

平成2年度FBR大型炉設計研究

—60万KWe級プラント—

区 分 変 更	
変更後資料番号	PNC SN9410 90-180
決裁年月日	平成 10 年 3 月 26 日

1990年12月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

この資料は、動燃事業団の開発業務を進めるため、限られた関係者だけに配布するものです。従って、その取扱いには十分注意を払って下さい。なお、この資料の供覧、複製、転載、引用等には事業団の承認が必要です。

配 布 限 定
PNC SN9410 90-180
1 9 9 0 年 12 月

平成 2 年度 F B R 大型炉設計研究

－ 60 万 K W e 級 プ ラ ン ト －

大久保良幸*、菰田 成一*、石川 真*
山岡 光明*、若林 利男*、中大路道彦*
鬼橋 徳幸*、永田 敬*、森山 正敏*
前田 清彦*、山下 芳興*

要 旨

平成 2 年度上期に実施した、電気出力 60 万 K W e 級 F B R を対象とした設計研究の成果を速報的にとりまとめて報告する。

本設計研究は、工学的信頼性を重視し、実証炉段階のプラントとして建設意欲を喚起するプラント概念を提示することを主目的として実施した。

本報告では、

- 1) システム設計
- 2) 炉心燃料設計
- 3) 設備・構造設計
- 4) 安全設計・安全評価
- 5) 研究開発課題

の各分野別に上期の成果の要約を示し、技術的成果の詳細は中間報告会用に作成した O H P 集を参照することとしている。

上期の設計研究によって原子炉容器上部流出入方式等を基本概念とする 60 万 K W e 級プラントの基本的な成立性は確認出来たが、設備設計等の具体化、詳細化は下期の課題となっている。

*大洗工学センター技術開発部プラント工学室

(Title) Design Study on Large Scale FBR

(Subtitle) 600 MWe Class Plant in FY 1990

(筆者氏名*) Y.Okubo¹⁾, S.Komoda¹⁾, M.Ishikawa¹⁾,
M.Yamaoka¹⁾, T.Wakabayashi¹⁾, M.Nakaoji¹⁾,
N.Onihashi¹⁾, K.Nagata¹⁾, M.Moriyama¹⁾,
K.Maeda¹⁾, Y.Yamashita¹⁾

Abstract

Results of the design study performed in the first half of the FY1990 on 600 MWe class large scale FBR plant is reported promptly. The design study was performed with the principal object of proposing plant concept which calls forth constructing will of demonstration plant, laying stress on engineering reliability.

The results are summarized in the following design fields.

- 1) System design.
- 2) Core and fuel design.
- 3) Component and structural design.
- 4) Safety design and safety evaluation.
- 5) R&D issues.

Contents of the technological results are referred to the collection of OHP using at the interim briefing session.

Fundamental feasibility is confirmed on the 600 MWe plant based on the essential design concept of head-access-piping system. Concrete and detail design of components, systems, etc. is the problem to be investigated in the latter half of the year.

1) Plant Engineering Office, Technology Development Division, OEC, PNC

目 次

1. はじめに	1
2. システム設計	2
3. 炉心・燃料設計	4
4. 設備・構造設計	7
5. 安全設計・安全評価	11
6. 研究開発課題	14
添付資料 1 中間報告会OHP集	15
2 中間報告会の質疑応答集	163
3 平成2年度のFBR設計研究について	179

1. はじめに

平成2年度上期における大型高速増殖炉の設計研究は、前年度までの設計研究の成果（主として100万KWeレファレンスパラント）に基づいて、存在感のある、工学的に信頼度の高いプラント概念を創出して、電気事業者のおこなう「実証炉」の設計研究を適切に支援できる技術的基盤を確立することを主たる目的として実施した。

設計研究の基本方針として、レファレンスパラントを構成する各要素技術を工学的信頼性を優先させる観点から見直し、選択して、FBRの実用化を見通せるとともに、実証炉段階として電気事業者の建設意欲を喚起する設計となるよう留意した。

又、実施体制としては、大洗工学センターの全所的取り組みとして各部課室の参画を得、内部実施を主体とした設計研究を展開することが出来た。

本報告では、システム設計、炉心燃料設計、設備・構造設計、安全設計・安全評価の各分野ごとに平成2年度上期としての主要な成果を要約して示し、併せて設計研究の実施を通じて明らかになった研究開発課題を提示している。技術成果の詳細は平成2年度10月24日に開催した設計研究中間報告会で使用したOHP集（添付資料1）に示しており、参考として当該中間報告会での質疑応答集（添付資料2）も添付している。又、本設計研究の開始にあたっては、大洗工学センター部長会にてその進め方、基本方針が、「平成2年度のFBR設計研究について」の資料にもとづいて審議され、承認されているので当該資料を添付資料3として併せて添付した。

2. システム設計

2.1 系統概念

- ・前年度までの設計研究の成果を踏まえ原子炉容器上部流出入配管方式を採用した。ポンプは比速度1500を前提に小型化を図る。IHXも管内1次式として小型化を図る。
- ・SGは一体貫流型であるが、その特徴を活用して熱過渡緩和を図れる水・蒸気系構成及びその運用を考えている。
- ・ACSとしては安全設備の範囲の限定を考慮してIRACSとし、前年度の研究成果を踏まえて合理的な容量設定を行った。
- ・メンテナンス冷却系もACSと同様に合理的容量とする。
- ・最大の検討課題はUCS引き抜きによる燃取の簡素化であった。長さ10mを越えるUCSの引き抜き、移送方法、保管場所の確保、対応する燃取設備の概念創出を含む概念成立性の検討を行った。この概念の成立性を判断する最大の因子は合理的な遮蔽による大型機器の重量軽減とそれらの合理的配置の可能性の有無である。
- ・使用済燃料の減衰待ち貯蔵は保持筒方式を踏襲したが、この検討においては大きな空冷ダクトの遮蔽、自然通風力の確保、他設備との干渉等配置が成立性をみきわめる大きな要因となった。

2.2 冷却系概念

検討のポイントを以下に示す。

原子炉容器上部出入配管方式については、今年度は特にH/L（ホットレグ）、X/L（クロスオーバーレグ）、C/L（コールドレグ）を通して定量的に成立性を評価している。特に床下のメンテナンスフリー化を考慮して床下に配置する機器配管の支持装置をレストレントのみとしている。

IHXも管内1次式として小型化を図っているが、まだヒートバランス用のサイジングをただけである。

ポンプも前年度の設計研究から外形寸法を推定しただけである。

今年度は特にガードベッセル（G/V）の単純形状化を検討した。そのため機器配管の配置を最適化してガードパイプを廃止し、IHXとポンプのG/Vを一体化した。その結果最大したG/V容積に対応すべくG/Vの中子（充填材）を検討している。

配置上の特徴として、常陽、もんじゅにない、遮蔽プラグ上面と運転床の平坦化がある。これはUCS引抜きの成立に不可欠である。

2.3 系統ヒートバランス

ホットレグ温度を現実的に530℃と設定した。

原子炉容器出入口温度差は、従来の熱過渡の評価経験から構造健全性が見通せる条件として150℃と設定した。

熱出力1600MWから必要流量が定まり、炉心で毎時約3万トン、ループ当たり毎時約

1万トンとなる。

2次系の冷却材温度は設計経験から定めた。

蒸気条件は、湿分分離が不要となるよう低圧で過熱度の高い条件とした。

2.4 1次主冷却系配置

原子炉容器上部流出入配管方式から原子炉容器とIHXの間隔が最小となる検討を行った。クリティカルは遮蔽プラグ貫通部の遮蔽構造とシールベローズの長さで、原子炉容器中心とIHX中心の間隔は11mとなった。IHXとポンプの間隔はポンプ出口配管の立ち上がりとポンプ上部のメンテナンススペースの遮蔽壁であり、配管を振って最適化した結果、IHXとポンプの間隔は6.5m、ポンプ出口配管の立ち上がりまでの距離は4015mmとなった。炉内のホットとコールドの配管開き角度は30°とした。

2.5 全体配置計画

1次主冷却系の120°対象配置にUCS引抜きを組込んだ。UCSは長さが11m程度と予想され、キャスクに入れると高さが15mにもなることから、CV外に出すことは不可能である。1次主冷却系の配置をコンパクトにしたので、CVを特に拡大せずにループ間にUCSの保管場所を確保できた。残りのループ間にNa純化系、ダンプタンク、燃料搬出通路を配置した。CV直径は32mとなった。

燃料搬出通路のCV外は、新燃料と使用済燃料の取扱いエリアとした。使用済燃料は保持筒方式の減衰待ちをするが、保持筒のセルを5セルとして、メンテナンス性を確保した(1バッチ分は3セル)。保持筒の冷却風のダクトは遮蔽を考慮し迷路を構成したが大きいので(入口側5m×3m、出口側2.4m×2.1m×5本、それぞれ外側に遮蔽壁2m~1m)、配置がこの概念の成立性を支配する大きな要素となる。

2次主冷却系は配管長短縮をねらって分散配置とした。ACSも同様とした。

管理区域内に配置すべき機器系統は集中し、単純な区域区分を配慮した。

最終段のヒートシンクは海水とし、関連する系統は海側に配置するよう配慮してある。

3 炉心燃料設計

3.1 概要

600 MWe級FBRの基底増殖炉心（増殖比目標：1.05）の炉心燃料設計を行った。運転期間15ヶ月、燃焼度9万MWd/tを目標に、炉心材料としてはPNCで開発中の改良オーステナイト鋼（PNC1520）を選定した。

また、基底増殖炉心とあわせて投入されるべき高増殖炉心（増殖比目標：1.2）の炉心設計も行った。

炉心燃料設計の検討項目、検討結果の概要、今後の検討課題を以下に示す。

3.2 検討項目

60万KWeFBRの炉心燃料設計での検討項目を以下に示す。

(1) 炉心核・熱設計

- ① 炉心構成の設定
- ② 炉心・燃料仕様の設定
- ③ 出力分布・燃焼特性
- ④ 制御棒価値
- ⑤ 反応度係数
- ⑥ 流量配分
- ⑦ 制御棒熱流力特性
- ⑧ 集合体出口温度

(2) 燃料設計

- ① 燃焼初期中心温度
- ② ガス圧による応力
- ③ PCMI圧による応力
- ④ BDI（バンドル・ダクト間相互作用）
- ⑤ DDI（ダクト・ダクト間相互作用）

(3) 遮蔽設計

- ① 遮蔽特性
- ② 遮蔽体の合理化

(4) 高増殖炉心

3.3 検討結果

検討結果の概要を以下に示す。

(1) 炉心核・熱設計

- ① 設定した燃料仕様、炉心構成で最大線出力410W/cmを満足する。
- ② 取出平均燃焼度は約88,000MWd/tとなり、目標値約90,000MWd/をほぼ満足する
- ③ 制御棒価値は、主炉停止系及び後備停止系とも必要反応度最大値を満足する。

- ④ 流量配分の検討の結果、FPガス圧によるCDF値(0.3以下)、被覆管最高温度(700℃以下)、隣接集合体間冷却材出口温度差(120℃以下)の制限条件を満足する。

(2) 燃料設計

① 燃焼初期燃料中心温度

最大線出力 410W/cm、過出力係数1.17において、2日程度以上のプレコンディショニング運転を行えば、燃焼初期燃料中心温度制限値を満足する見通しである。

② ガス圧及びPCMI圧による応力

ガスプレナム容積45cc、スミア密度86%TDにおいて、ガス圧とPCMI圧の応力によるCDF(累積損傷係数)は制限値を満足する。

③ BDI

BDIは制限値(3dw以下、ワイヤ径3本分以下)を満足する。

④ DDI

DDIについては、スウェリング式のノミナル式を用いれば制限条件(ダクト間の接触がない)を満足するが、上限式を使用する場合、制限条件を満足しない。

(3) 遮蔽設計

- ① 基準遮蔽構成(径方向: SUS2層、B₄C3層、天然B、軸方向: 天然B、上部65cm、下部25cm)では、炉内構造物高速フルエンス、2次Na配管表面線量率(運転中)、遮蔽プラグ上部線量率(運転中)の設計目標値を満足する。

