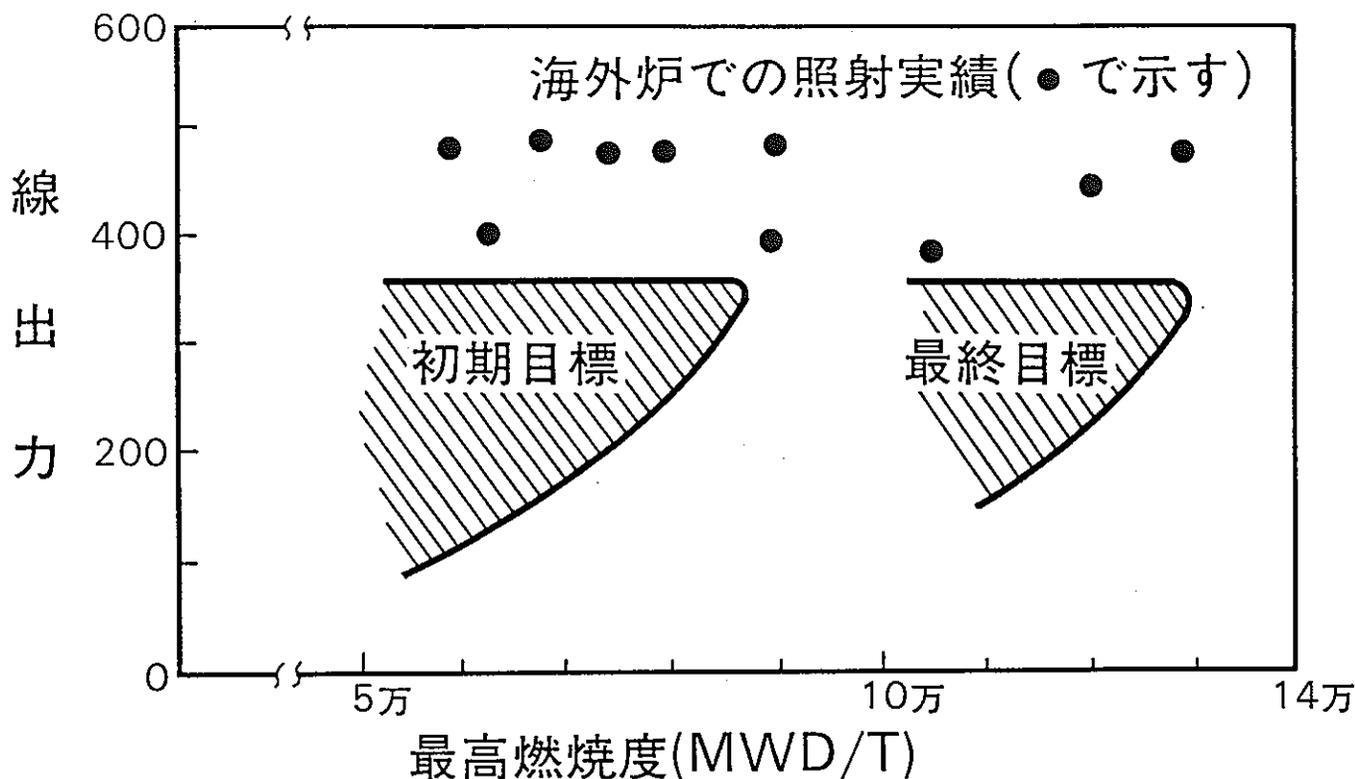


「常陽」MK-I の運転サイクルに伴う
燃料・材料の変化

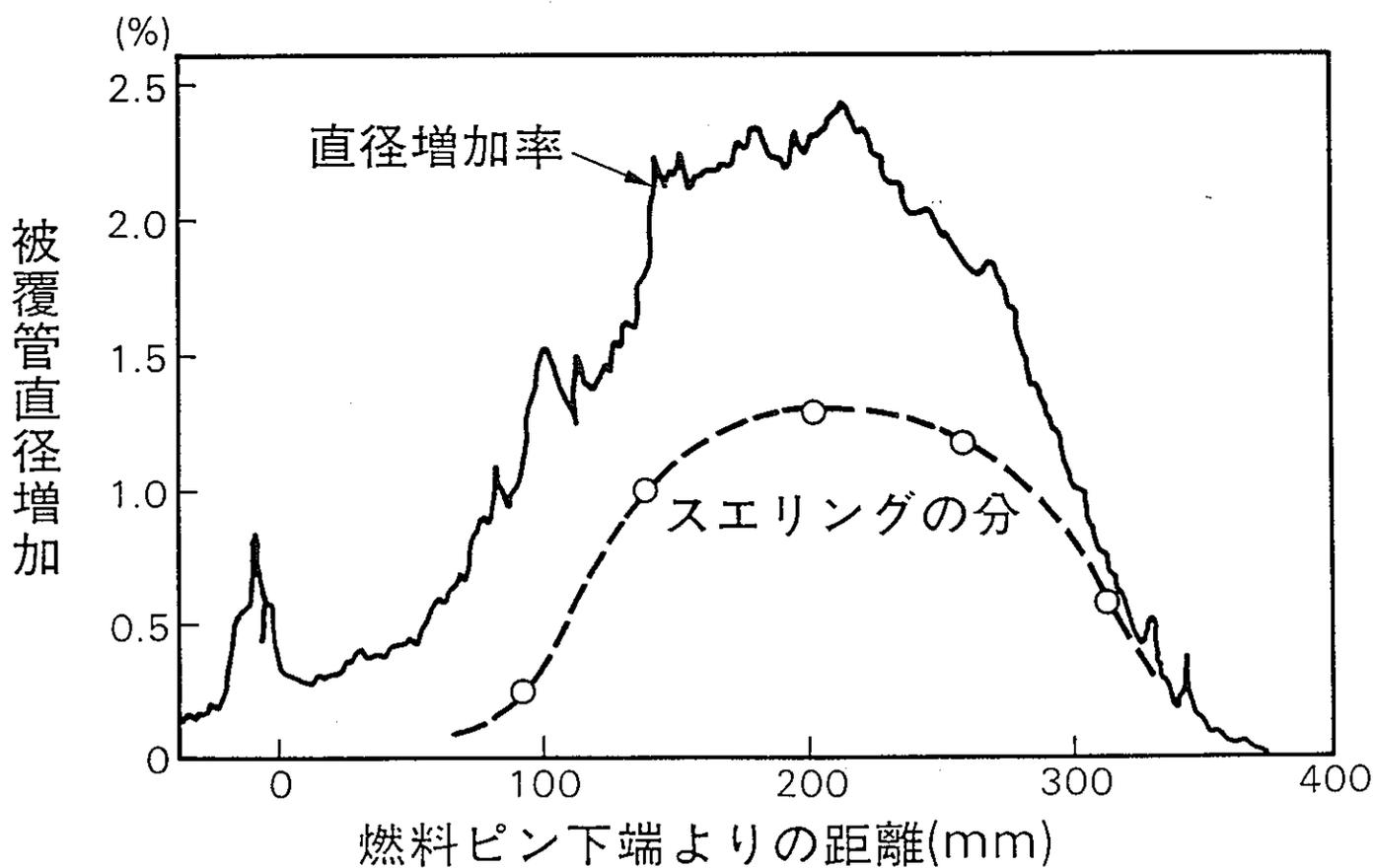


「常陽」MK-I, MK-II 及び「もんじゅ」の 照射条件とMK-I 燃料の照射挙動