- ② 遮蔽体の合理化については、径方向遮蔽体として水素化Zrを用いれば、遮蔽1層分の削減の可能性がある。

(4) 高増殖炉心

炉心構造設計側に極力影響を与えずに、炉心燃料設計および炉心周り遮蔽設計までの中で仕様を調整することにより(具体的には径方向ブランケット2層、燃料ピン径8.7mm、ワイヤ径1mm、ダクト間ギャップ4.8mm、運転サイクル長さ487日)、炉心核特性の観点から増殖比約1.2を確保する高増殖炉心を構成する見通しを得た。

3.4 今後の検討課題

今後の検討課題としては以下のものが掲げられる。

(1) 炉心核・熱設計

- ① 過出力係数検討のための制御棒誤引抜時の出力分布歪の解析
- ② 炉心変形挙動の検討
- ③ 高燃焼度化(取出平均燃焼度約130,000MWd/t)の検討
- ④ 新燃料のPu同位体組成変化の影響の検討
- ⑤ Naボイド反応度低減の検討

(2) 燃料設計

① DDI対策の検討

- ① 改良オーステナイト鋼製ラップ管採用の場合、DDI制限判断基準の検討

㊦ フェライト鋼製ラッパ管採用の場合、BDI制限判断基準の検討

② 内側炉心のサイクル末期で燃料中心温度が融点を越える可能性があるので、その対策の検討と詳細評価

③ 中空高密度ペレット採用の検討

(3) 遮蔽設計

① 配管部中性子ストリーミング評価

② 解析の詳細化による遮蔽合理化の検討

③ 新遮蔽材採用による遮蔽体構成合理化の検討

(4) 高増殖炉心

① サーマルストライピングの評価及び対策の検討

② 燃料健全性の確認

③ 炉心まわり遮蔽成立性の確認

4. 設備・構造設計

4.1 概要

平成2年度上半期では、関連部課室の協力を得て、原子炉容器上部流出入方式1次主冷却系配管成立性を中心に検討を実施した。この結果、1次主冷却系配管について熱膨張応力抑制と耐震強度確保の両立を図りうる条件を明らかにする等、高信頼性と合理性の両立を目指す90年度大型炉設計研究条件で想定した種々の設備概念について成立を確保するための条件が明らかとなった。

今後、1次主冷却系配管以外の主要機器の検討、過渡熱応力抑制対策を含めた検討、及びUCS引抜き型遮蔽プラグ及び燃料出入・交換機の具体的検討等が必要である。

4.2 検討項目

平成2年度上半期の設備・構造設計に係る検討項目を、構造設計基準、原子炉構造・主冷却系統並びに遮蔽プラグ及び燃料取扱系に区分して記すと以下の通りとなる。

(1) 構造設計基準

- ① 材料強度基準の改訂
- ② 座屈制限基準の検討

(2) 原子炉構造・主冷却系統

(a) 原子炉構造

- ① 原子炉構造主要寸法の暫定
- ② 上部プレナム内筒設置必要性検討

(b) 1次主冷却系配管

- ① 1次主冷却系配置検討
- ② ホットレグ配管耐震強度確保見直し
- ③ ホットレグ配管遮蔽プラグ貫通部シールベローズ健全性確保見直し
- ④ クロスオーバレグ配管熱膨張応力抑制見直し
- ⑤ クロスオーバレグ配管耐震強度確保見直し
- ⑥ コールドレグ配管熱膨張応力抑制見直し
- ⑦ コールドレグ配管耐震強度確保見直し

(c) 中間熱交換器等

- ① 主要機器構造概念の検討
- ② ガードベッセル内充填材の検討

(d) 蒸気発生器等

- ① SG再循環系を活用した系統熱過渡緩和方策の検討

(e) 遮蔽プラグ及び燃料取扱系

- ① UCS引抜き方式遮蔽プラグの検討
- ② UCS引抜き方式燃料取扱設備の検討
- ③ EVSナトリウムポット保持筒方式減衰待ち貯蔵設備の除熱特性評価

平成2年度上半期では、上記の内原子炉容器上部流出入配管方式の1次主冷却系配管成立性に関する検討を主眼として検討を行った。

また、プラント工学室内での作業の他に、機器構造開発部機器システム開発室・構造工学室・材料開発室、安全工学部原子炉工学室・プラント安全工学室並びに実験炉部の協力を得て検討作業を行っている。

4.3 主要な検討結果

(1) 構造設計基準

材料開発室での検討により、最新の材料試験結果に基づく高速炉構造用SUS316用材料強度基準改訂値が得られた。

構造工学室では、耐震座屈強度評価法精緻化のための検討が進みつつある。

(2) 原子炉構造

以下の特徴を持つ原子炉構造について、1次主冷却系配管の成立性検討並びに遮蔽プラグ及び燃料交換・出入機概念の検討の前提条件となる部分を中心に、従来の設計研究及びもんじゅ原子炉構造寸法を参考にして主要寸法を暫定した。

- ① 上部流出入配管方式
- ◎② UCS引抜き方式遮蔽プラグ
- ③ シールベローズによる遮蔽プラグ貫通構造
- ④ 熱遮蔽板程度の簡素な炉壁保護構造
- ◎⑤ 外筒設置型上部プレナム構造（内筒非設置）
- ◎⑥ UCS炉心タイイング
- ◎⑦ 簡素なコールドレグ炉内配管引回し
- ◎⑧ 炉心槽設置・炉心支持構造物ボルト止め
- ◎⑨ 下部耐震振れ止め

上記の内、◎を付したのが90年度大型炉設計研究において従来の設計研究から変更した条件である。

また、原子炉容器上部プレナムについての原子炉工学室での3次元熱流動解析コードAQUAを使用した検討により、上部プレナム内ストラティフィケーション抑制対策の観点からは内筒設置の必要がないこと、また系統熱過渡条件緩和の観点からは内筒設置に替わる局部的対策（例えば外筒の設置）が適用可能であるとの見通しを得た。

(3) 1次主冷却系配管

1次主冷却系配管について、熱膨張応力抑制及び耐震強度確保の両立性確保の観点から広範なパラメータ解析を実施し、ホットレグ配管、クロスオーバレグ配管及びコールドレグ配管それぞれについて、熱膨張応力抑制及び耐震強度確保の両立を図りうる条件を明らかにした。

また、ホットレグ配管遮蔽プラグ貫通部のカバーガスシールベローズについての構造工学室での検討により、ベローズの低温化を図れば成立性見通しが得られることを

明らかにした。

(4) その他主冷却系統機器

ガードベッセル内容積制限に係るプラント安全工学室での検討により、充填材使用により内容積抑制を図る具体的検討条件を明らかにした。

また、系統設計若しくは機器成立性検討を行う上で必要な主要機器の構造概念の検討並びに系統熱過渡条件を緩和するための蒸気発生器回りの系統構成の検討が、前者については機器システム開発室又後者についてはプラント安全工学室で進み、それぞれ具体的検討条件の明確化が図られつつある。

(5) 遮蔽プラグ及び燃料交換・出入機

UCS引抜き方式遮蔽プラグについて、実験炉部及び機器システム開発室の協力を得て検討課題の抽出を行った。

UCS引抜き方式燃料取扱設備について機器概念の検討を実施し、主要寸法の暫定及び設計条件の明確化を図った。

また、EVSナトリウムポット保持筒方式減衰待ち貯蔵設備について、使用済燃料発熱量、ポット及び保持筒形状及び表面熱放射率等をパラメータとする広範なパラメータ解析を実施し、全電源喪失時にあっても大気自然循環除熱により燃料集合体温度を制限温度以下とできる設備設計条件を明らかにした。

4.4 今後の主要検討課題

主冷却系統設備について、平成2年度上半期での成立性検討対象は1次主冷却系配管に限定されている。今後順次原子炉構造・中間熱交換器・1次主循環ポンプ・逆止弁等の1次主冷却系を構成する主要機器、2次主冷却系配管・蒸気発生器・2次主循環ポンプ・止め弁等の2次主冷却系を構成する主要機器、並びに崩壊熱除去系を構成する主要機器等について成立性検討を行う必要がある。

また、FBR用機器に係る構造健全性の観点からの成立性検討では、耐震強度確保、熱膨張応力抑制及び過渡熱応力抑制の3つの着眼点からの検討が重要であるが、平成2年度上半期での成立性検討では、系統熱過渡条件設定が行い得ず過渡熱応力抑制の観点からの検討を行っていない。今後速やかに系統熱過渡条件に係る検討を行い、過渡熱応力抑制の観点からの検討を行う必要がある。系統熱過渡条件の検討では、安全性の観点から必要となる炉心冷却能力の確保を堅持しつつ、系統熱過渡条件緩和を図る視点が特に重要である。

なお、これらの検討を進めるには、従来現象解明に主眼を置いて整備されている解析コードについて、パラメータ解析を実施しやすいように入出力環境の整備を図ることも重要である。

UCS引抜き型遮蔽プラグ並びに燃料交換・出入機について、平成2年度上半期の検討は検討課題の抽出段階に止まっている。今後抽出された検討課題の整理と対応策の具体化を図り、その概念的成立性を明らかにする必要がある。

原子炉容器から取り出した使用済燃料取扱設備について、平成2年度上半期の検討は減衰待ち貯蔵設備部分についてパッシブセーフティ性確保を図る条件整備に止まっている。今後、個別設備の簡素化検討を行うと共に原子炉容器からの燃料取り出しから貯蔵・搬出に至る燃料取扱プロセスとしての検討を進め、水を使用しない使用済燃料取扱設備の成立性見極めを図る必要がある。

5. 安全設計・安全評価

5.1 安全確保の目標

安全確保の目標は軽水炉の目標と同等とする。すなわち現行の決定論的手法に基づき、通常運転時、各種事故時及び立地評価に係る目標を達成する。FBR設計の定着性、建設・運転経験の少なさを考慮して、当面、各種事故時を超える発生頻度の領域に被曝線量のクリフエッジがないようにすることも目標の一つとする。

5.2 安全設計の方針

これらの目標を達成すべく安全設計の基本として、ALARAの考え方においては軽水炉の線量目標値を参考とする（通常運転時）、放射性物質散防止のための多重障壁を設ける、深層防護による安全確保を図る、敷地周辺の外部事象により原子炉施設の安全性が損なわれないように設計する、という方針を置くものとする。

5.3 安全評価の方針

安全評価の方針は次の通り。①安全評価の方法は、軽水炉のそれと同一、すなわち原則として「決定論的評価方法、単一故障基準」の適用を想定する。②設計基準事象の検討に当たっては、信頼性を高める設計対応により、重大な炉心損傷に至る事故事象の発生頻度を極力低減するものとし、このような設計の妥当性を評価する観点を含めて、適切なDBEを選定するものとする。③基本設計及び基本的設計方針の妥当性を評価する安全審査段階にあっては、安全性の判断基準は原型炉及び軽水炉と同様の枠組を考える（多段階事象分類はとらない）。④重大事故は上記②の考え方によるDBEの中から、放射性物質放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定する。仮想事故は、重大事故、設計基準外事象を考慮して、より多くの放射性物質の放出を仮想する。⑤設計基準事象よりも発生頻度が低い事象についても、それにより周辺の公衆に対する放射線被曝のリスクが著しく増大することがないことを確認するために、代表的な事象について安全裕度を評価するものとする。

5.4 安全設計

システムの安全設計として、原子炉の停止機能の面から安全保護系及び原子炉停止系、炉心の冷却機能の面から崩壊熱除去系、放射性物質の放散防止機能の面から原子炉格納施設について検討した。

5.4.1 安全保護系

安全保護系の信号回路設計の基本的考え方は、①原子炉停止系は、主炉停止系と後備炉停止系の2系統で構成し、原則安全保護系を含め独立2系統の構成とする、②検出器については、設計基準事象に対して、実用上可能な限り主炉停止系及び後備炉停止系それぞれに1以上のトリップ信号が得られるよう設計する。また、実用上可能な限り多様化を図る、③ロジック回路は主炉停止系用と後備炉停止系用とで多様化を図る、④多数決ロジックは

原則として2アウトオブ3とする、⑤主循環ポンプ主モータの電源の遮断器の開放（インターロック）は原子炉トリップ遮断器の開放信号から発信する、である。

5.4.2 崩壊熱除去系

崩壊熱除去系の設計方針は次の通り。①原子炉停止時の崩壊熱除去は蒸気発生器を用いたタービンバイパス系、補助冷却系、メンテナンス冷却系で行う。②タービンバイパス系は通常停止時に使用し、適当なプラント状態で補助冷却系に引き継ぐ。メンテナンス冷却系は低温停止後のメンテナンス時（1ループドレン時）において冷却機能の多重性を確保するため設ける。どのループをもメンテナンスできるために、メンテナンス冷却系は主冷却系と独立な系統構成とする。また、ドレンするループを1系統に制限することにより、メンテナンス冷却系は1系統設ける。③原子炉トリップ時はタービンバイパス系で除熱し、タービンバイパス系が期待できないときに補助冷却系を使用する。ただし蒸気発生器及びタービンバイパス系は安全系としない（安全機能を有しない）ため、安全評価上はタービンバイパス系の機能には期待しない。④補助冷却系は主冷却系2次系分岐型（IRACS）とし、ナトリウム-空気熱交換器により除熱する。補助冷却系は1ループ当たり1系統設け、安全設計上の単一故障に対処する。外部電源喪失に対処して非常用ディーゼル発電機を補助冷却系の系統毎に独立して設けるものとする。強制循環冷却機能に直接かわる系統及び設備は工学的安全施設とする。⑤補助冷却系の強制循環冷却除熱容量は、運転時の異常な過渡変化時の2系統の運転及び事故時の1系統のみの運転、自然循環冷却機能は、短時間の全交流動力電源喪失時の3系統の自然循環等で冷却材バウンダリの判断基準に照らし設定される。

5.4.3 原子炉格納施設

原子炉格納施設の設計方針は次の通り。①原子炉格納施設として、原子炉格納容器、コンファインメントエリアを設ける。原子炉格納容器は、下部コンクリート製、上部鋼製のハイブリッド型とする下部コンクリート製容器は鋼製ライナ張りとする。配管、電線等の格納容器貫通部はコンファインメントエリアに設ける。上部鋼製容器はコンクリート製のトップドームで覆う。②原子炉冷却材バウンダリの破損時の漏洩ナトリウムはガードベッセルで貯留し、高所配管にはリークジャケットを付設する。したがって下部コンクリート製容器の鋼製ライナはナトリウム貯留機能を持たない。運転床下以下の1次冷却系を収納する室は窒素雰囲気とする。炉上部ピット室は空気雰囲気とする。③原子炉格納容器の最高使用圧力、温度は、設計基準事故（1次冷却材漏洩事故）時に生じる内圧、温度に余裕をみて設定する。この余裕は設計基準外事象で想定される内圧、温度を下回らないように設定する。④原子炉格納容器の漏洩率は最高使用圧力、常温で1%/dとする。コンファインメント循環排気装置を設け、放射性物質の放散の可能性のある事故時にコンファインメントエリアを負圧に保ち、排気はフィルターを通して排気筒から放出する。循環排気装置には格納容器から漏洩したガスを再循環させる機能をもたせる。⑤原子炉格納施設は工学的安全施設であり、動的機器は外部電源喪失時に、非常用電源で駆動できるものとする。設計隔離弁全閉時間は20秒未満とする。⑥原子炉格納施設の耐震クラス分類はAsとする。

5.4.4 機能別重要度分類

安全機能の相対的重要度を検討し、設計、評価へ反映するため安全上の機能別重要度分類を行う。

5.5 安全評価事象

安全評価における評価すべき事象は、運転時の異常な過渡変化、事故、立地評価用の重大事故及び仮想事故、設計基準外事象である。燃料スランピング事故は評価せず、放射性物質放出のおそれのある事故は環境への放射性物質の異常な放出として括った。設計基準外事象としてFBRの特徴からCDAポテンシャルのある事象を評価するものとし、代表としてULOF事象を評価することとした。仮想事故については、冷却材バウンダリの健全性を前提とせず格納容器の健全性を前提として、格納容器の床上ソースタームを設定して評価するものとする。

6. 研究開発課題

平成2年度上期の設計研究を通じて各種の研究開発課題等が明らかになった。特に原子炉出力や基本的な立地条件（耐震条件）の設定に始まって、ほぼ白紙の状態からプラント概念の構築を内部実施で進めた設計経験によって設計用ツールやデータベースの必要性があらためて認識・確認され、それらの整備計画を発足出来たのは大きな成果であったと考える。

大洗工学センターにおいては、プラントの詳細な形状・寸法が与えられていることを前提として詳細・高精度の解析評価を行う計算コードはプラント熱過渡解析、炉内熱流動解析、燃料挙動解析等の各分野において十分に整備されている。しかし、それらの解析コードの信頼性を確保しつつ、試行錯誤しながらプラント概念を形成していく為のツールとしての設計用コードの整備は今後の課題である。

炉心・燃料の分野では、燃料温度評価にかかる照射データ（照射初期を含む）を拡充することが炉心のコンパクト化の観点からも重要であり、炉心材料の照射特性の不確かさの低減、過出力係数・工学的安全係数の合理化等も重要な課題である。

又、炉心・燃料設計の総合的知識・技術が要求される炉心変形挙動の解明に係る研究開発も国の機関としてのPNCの重要な課題と思われる。

機器・設備の分野では、構造用SUS316鋼のデータベースを拡充、ポンプや逆止弁・シールベローズ等の要素技術の高度化等が求められる。

システム設計上の重要な課題の一つとして、熱過渡緩和方策が重要な要素技術であるFBRに適合した水-蒸気系の在り方の検討がある。

安全設計・安全評価の分野では、設計基準事象の合理的選定や安全保護系・崩壊熱除去系等の合理的な構成に係る検討が重要な課題になる。

平成2年度（上期）FBE設計研究の中間報告会 実施要領

1. 開催日時 10月24日 10時から17時
2. 開催場所 本館 第2会議室
3. プログラム
 - 1) 目的及び概要 (説明15分/質疑5分 以下同じ) 山下室長
 - *平成2年度設計研究の意義・目的
 - 設計研究の進め方・実施体制、今後の展開
 - 2) システム設計 (20分/10分) 前田担当役
 - *系統概要、ヒートバランス、配置設計
 - 3) 炉心核・熱設計 (30分/10分) 大久保副主研
 - *設計方針、炉心主要目、炉心配置、出力分布、
 - 反応度係数、流量配分、核、熱特性一般
 - 4) 燃料設計 (15分/5分) 菰田副主研
 - *燃料温度評価、CDF、BDI、DDI
 - 昼休み
 - 5) 遮蔽設計 (10分/5分) 山岡研究員
 - *炉内構造物中性子照射量、2次系放射化の評価
 - 6) 高増殖炉心の検討 (10分/5分) 石川副主研
 - *増殖比 1.2以上を目標とした設計研究
 - 7) 設備設計全体概要 (25分/10分) 永田担当役
 - *機器・構造設計全般 設計方針と主要な評価結果
 - 8) 高速炉用材料強度基準の改訂 (7分/3分) 材料室 青砥副主研
 - 9) ホットレグ配管シールベローズの検討 (10分/5分) 構造室 岡田研究員
 - 10) 炉容器内の内筒設置に係る検討 (15分/5分) 炉心室 村松研究員
 - 11) ガードベッセル充填材の検討 (7分/3分) P安室 中村副主研
 - 12) 燃取系システム (20分/10分) 中大路室員
 - *システム概要、機器構成、除熱特性、遮蔽評価
 - 13) 燃取系機器設備の検討 (7分/3分) 機器室 片岡副主研
 - 14) 安全設計及び評価 (15分/10分) 森山担当役
 - *安全設計方針、DBE・BDBEの事象選定と判断基準、
 - 安全保護系、格納施設、崩壊熱除去系
 - 15) 研究開発課題 (10分) 山下室長
 - 16) 全体討論・講評 (15分)

平成2年度上期設計研究の目的

- 存在感のある、工学的に信頼度の高いプラント概念の創出
 - 実用化を見通し、且つ実証炉段階としての建設意欲を喚起する設計
- ※ 電力のおこなう「実証炉」設計の適切な支援
- ※ 現実的な設計のニーズに基づいた研究開発課題の抽出

設計研究の進め方の基本方針

- 平成元年度までの設計研究の成果（主としてレファレンス炉）に基づく展開
- 工学的信頼性を優先させた要素技術の選択、見直し
- 可能な限りの総合的・包括的なプラント設計
- 機器・設備設計における重点的な成立性評価・検討
- 内部実施を主体とした大洗工学センターの全所的取り組み

今後の展開

- 上期設計研究成果のチェックアンドレビュー
- チェックアンドレビューに基づく下期の展開
(上期設計研究の継続、詳細化)
- 開発課題への取り組みと実証炉設計への寄与 (成果の公開)
- 実用化炉等の係る設計研究