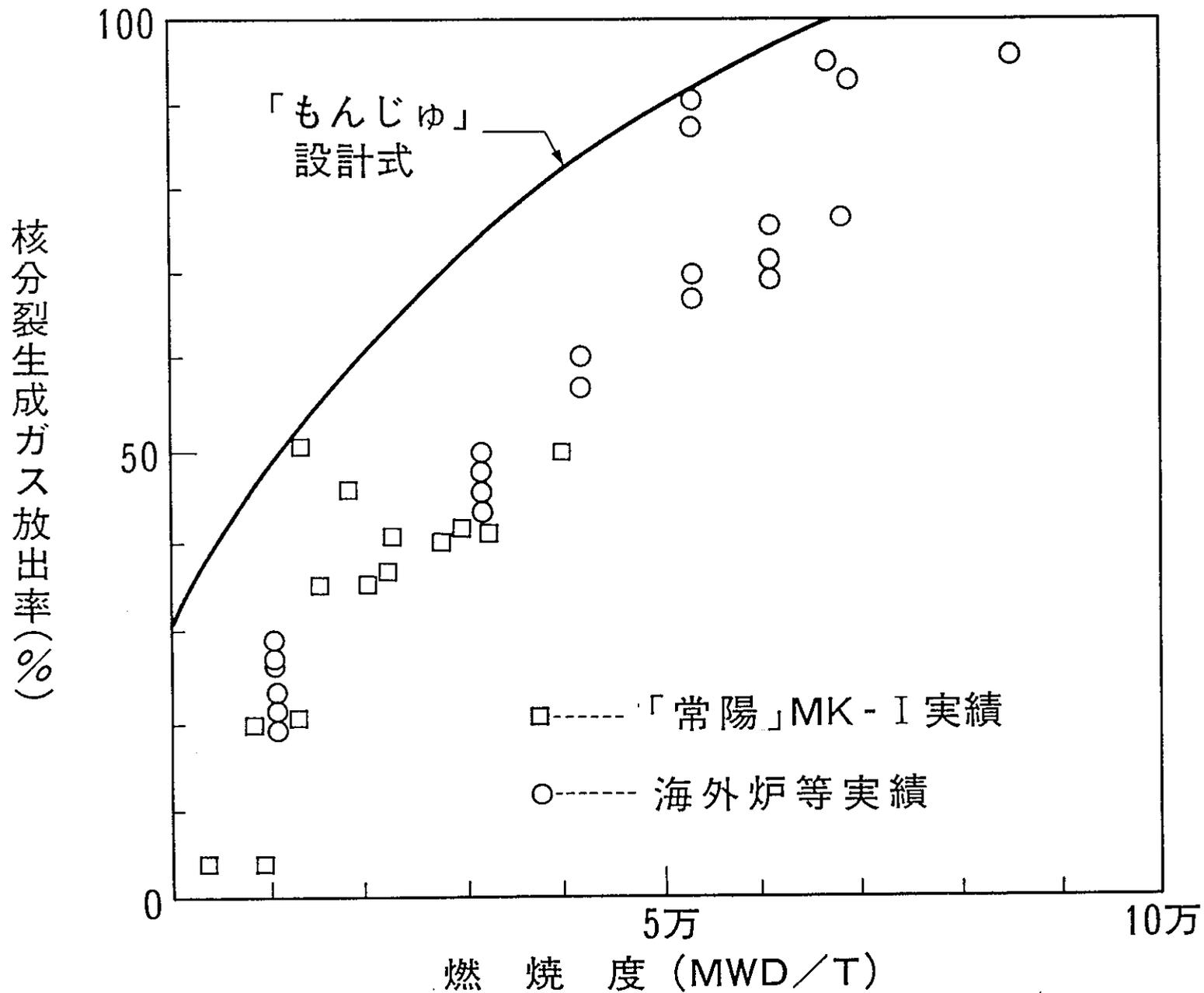
*クラックの癒着・消滅



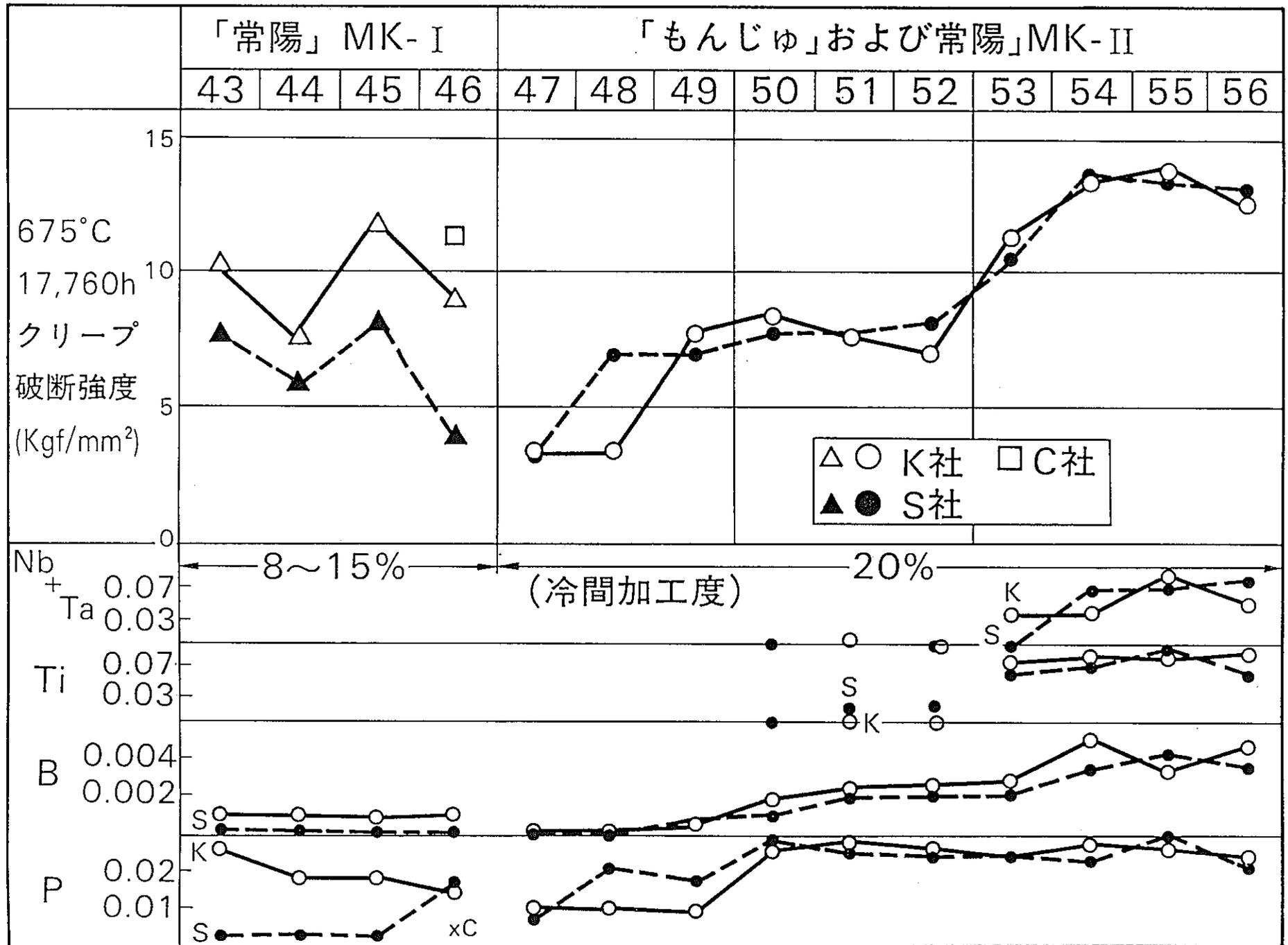
「もんじゅ」型燃料の海外炉照射条件



海外炉照射「もんじゅ」型燃料ピンの被覆管直径増加(燃焼度 約130,000MWD/T)