90年度大型炉設計研究成果 中間報告

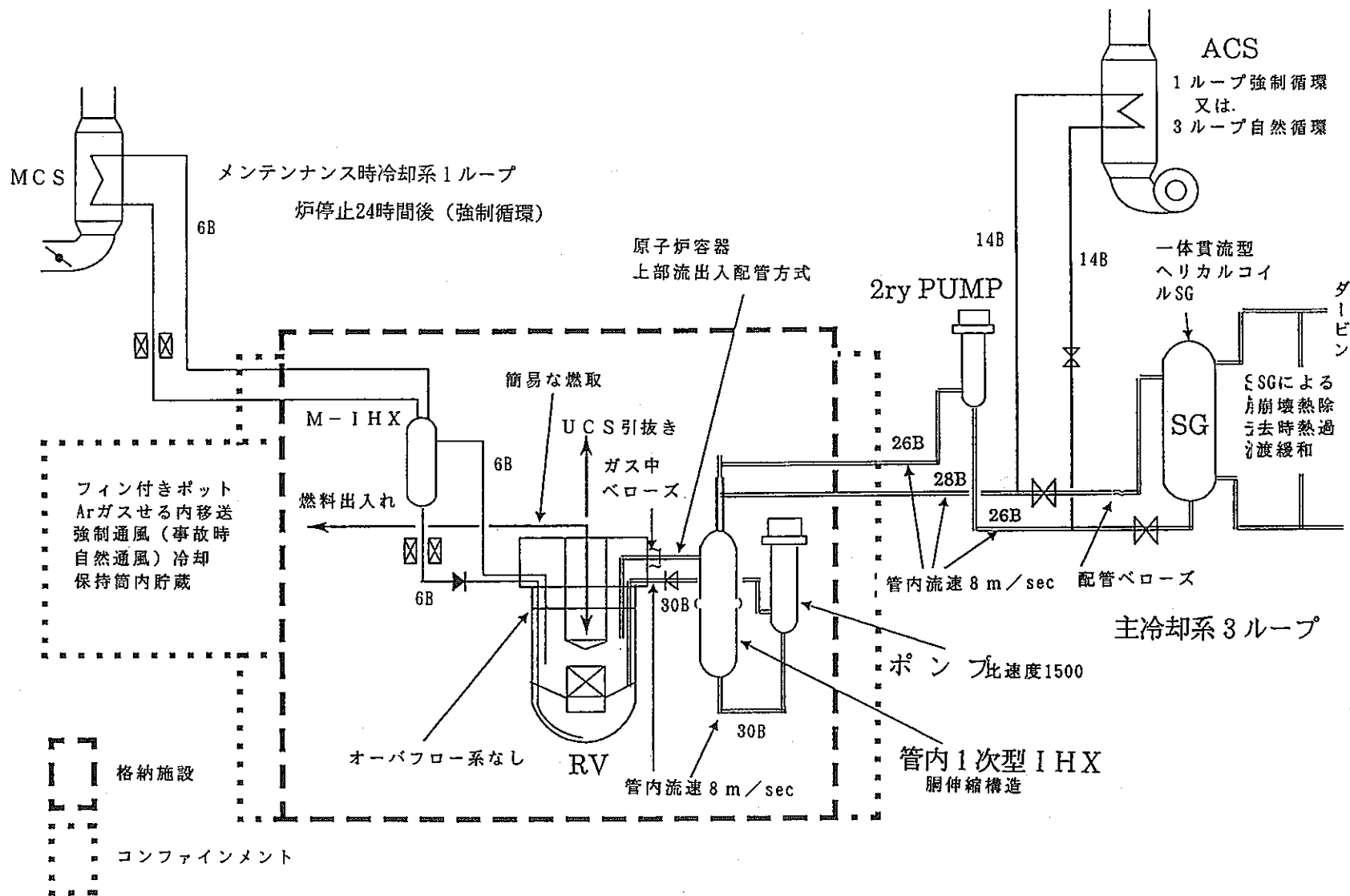
2) システム設計

1. 系統概要
2. ヒートバランス
3. 配置設計

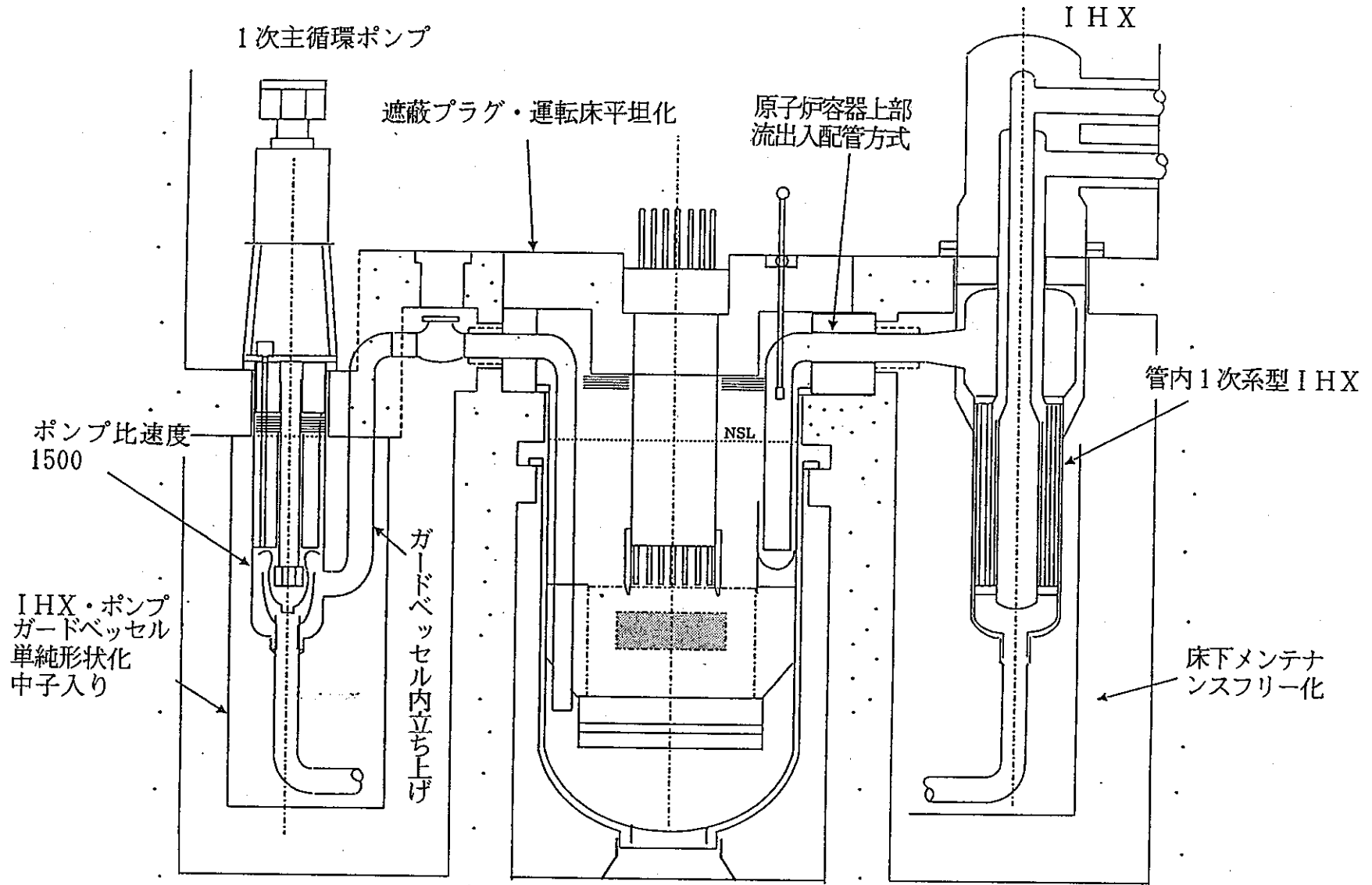
システム設計に関する検討課題

表1 プラント主要目

項目	仕様	備考
原子炉出力	熱出力 160万kWt 電気出力 約60万kWt	実用炉出力規模下限値
炉型	ループ型、3ループ (原子炉容器上部流出入)	
建設費	NOAKで軽水炉比約1.1倍	同出力規模の軽水炉と比較する。
耐震設計	「もんじゅ」サイト条件 建屋免震なし	高地震地帯設置可能
運転期間	約15カ月/サイクル プラント寿命 40年	
原子炉出口温度	約530℃ 蒸気条件:483℃、127kg/cm ²	
増殖比	約1.05	径プランケットなし
炉心	均質炉心、混合酸化物燃料 燃焼度(取出平均):約9万 MWd/t 材料:改良オーステナイト鋼 (PNC1520鋼)	
原子炉容器	材料:SUS316LCN鋼 炉壁保護:熱遮蔽板	
炉心上部機構	単円筒型 燃料交換時引抜き	サーマルストライピング 対策設備なし
1次主循環ポンプ	単段片吸込み、コールドレグ	
中間熱交換器	1次冷却材管側、無液面	
蒸気発生器	一体貫流ヘリカルコイル型 伝熱管材料:改良9Cr-1Mo鋼	
原子炉停止系	主・後備炉停止系	
崩壊熱除去系	補助炉心冷却系(IRACS)	
使用済燃料移送設備	アルゴンガスセル・インセルク レーン	
使用済燃料貯蔵設備	EVSナトリウムポット保持筒式 (減衰待貯蔵)	
原子炉格納施設	上部鋼製ハイブリッド型	コンファインメント設置
1次冷却材漏洩事故対策	ガードベッセル	