核分裂生成ガスの燃料から被覆管内への放出率



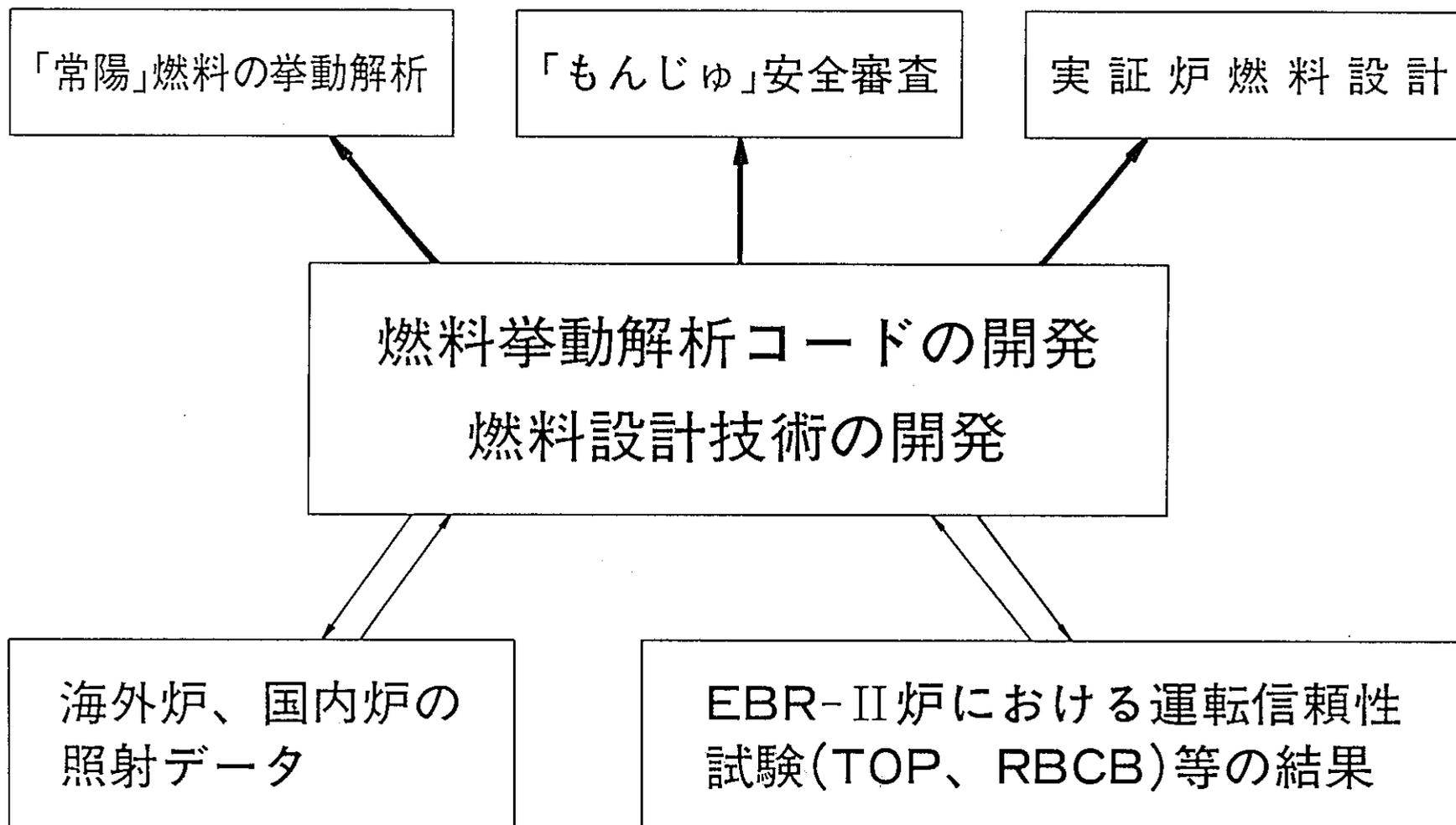
燃料被覆管のクリープ強度の推移

炉心材料の開発計画

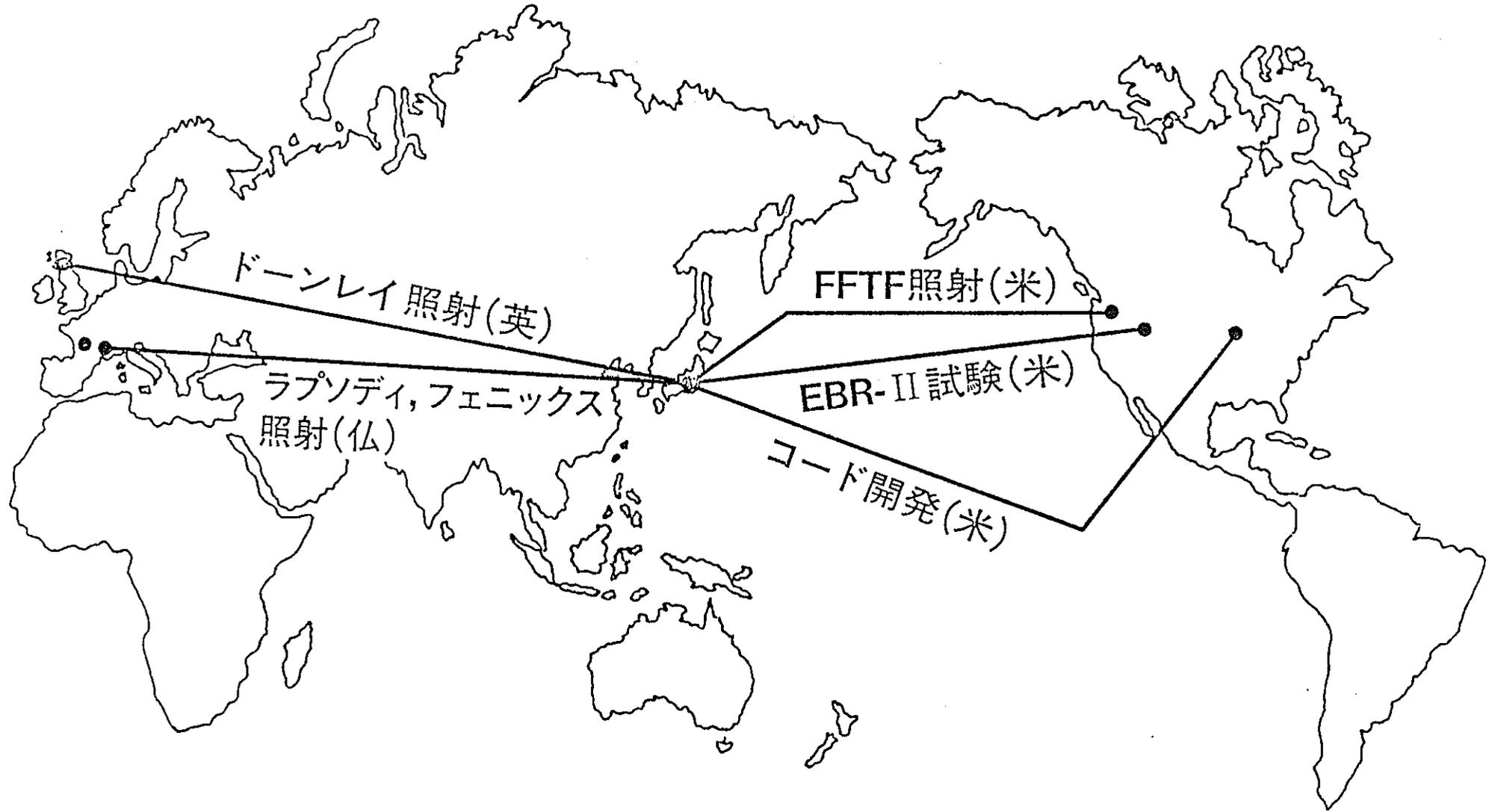
	昭和52年	55年	60年	65年	68年
316相当ステンレス鋼 18%Cr-14%Ni-Mo等 (現用材)	常陽に使用				
	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block; margin: 5px auto;">材料、ピン、バンドル照射</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block; margin: 5px auto;">もんじゅ(初期)使用</div>				
改良ステンレス鋼 15%Cr-20%Ni-Mo等 (バックアップ材)	試作、炉外試験		材料、ピン、バンドル照射		
	<div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block; margin: 5px auto;">もんじゅ使用検討</div>				
析出強化型 高ニッケル合金	試作、炉外試験		材料、ピン、バンドル照射		
	<div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block; margin: 5px auto;">実証炉設計</div>				
フェライト鋼 (将来材)	試作、炉外試験		材 料 照 射		

主な検討項目：スエリング、強度、脆化防止、耐食性

燃料挙動解析手法の開発と国際協力



FBR燃料開発に関する国際協力



TOP : 燃料ピンの過渡過出力試験

RBCB: 破損燃料ピンの継続照射試験

燃料開発の今後の課題——照射実績をふまえて

1. 性能向上——長寿命、高線出力、安全性
 - 高照射量に耐える被覆管などの材質向上が特に重要
2. 設計合理化——原子炉設計と関連させての合理化
 - 燃料集合体の短尺化、燃料ピンの太径化
3. 経済性向上——性能向上、設計合理化が経済性に通じる
 - 長寿命による経済性向上
 - 燃料集合体の短尺化による原子炉建設費の低減
 - 燃料加工費、再処理費低減を可能とする設計合理化

高速実験炉「常陽」の運転成果と将来展望

— 建設費及び運転費に関する経済性の立場から —

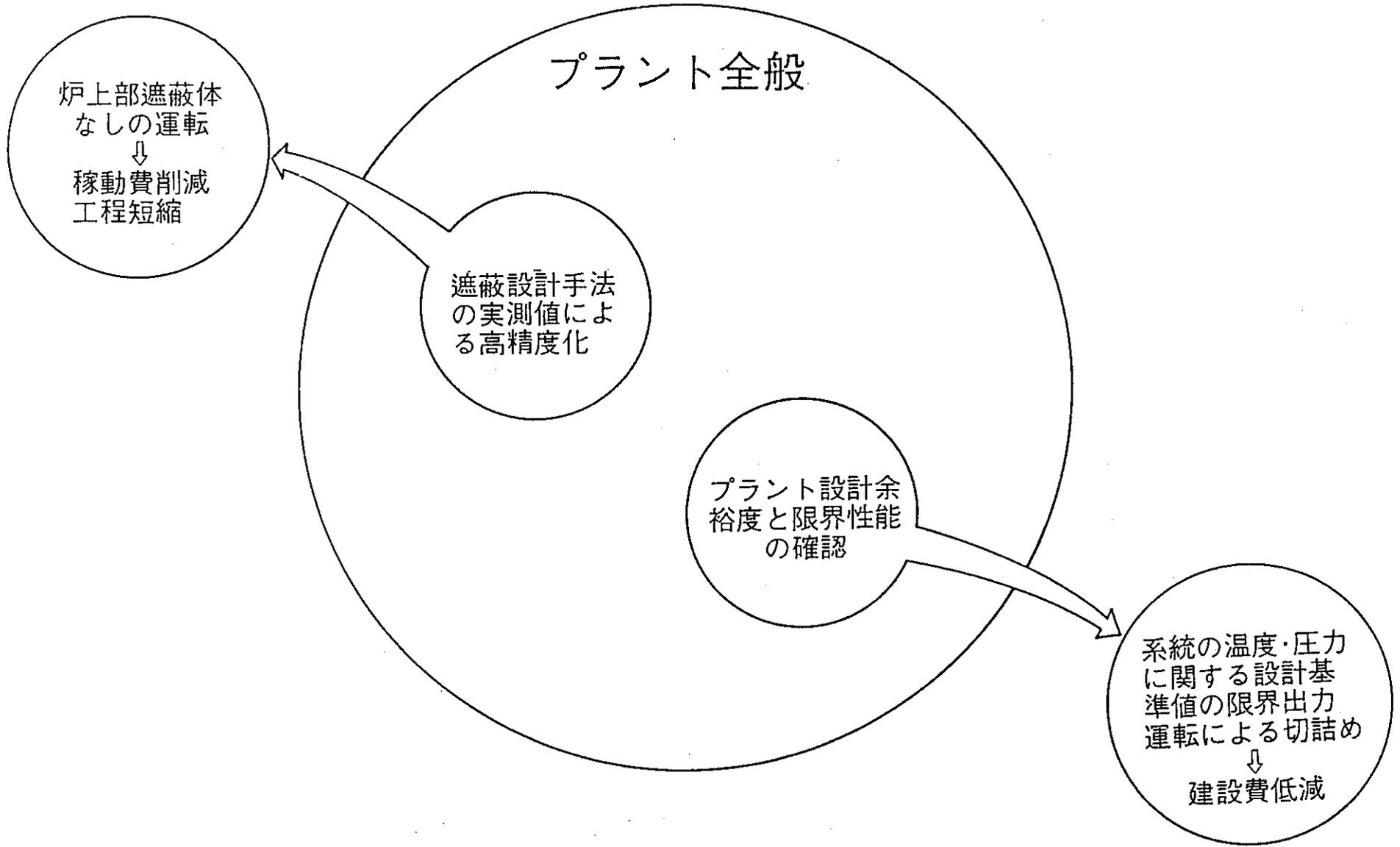
松 野 義 明