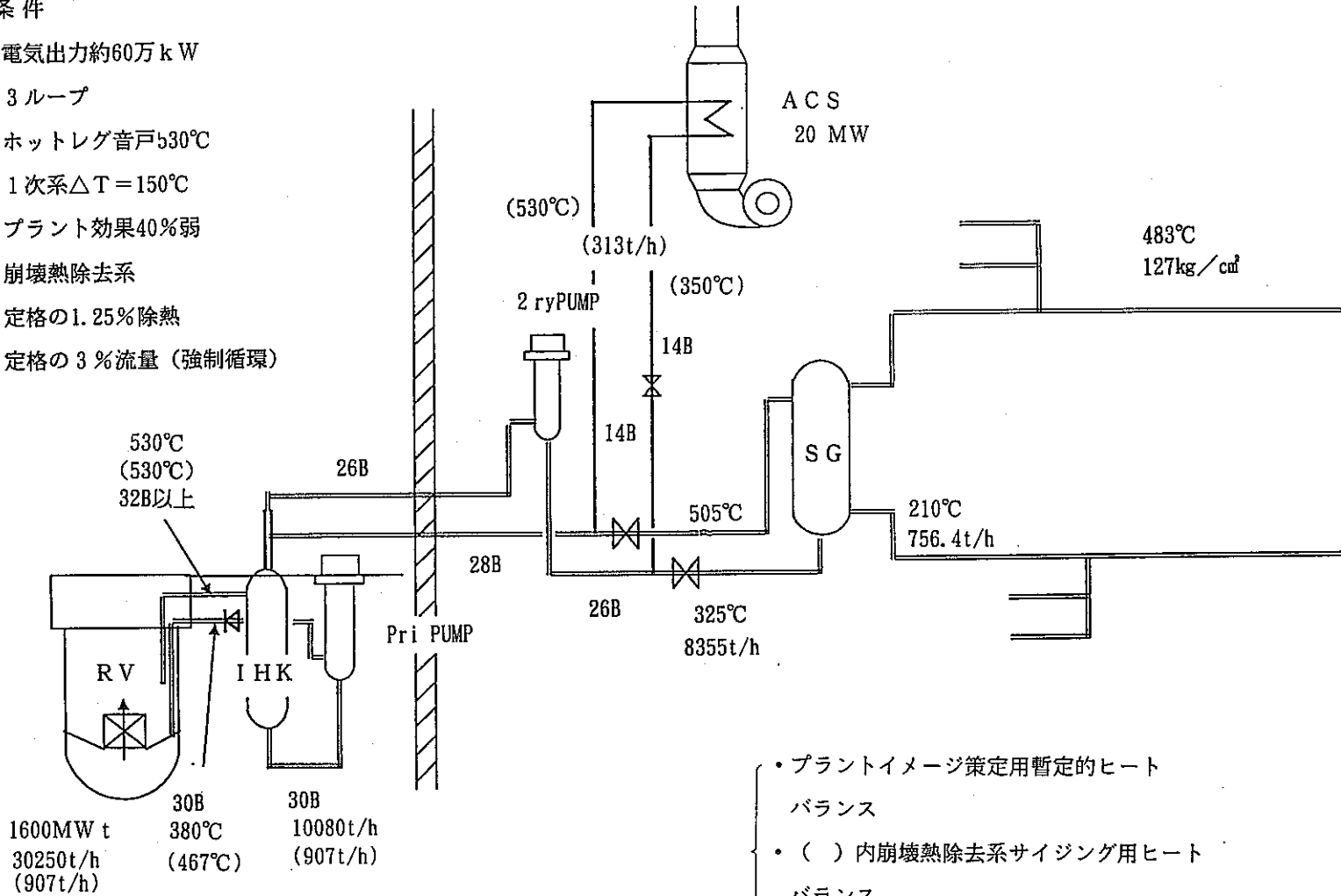
系統概念図



冷却系概念図

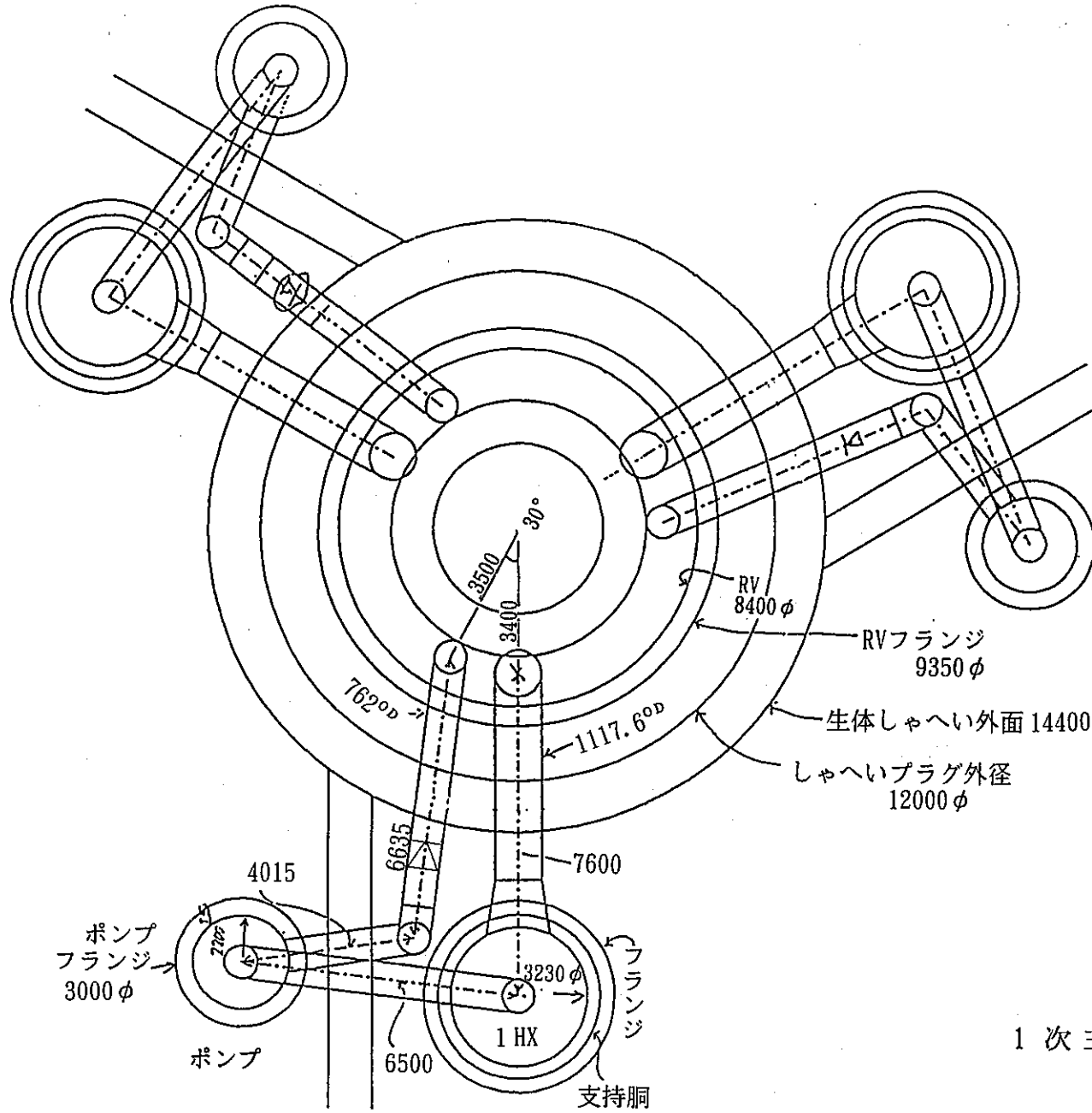
検討条件

- 電気出力約60万 kW
- 3 ループ
- ホットレグ音戸530℃
- 1次系 $\Delta T = 150^\circ\text{C}$
- プラント効果40%弱
- 崩壊熱除去系
 定格の1.25%除熱
 定格の3%流量(強制循環)



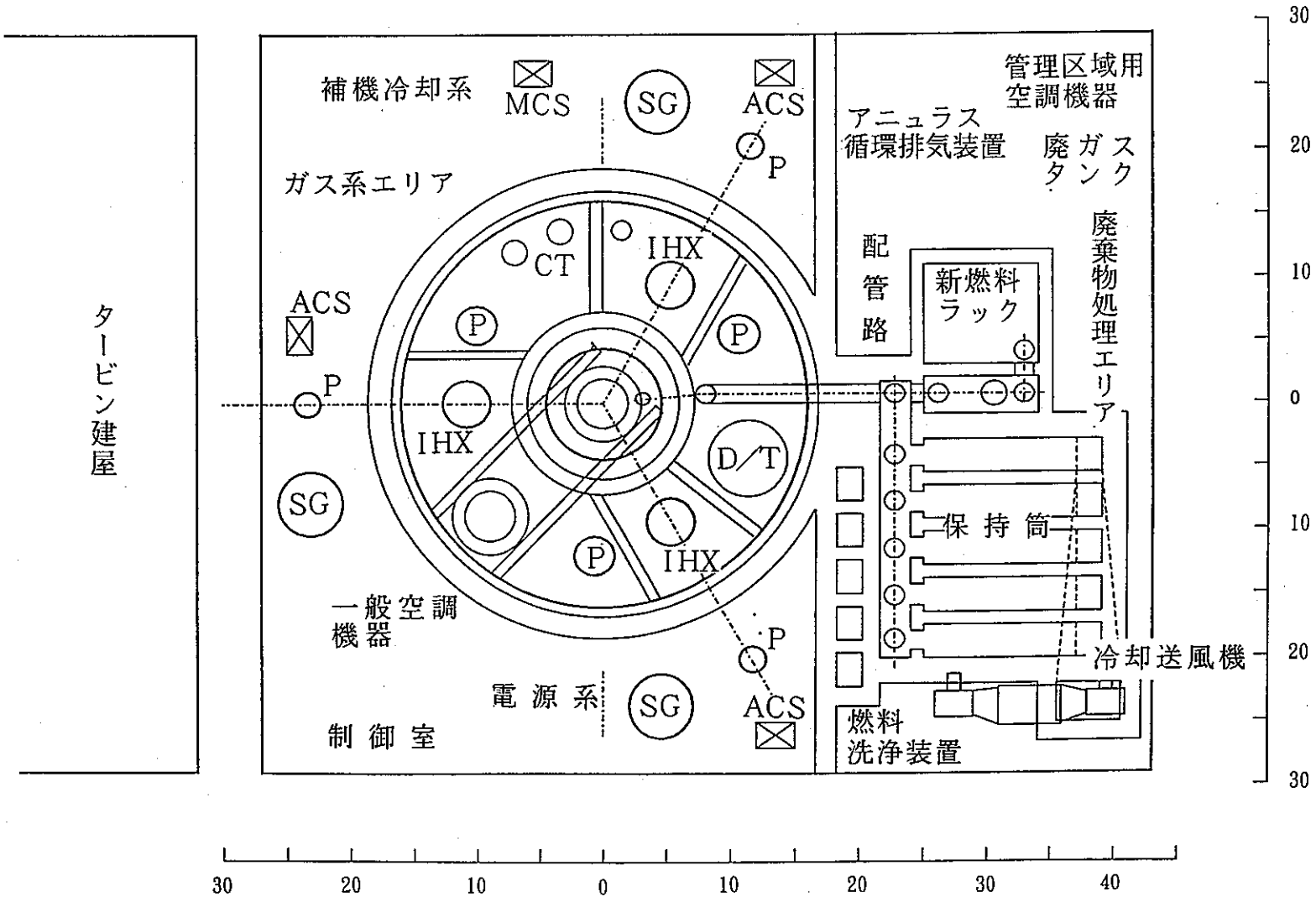
- プラントイメージ策定用暫定的ヒート
 バランス
- () 内崩壊熱除去系サイジング用ヒート
 バランス
- 主冷却系統及び崩壊除去系は3ループ

系統ヒートバランス(暫定)