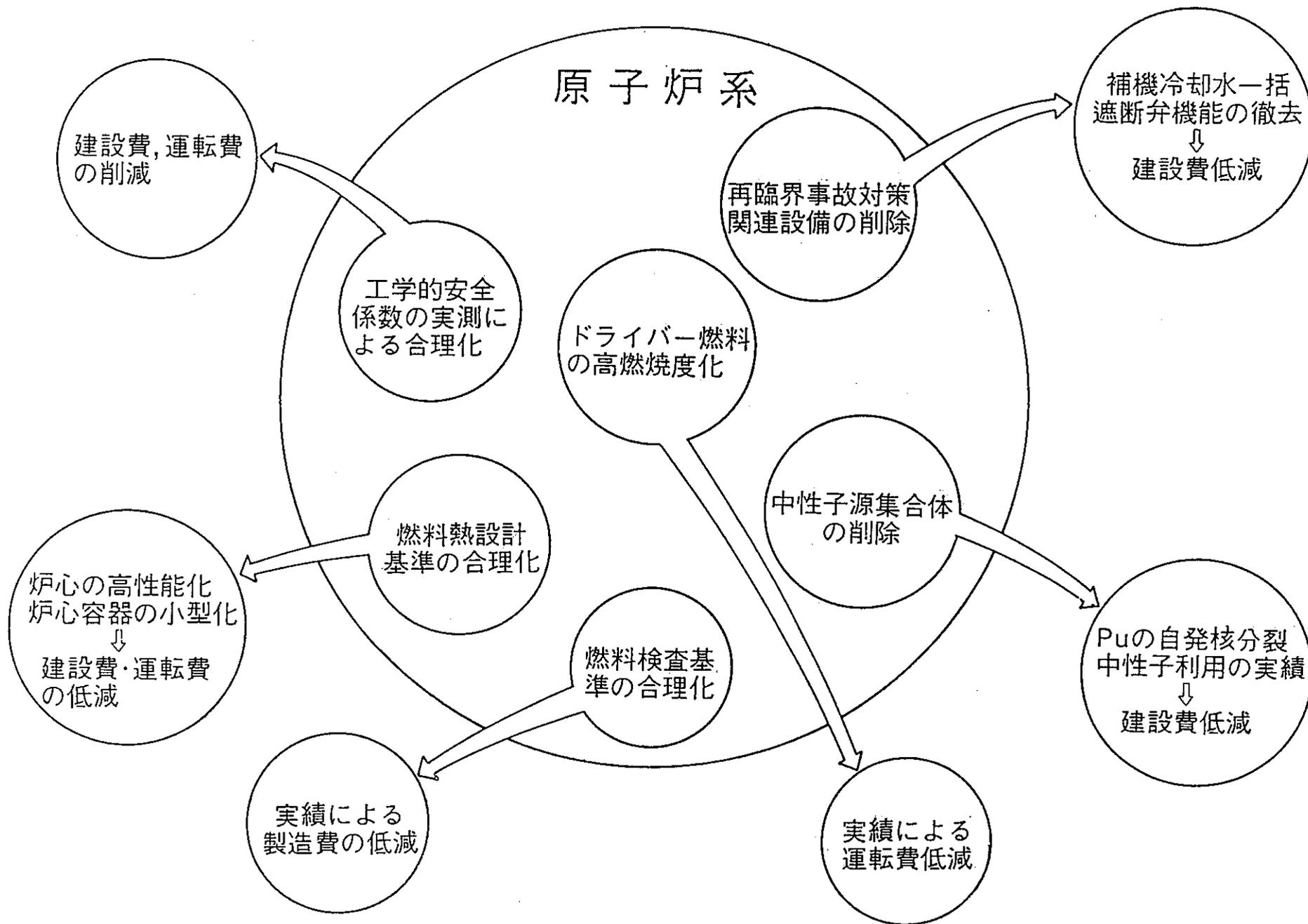
結 論

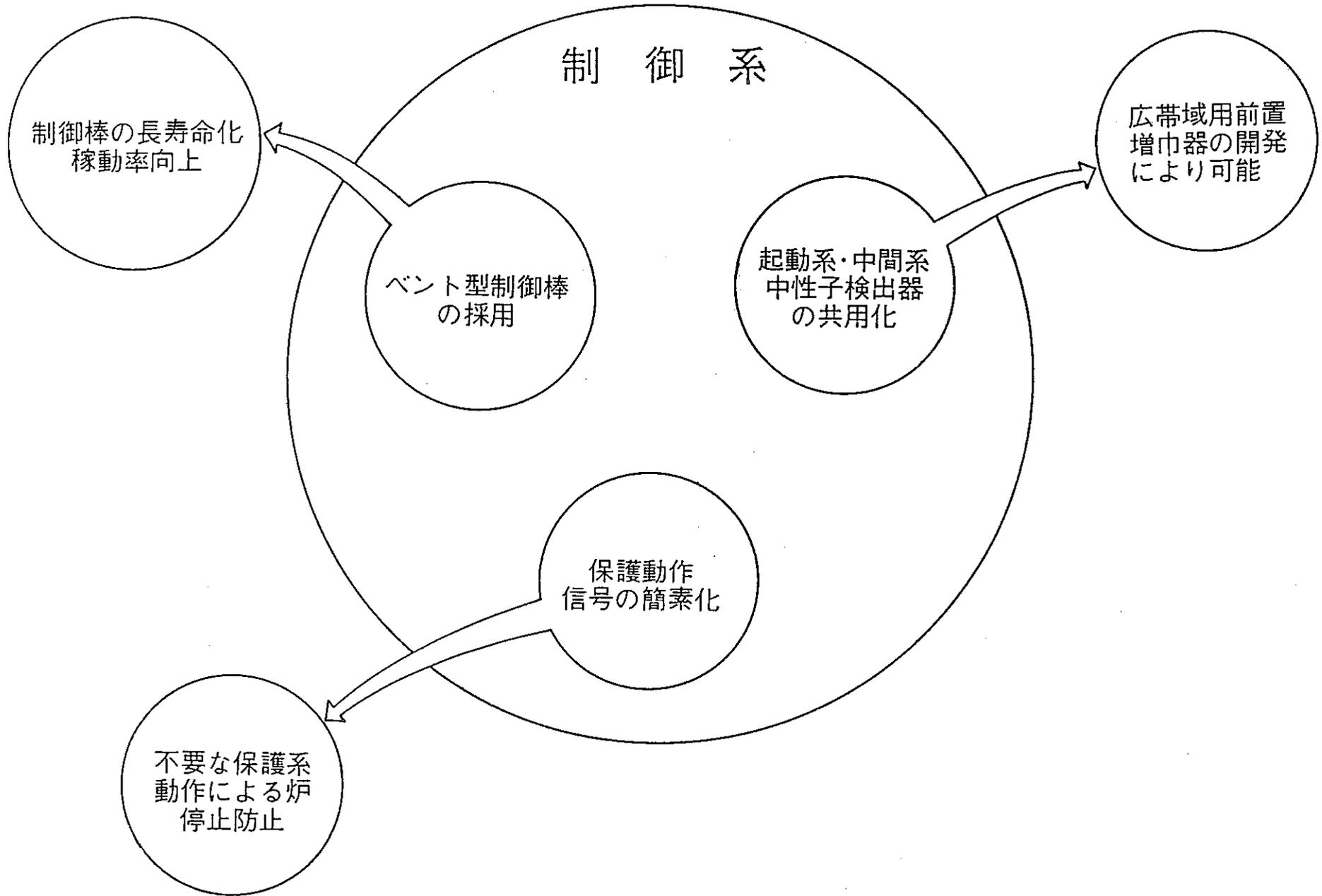
1. 性能試験結果を反映して「常陽」MK-II炉心の工学的安全係数の再評価を行った。(流量分布, 出力分布, 原子炉熱出力)
2. 再評価により被覆管温度に対する全工学的安全係数は, 約1.20から約1.15へ約5%の削減が可能となった。
3. 再評価前後のホットスポット温度は, 冷却材, 被覆管中心, 燃料中心に対し, それぞれ 15°C (6%), 16°C (6%), 38°C (2%) 削減された。
4. 性能試験結果を反映することにより, MK-II炉心の熱的裕度が大幅に増大することになった。
5. この結論を100万kWe級のFBRプラントに適用しうるとすると, H・S・F 5%の切りつめに対し, 年間約25億円の運転費低減(約50銭/kWh)となる。

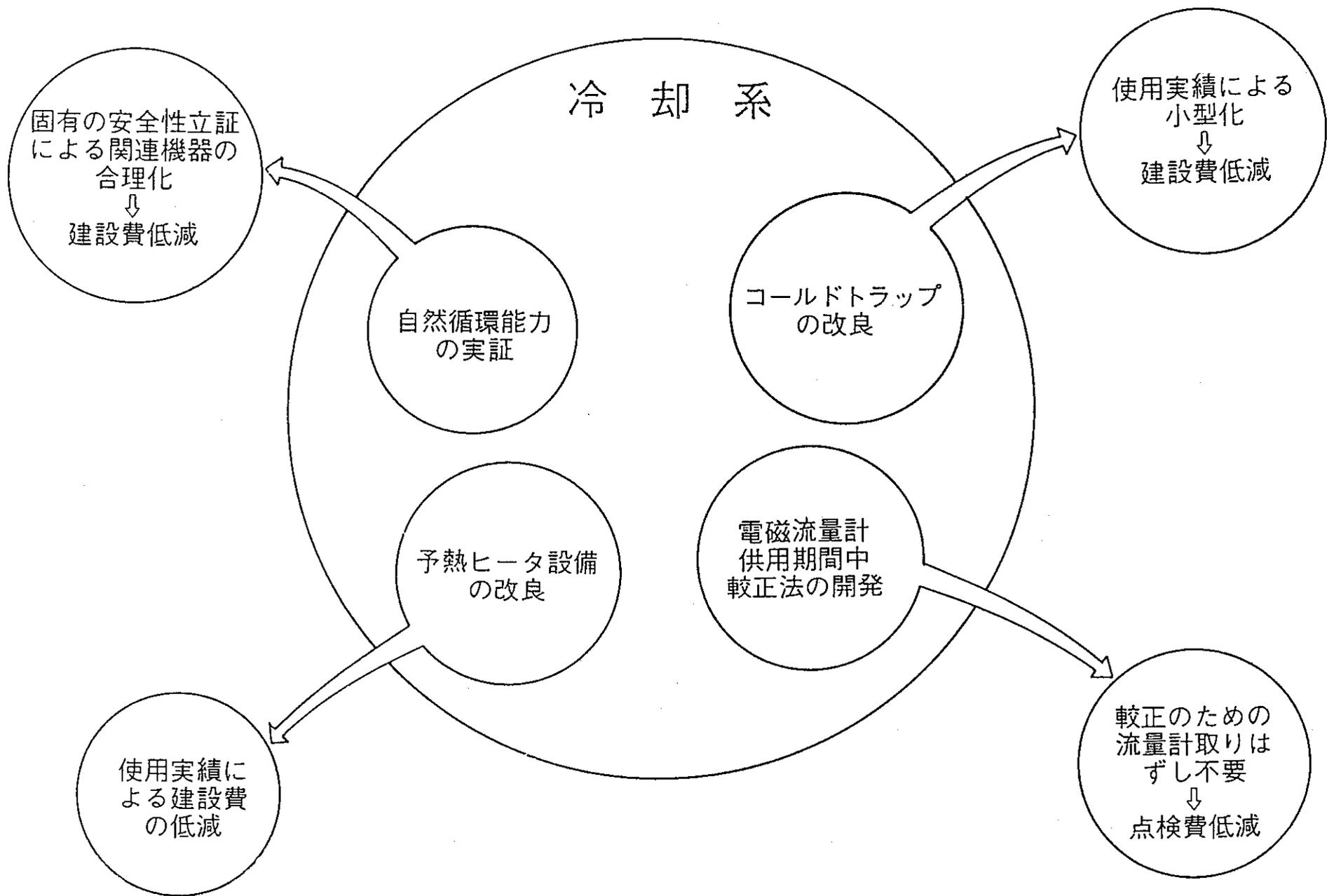
燃料・材料開発の寄与するFBRの経済効果

項 目	開 発 目 標	経済効果への寄与	備 考
燃料サイクルコスト	燃焼度向上 80GWD/T→120GWD/T (原型炉) (実用炉)	発電コストに占める燃料の寄与分を $\frac{1}{2}$ に低減する	
プラントコスト	出力密度向上 300w/cc→470w/cc (実証炉) (実用炉)	プラントコストを約12%低減	
燃料製造コスト	製造仕様の緩和	燃料コスト低減額 実験炉 3,800千円 / 集合体 原型炉 12,000千円 / 集合体 実証炉 8,900千円 / 集合体	
運転経済性	RBCBの実現 (破損燃料がある状態で) の継続運転可能性	下記の炉停止への影響を少なくする 原型炉 1億円 / 日 実証炉 3億円 / 日	
ダウンストリームの経済性	燃料の裸貯蔵	缶詰缶の不用 実験炉 1,000千円 / 1体* 原型炉 4,000千円 / 1体**	* 水封入缶 ** He封入缶









格納系

格納容器全体
漏洩率試験
基準の確立

試験費の削減
稼働率向上

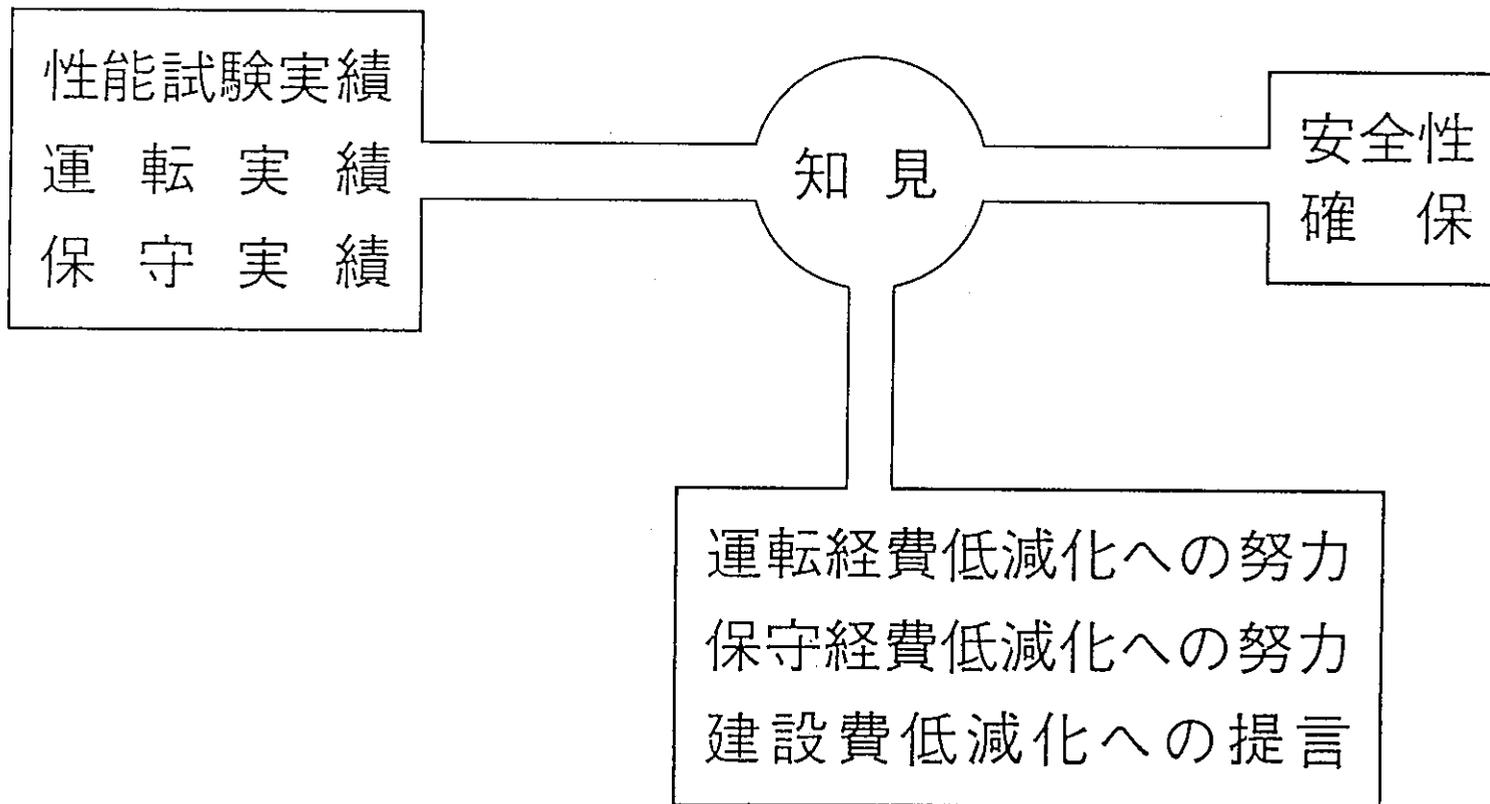
ペレット規格変更による経済効果

項目	仕様の変更		不適合率		1集合体当りの 低減コスト	第2次 (50体)	第3次 (50体)
	旧	新	旧	新			
蒸発性不純物規格	100 $\mu\text{l/g}\cdot\text{MO}$	150 $\mu\text{l/g}\cdot\text{MO}$	14.7 %	4 %	130 千円	21,500 ^{千円}	81,500 ^{千円}
Puスポット規格	100 μm	濃度法 (300 μ)	6 %	0 %	300 千円		
密度規格	93 \pm 2	93 \pm 3	14.7 %	0 %	200 千円		
外観規格	ワレ 0.2 \times 4 mm	—	10.9 %	6.4 %	1,000 千円		