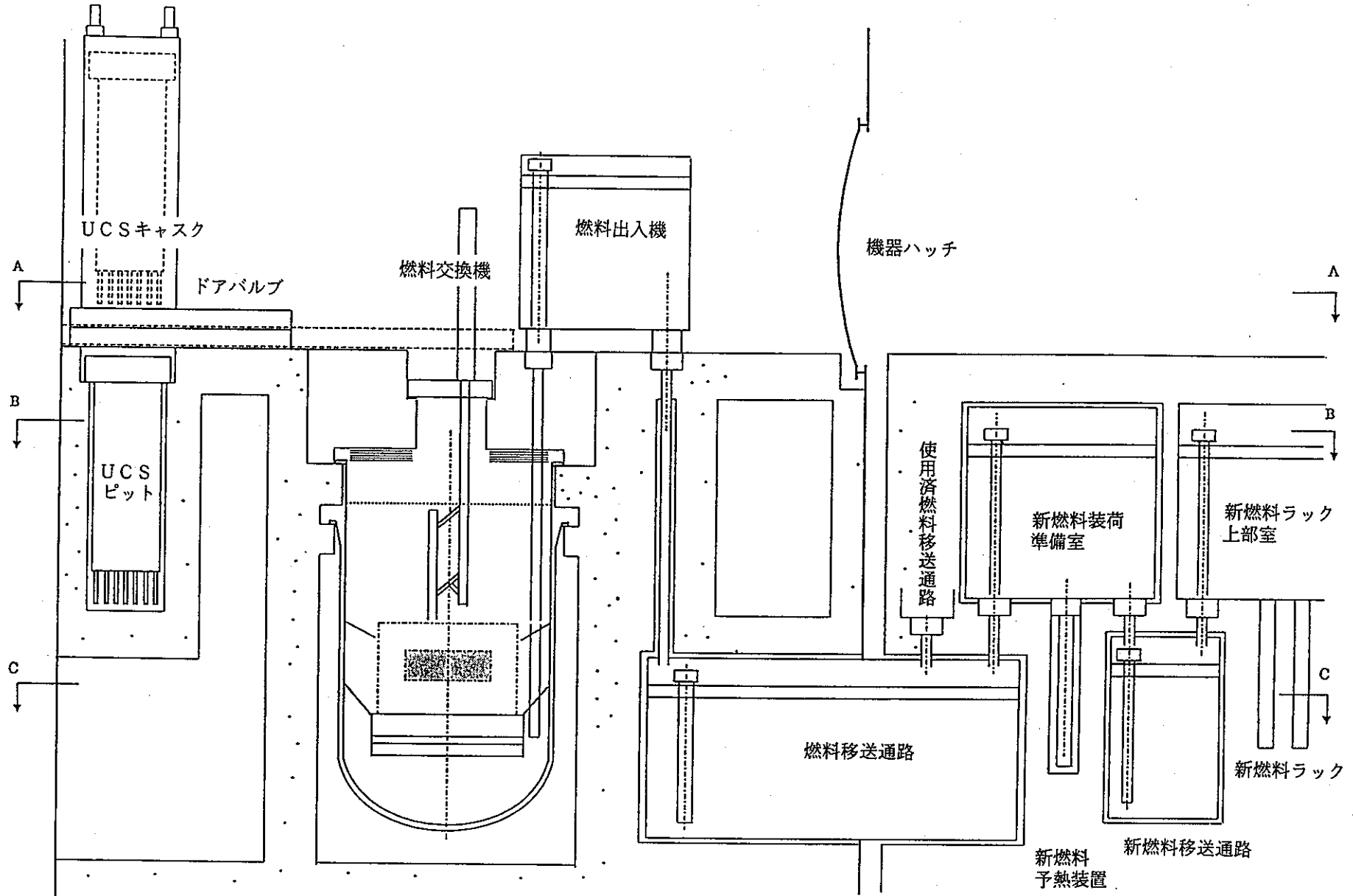


1 次主冷却系配置

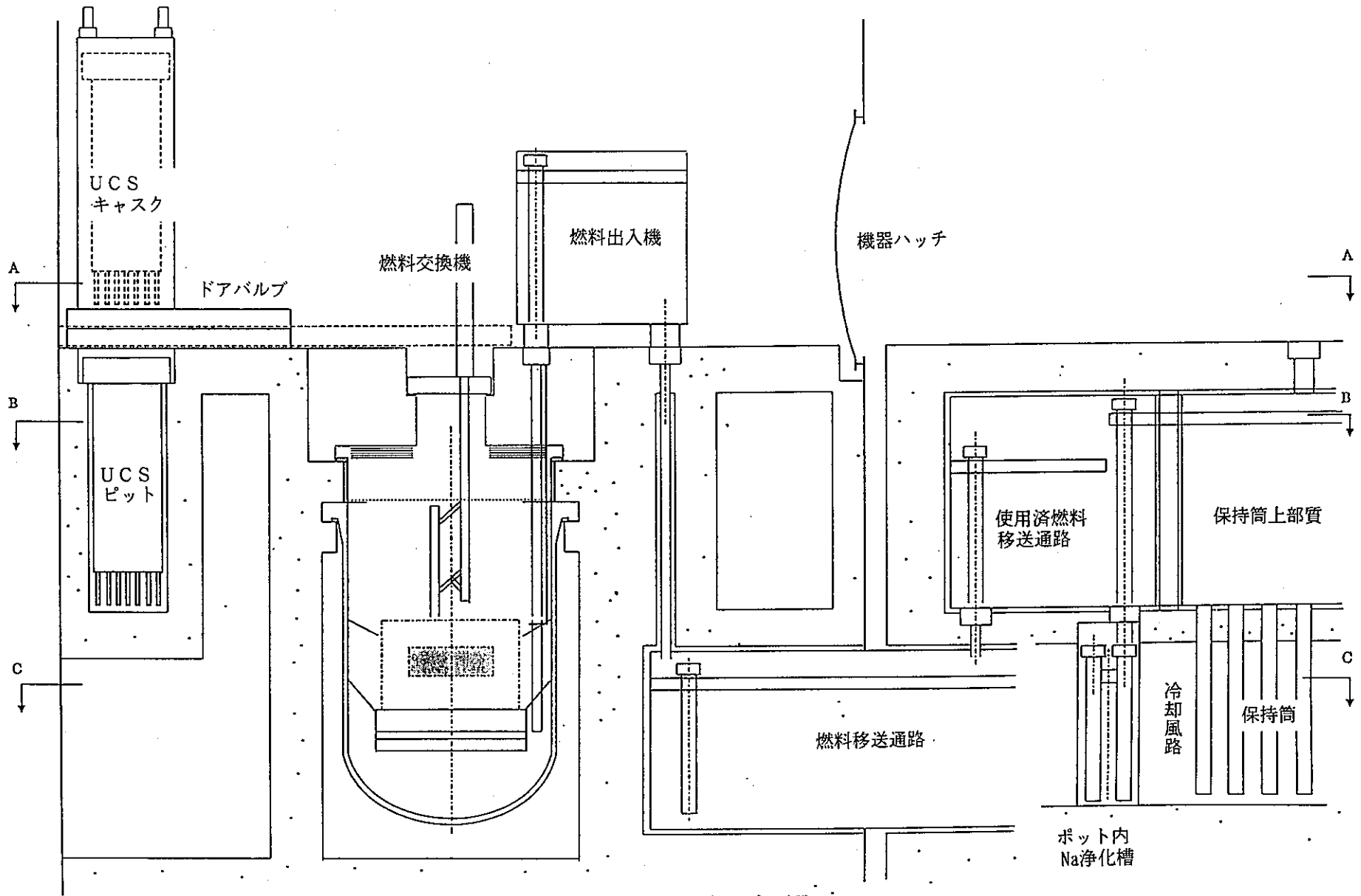
海



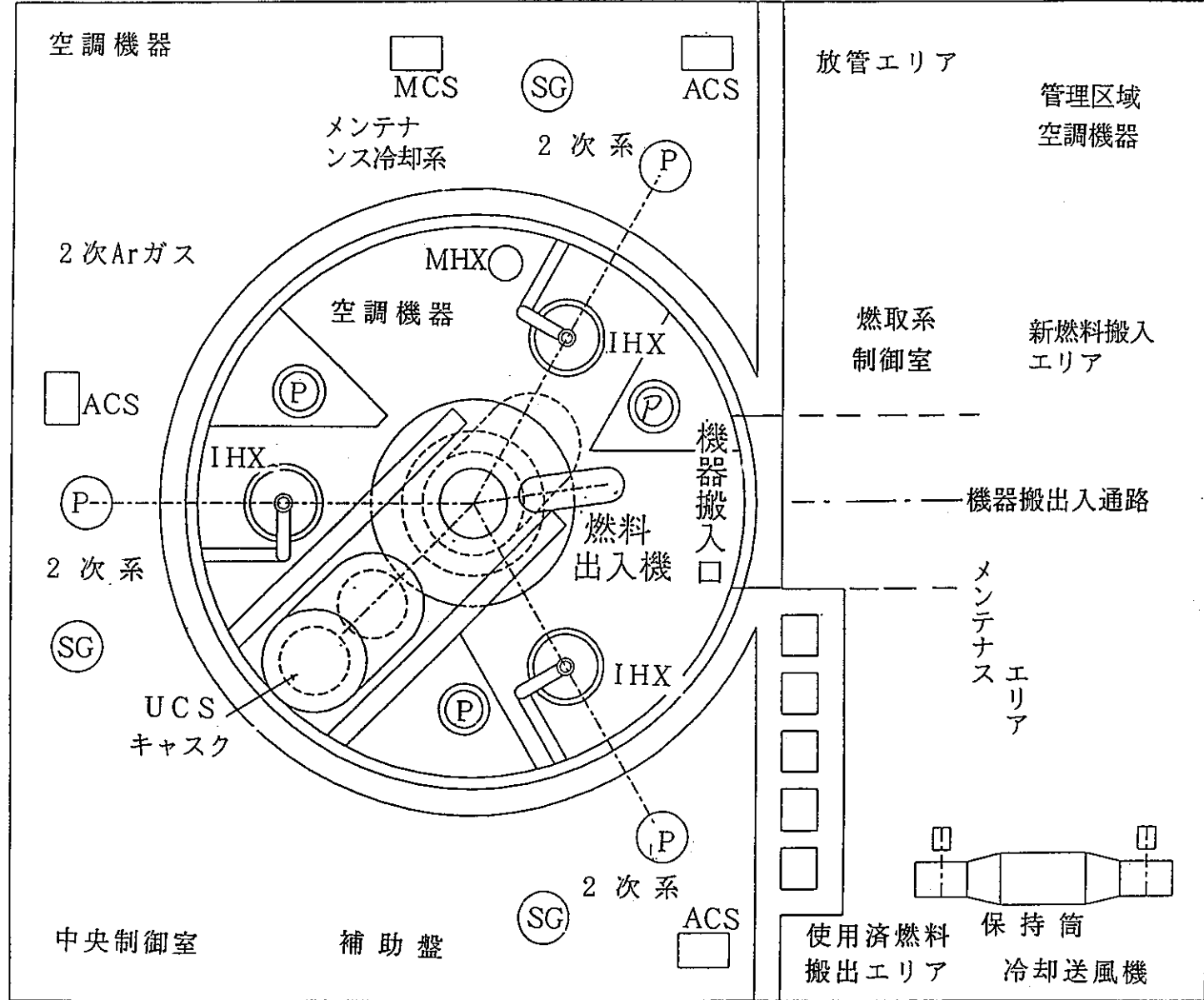
プラント配置計画図

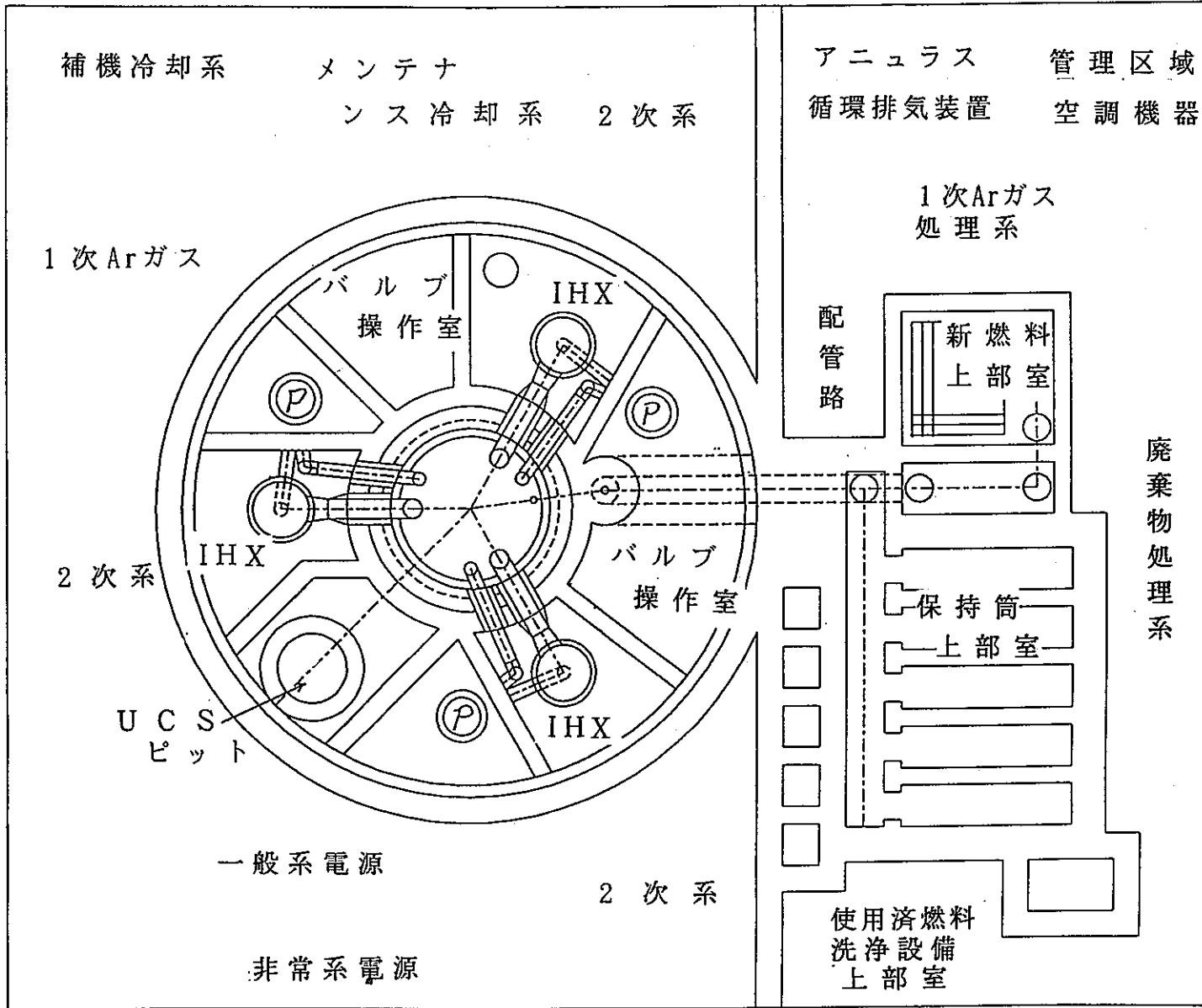


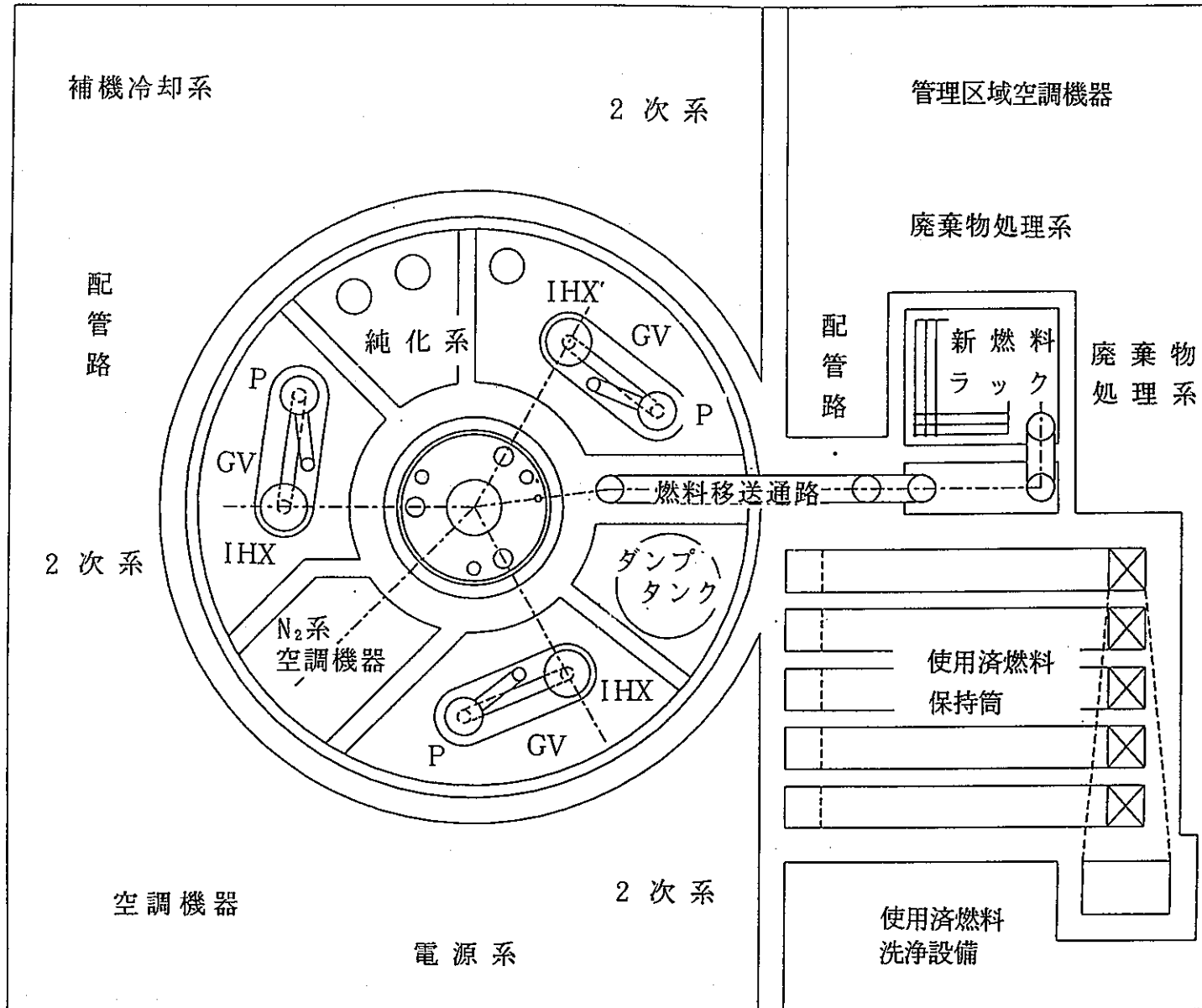
新燃料移送経路概念図



使用済燃料移送経路概念図







検討課題

- プラント概念と安全設計基本方針と整合性の評価
 - ・ 崩壊熱除去系の系統構成及び容量
 - ・ 格納施設のバウンダリ構成
- FBRに適合した水・蒸気系の系統構成
 - ・ 熱過渡緩和ができる系統構成及び運用
- 合理的でタフな燃料取扱設備の概念の検討
- もんじゅの設計経験の活用した系統の規模の推定
 - ・ 設計研究未実施系統の規模の推定
 - ・ 建屋規模の推定
- 合理的な系統機器の配置概念の検討
 - ・ 運動操作性、保守補修性等を考慮した機器・系統配置
 - ・ よりコンパクトな機器・系統の配置概念の提示

3) 炉心核・熱設計
(炉心設計全般、核設計、熱設計)

- [1] 設計条件、基本仕様、取り合い条件
- [2] 炉心構成の設定
- [3] 炉心・燃料仕様の設定
- [4] 出力分布・燃焼解析
- [5] 制御棒価値
- [6] 反応度係数
- [7] 流量配分の検討
- [8] 制御棒熱流力評価
- [9] 集合体出口温度評価

60万kW_e基準炉心、設計条件、基本仕様、取り合い条件等

性能目標	基本仕様	システムGr、構造Grとの取り合い
1. 炉心熱出力 1600MW _t	1. 炉心型式 均質2領域炉心	1. 原子炉出口温度 530°C
2. プラント寿命 40年(暦年)	2. 径ブランケット 無し	2. 原子炉出入口温度差 150°C
3. 運転サイクル長さ 15ヶ月(×3バッチ)	3. 遮蔽構成 ① 径方向 (ref.)SUS + B ₄ C ② 軸方向 (ref.)B ₄ C	3. 炉心圧損 目やす 4.5kg/cm ²
4. 増殖比 約1.05	4. 制御棒型式 Naボンド、ベント型	4. 過出力係数 1.17(線出力410W/cm) (制御棒誤引抜時の出力分布歪を考慮)