(合計 1,630 千円)

燃料検査基準の合理化

項目	仕様変更		仕様変更理由
	旧	新	
蒸発性不純物 ($\mu\text{l/g.MO}$)	<100	<150	海外の照射実績(ラプソディPNC-1)及びMK-Iからの運転実績, 製造経験から技術的に検討した結果, FPプレナムポリウムによる被覆管への健全性をそこなわない程度に変更した。
Puスポット径 (μm)	<100	濃度換算法 (max ; 300)	海外の照射実績(SNR-300)及びMK-Iからの運転実績により, 技術的に検討した結果, Puスポットに濃度換算法を適用した場合の核熱的影響が極めて小さい事から変更した。
外観	ワレ 0.2×4mm	—	MK-Iからの運転実績及び大きな欠陥(カケ, ワレ)を有する燃料の照射試験データの蓄積により変更予定である。



格納系

格納容器全体漏洩率試験方法及び頻度基準
の確立

53/2, 54/12, 57/11 の3回の試験実績により
1回/年 ⇒ 3回/10年



約70,000K ¥ /年の保守費低減

冷 却 系

1. 自然循環による除熱可能性の確立
2. 予熱ヒータ設備の改良

自然循環試験

試験目的

1. 「常陽」プラント固有の安全性確認
2. 解析コードの開発・検証

————→将来炉への反映

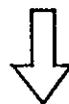
原子炉系

- 工学的安全係数の見直し
- 燃料ペレット検査基準の合理化

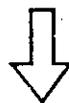
目的

工学的安全係数(H・S・F)の再評価

性能試験による各種特性の明確化



設計段階での不確かさの故にH・S・Fとして組み込まれていたものの性能試験結果による削除または縮少が可能



炉心の熱的裕度を評価すると共にMK-II炉心の能力をその限界内で最大に発揮させる。
商用炉においては経済性につながる。

予熱ヒータ設備の改良

ヒーター線の出力密度を

$2\sim 3\text{W}/\text{cm}^2 \rightarrow 1\text{W}/\text{cm}^2$ 以下に低下させた

結果,

1. ヒーター断線は皆無
2. 飽和制御による設備の合理化
3. 温度検出器取付位置の検討 } 炉運転中に投入され
配管経路の検討 } ている予熱ヒータの
低減化

ま と め

1. 「常陽」において，商用・非常用電源の全てを喪失した場合でも，原子炉停止後の崩壊熱が自然循環で除去できることを実証した。
2. 解析コードを試験データにより検証し，信頼性を向上させた。
3. 崩壊熱除去システム，非常用電源容量の合理化
⇒建設費低減

再評価前後のH・S・Fの比較

	項 目	冷 却 材	被覆管表面	被覆管内面	ギャップ内	ペレット内
再 評 価 前	累積項					
	出力分布誤差	1.04	1.04	1.04	1.04	1.04
	原子炉熱出力誤差	1.022	1.04	1.04	1.04	1.04
	炉心部流量	1.04				
	統計項					
	集合体流量	1.07	1.013			
再 評 価 後	累積項					
	出力分布誤差	1.028	1.028	1.028	1.028	1.028
	原子炉熱出力誤差	1.018	1.036	1.036	1.036	1.036
	流量配分誤差	1.04	1.007			
	統計項					
	集合体流量	1.019	1.004			

被覆管温度に対する全工学的安全係数

再評価前

再評価後

約 1.20

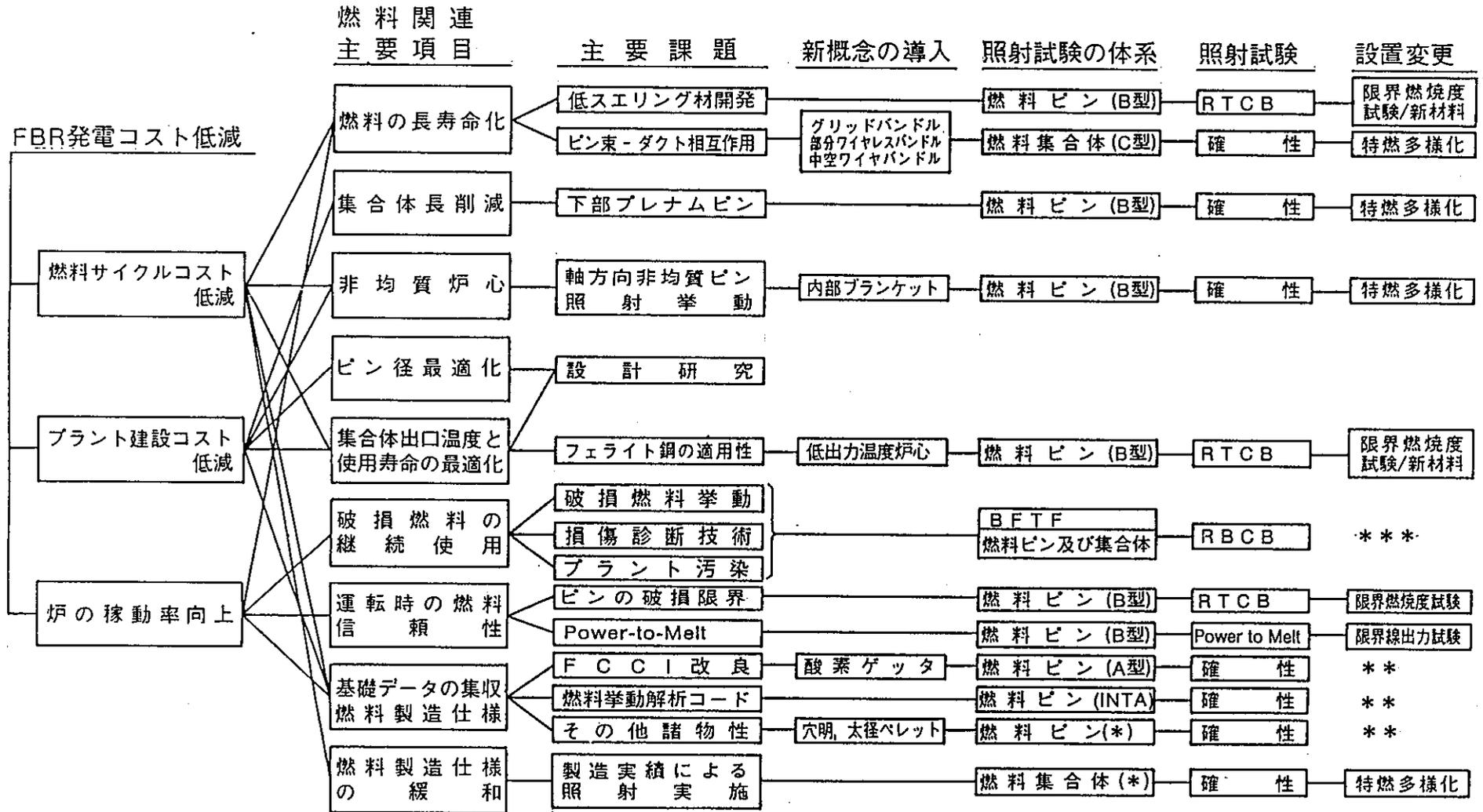
約 1.15

5%の削減

将来展望

照射試験によるコスト切り詰め

燃料材料開発と「常陽」照射試験



* A, B, C どれでも可。

** 現許可の範囲で可。

*** R.T.C.Bの実績をつんで行う。

高速実験炉「常陽」運転実績

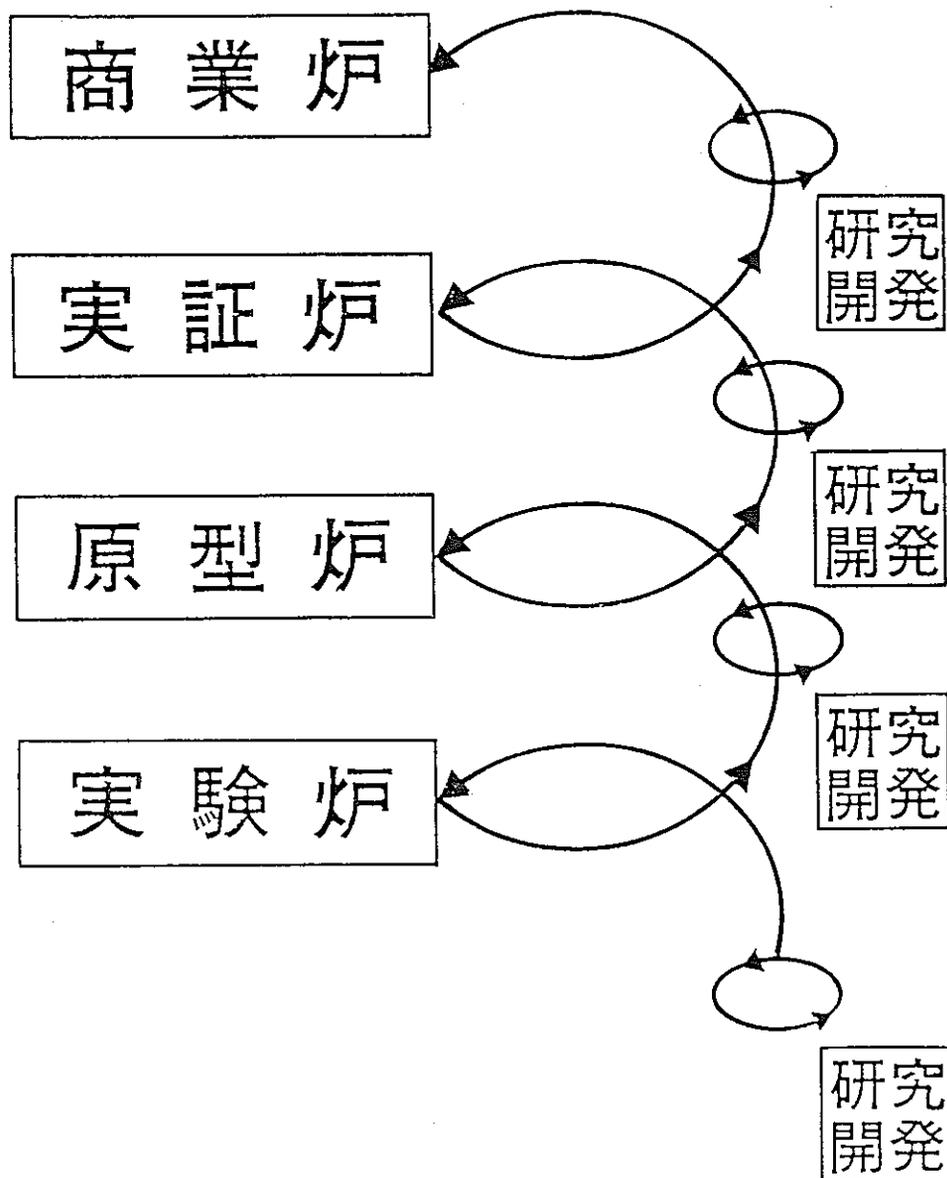
年度	S.52. (1977)	S.53. (1978)	S.54. (1979)	S.55. (1980)	S.56. (1981)	S.57. (1982)	S.58. (1983)	S.59. (1984)																				
運	MK-I (増殖炉心)					(炉心移行)	MK-II (照射炉心)																					
	50MW性能試験		50MW運転	75MW性能試験		75MW運転	照射炉心移行作業	MK-II性能試験 照射ベッド特性試験	100MW運転																			
転	自主点検		第1回定期検査		第2回定期検査		第3回定期検査		第4回定期検査	第5回定期検査																		
	0~100KW		50MW (0)	(1)	(2)	75MW (0)	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)	100MW (0)	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)									
績	▲臨界		▲50 MW		▲75 MW		▲臨界		▲100 MW		▲臨界		▲100 MW		▲臨界		▲100 MW											
	MK-I 運転実績 52.4.24. 初臨界 57.1.10. 運転終了 積算運転時間 12,968H 積算熱出力 673,330MW-H 最大燃焼度 燃料要素最高 40,500MWD/T 集合体平均 40,100MWD/T		MK-II 運転実績 57.11.22. 初臨界 59.10.22. 100MW 第5サイクル終了 積算運転時間 7,275H 積算熱出力 602,006MW-H																									
事	52.4.24 初臨界達成	52.11.19 低出力試験終了	53.2.27 原子炉格納容器第一回全体漏洩率試験	53.5.20 50MW出力達成	53.5.29 50MW使用前検査合格	53.5.29 50MW出力変更(75・100MW)許可	54.3.5 第一回定期検査開始	54.5.21 米国内TMI事故発生	54.5.23 科技厅特別保安監査	54.7.16 75MW出力達成	54.12.8 原子炉格納容器第二回全体漏洩率試験	55.2.1 第一回定期検査合格	55.2.1 75MW使用前検査合格	55.8.29 第二回定期検査開始	56.3.28 第二回定期検査合格	56.4.17 運転二万時間達成	56.12.23 75MW運転終了・自然循環試験開始	57.1.11 炉心構成要素交換作業開始	57.1.14 炉心移行作業・第三回定期検査開始	57.1.30 MK-II(照射炉心)運転終了	57.5.22 原子炉格納容器第三回全体漏洩率試験	58.3.12 100MW出力達成	58.3.31 第三回定期検査合格	58.3.31 100MW使用前検査合格	58.12.1 第四回定期検査開始	59.4.28 第四回定期検査合格	59.10.10 運転二万時間達成	(60.1.10) 第五回定期検査開始

研究開発の今後の方向

—— 実用化への追求 ——

望 月 恵 一

高速増殖炉の建設 / 運転 とその研究開発



FBR実用化移行段階で利用し得る動燃事業団の技術資料

(昭和59年10月)

No.	項 目	内 容	件 数
1	適用指針基準類	動燃事業団が原型炉用に作成したもの	17
2	一般設計条件書 (各種指針・基準類)	(同 上)	79
3	標準仕様書類	・高速増殖炉もんじゅ発電所契約仕様書一式 ・R & D用5件	6
4	データハンドブック 及びデータベース	主要なもの	23
5	運転保守マニュアル	実験炉「常陽」用及びR & D施設用	664
6	解析コード	主要なもの	84
7	成果報告書	公開資料(約1/3)及び未公開資料(約2/3) を含む	約12,000

FBR開発における国際協力の現状

(日ソ協力)

日ソ政府(外務省)
科学技術協力協定

(日欧協力)

CEA/KFK・IA/PNC
高速炉協力協定

UKAEA/JAERI・PNC
高速炉協力協定

(日米協力)

DOE / PNC
高速炉協力協定

NRC/科技庁原子力局
原子力安全性情報交換協定

(国際機関における協力)

IAEA-IWGFR
・高速炉国際WG年会
・各種専門家会議

OECD-NEA
・原子力施設安全委員会(CSNI)
・炉物理委員会(CRP)

ANS/AIF/ENS/BNES/AESJ/JAIF
・各国原子力学会、原子力
産業会議、機械学会他

(海外での国際会議他)

(注) 数字は昭和51～58年に、動燃事業団職員が出席した会議の数を示す。