5. 取出燃料平均燃焼度 約9万MWd/t	5. Pu組成 ²³⁹ Pu: ²⁴⁰ Pu: ²⁴¹ Pu: ²⁴² Pu = 58:24:14:4 U組成 ²³⁵ U : ²³⁸ U = 0.3:99.7	5. 制御棒配置 UCS設計からの制限なし
	6. 被覆管材質 改良オーステナイト鋼(PNC1520)	6. 遮蔽体寿命 内側2列は交換可 外側3列は40年
	7. ラPPER管財 同上	7. 遮蔽区分 ① 炉内構造物 1×10 ²¹ nvt(0.1MeV以上) ② 2次Na放射化量 0.625mrem/h以下 ③ 遮蔽プラグ上面 D区分(50mrem/h以下) ④ IHX室機器配管 炉停止時0.625mrem/h
	8. 集合体当たりのピン本数 217本	8. 安全設計条件 ● 主停止系 ワンロットスタック低温停止 ● 後備停止系 全挿入で低温停止
	9. 燃料ペレットO/M 1.98±0.02	9. 集合体間出口温度差 目やす 120°C以下
	10. ペレット 中実	
	11. 最大線出力 410w/cm	
	12. スミア密度 約86%T.D.	
	13. 炉心高さ 100cm	
	14. ピン径 8.5mm	

炉心構成の設定

< 前提条件 >

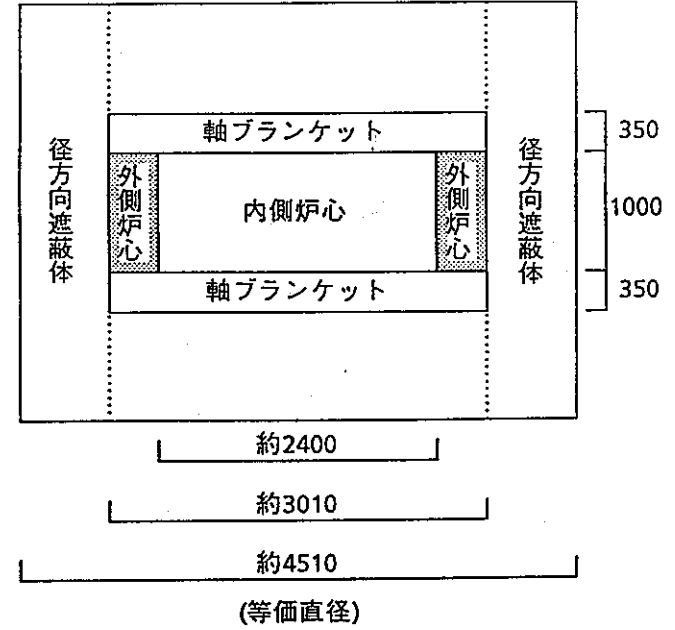
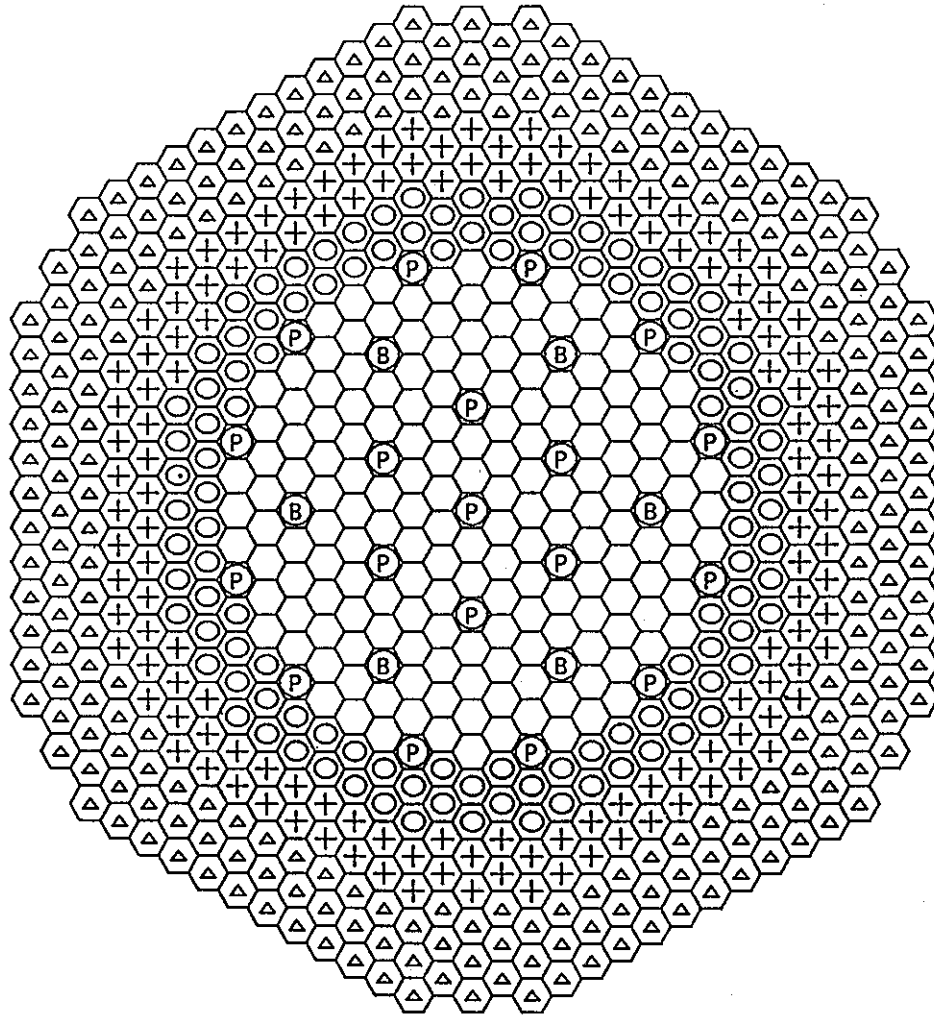
- | | |
|---------------|-----------|
| (1) 集合体内ピン本数 | 217本 |
| (2) 運転サイクル期間 | 15ヶ月×3バッチ |
| (3) 制御棒必要本数 | 24本程度 |
| (4) 径方向ブランケット | なし |
| (5) 最大線出力 | 410W/cm |

< 制御棒配置 >

- (1) 制御棒干渉効果の回避
制御棒間は2集合体以上あける
- (2) 中心制御棒
出力ピーク低減の観点から設置

< 内側／外側炉心体積比 >

- 出力分布平坦化の観点から決定



○	内側炉心	174体
⊙	外側炉心	114体
⊕	SUS遮蔽体	138体
△	B ₄ C遮蔽体	252体
Ⓟ	主炉停止系制御棒	19体
Ⓟ	後備炉停止系制御棒	6体

合計 703体

60万kWe炉心 炉心構成図

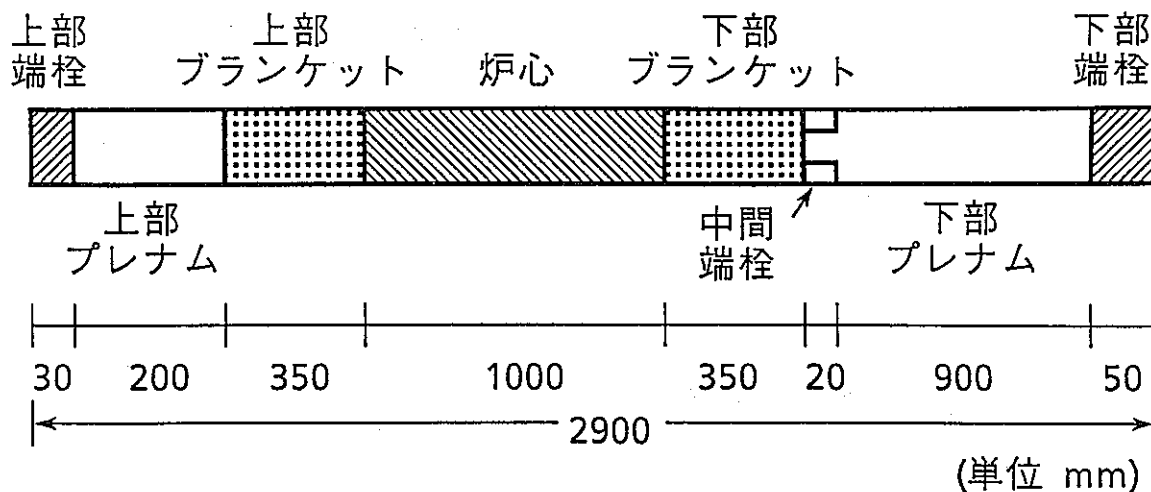
炉心燃料仕様の設定

<燃料健全性予備評価>

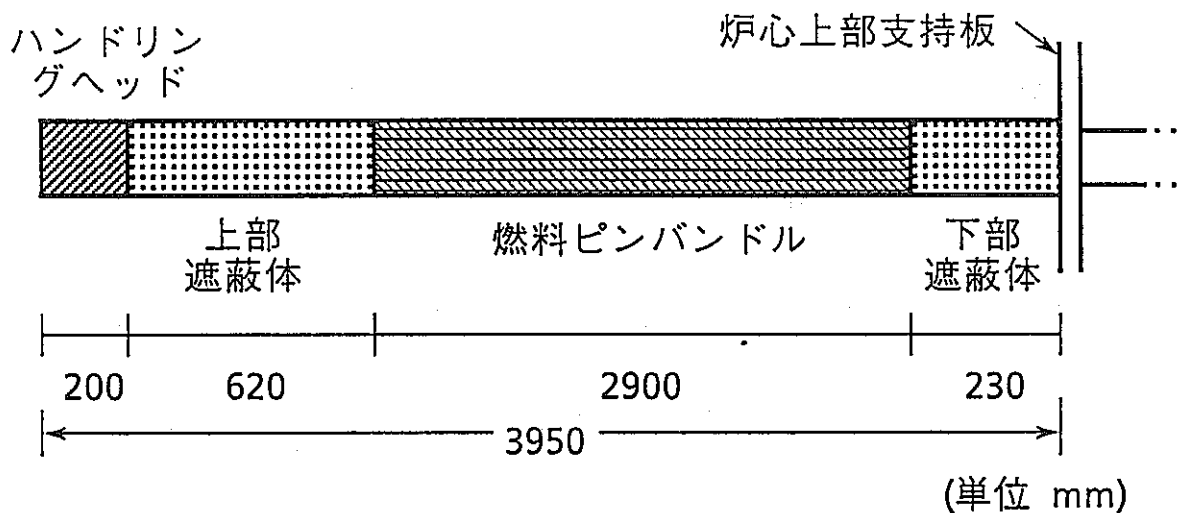
- FPガス内圧による CDF制限
 - ガスプレナム容積
被覆管肉厚等の設定
- バンドル圧損制限ワイヤ径の設定

炉心燃料集合体の主要仕様

項 目	仕 様
炉心高さ (cm)	100.0
軸ブランケット厚さ(上/下)(cm)	35.0 / 35.0
集合体内ピン本数 (本)	217
ピン径 (mm)	8.5
ワイヤ径 (mm)	1.2
被覆管肉厚 (mm)	0.45
ペレット径 (mm)	7.42
ペレット密度 (%TD)	90.0
ピン配列ピッチ (mm)	9.8
プレナム容積 (cc)	45.0
ダクト肉厚 (mm)	4.3
ラッパ管内対面間距離 (mm)	146.9
ラッパ管外対面間距離 (mm)	155.5
ラッパ管間ギャップ (mm)	6.5



炉心燃料ピン概念図



炉心燃料集合体概念図

- (1) 燃料ピンバンドル長さ 2900 mm
- (2) 燃焼集合体長さ* 3950 mm

* (炉心上部支持板より上の長さ)

原子炉構造設計との取り合い

- 集合体全長 4300mm

出力分布・燃焼解析

<Pu富化度の決定>

CITATIONによる2次元R-Z計算

Pu富化度（内側炉心／外側炉心）

15.95/20.93(W/O)

<出力分布・燃焼解析>

MOSES による3次元燃焼計算

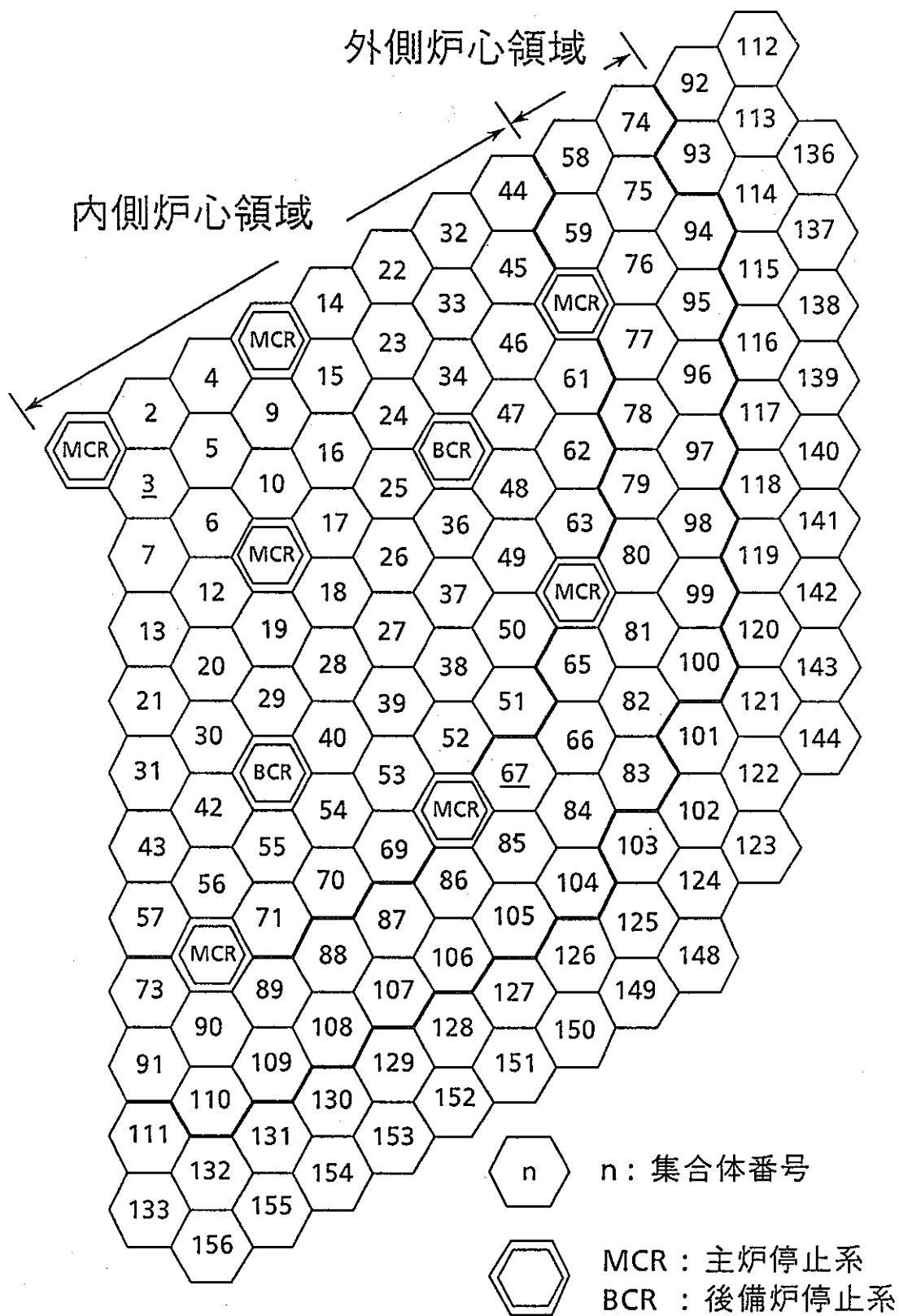
- (1) 燃料交換 固定3バッチ分散方式
- (2) 解析体系 1/3回転対称炉心
- (3) 制御棒位置

BOC 主炉停止系：炉心上端より
40cm挿入

後備系：全引抜

EOC 主炉停止系：全引抜

後備系：全引抜



解析体系及び集合体番号

炉心主要特性

Pu富化度 (wt%)	内側炉心	15.95	
	外側炉心	20.93	
最大線出力 (w/cm)	平衡初期	内側炉心	382.9
		外側炉心	408.5
	平衡末期	内側炉心	408.7
		外側炉心	352.4
増殖比	平衡初期	1.020	
	平衡末期	1.047	
燃烧欠損反応度	(% $\Delta k/kk'$)	3.1	
取出平均燃烧度	(MWd/t)	88,400	
最大高速中性子束	(n/cm ² ·sec)	2.45×10^{15}	
高速中性子照射量	(n/cm ²)	2.9×10^{23}	

制御棒価値の評価

〔制御棒設計条件〕

(1) 主炉停止系

ワンロッドスタックで低温停止

(2) 後備炉停止系

全挿入で低温停止

〔解析条件〕

(1) B^{10} 濃縮度 主炉停止系 : 30%
後備系 : 90%

(2) 吸収体長さ 90 cm

必要制御棒価値

必要反応度項目	主炉停止系 (% $\Delta k/kk'$)	後備停止系 (% $\Delta k/kk'$)
温度補償* ¹	0.22 \pm 0.04	0.22 \pm 0.04
出力補償* ²	0.94 \pm 0.19	0.94 \pm 0.19
燃焼補償	3.10 \pm 0.31	-
運転余裕	0.3	-
事故時投入反応度	-	0.1
燃料製作公差Pu富化度 ($\pm 0.1\%$)	± 0.3	-
合計	4.56 \pm 0.47	1.16 \pm 0.19
必要反応度最大値	5.03	1.35

制御棒価値評価結果

	主炉停止系* ¹ (% $\Delta k/kk'$)	後備系* ² (% $\Delta k/kk'$)
ノミナル計算値	6.85	3.18
最小値* ³	5.91	2.74
必要反応度最大値	5.03	1.35
炉停止余裕	0.88	1.39

*1主炉停止系はワンロードスタックでの値である。

*2後備停止系は全挿入での値である。

*3ノミナル計算値 \times 各種補正(0.863)

反応度係数の評価

定格出力時の等温温度係数

領 域	温度係数 ($\times 10^{-6} \Delta k/kk' / ^\circ\text{C}$)
燃料温度係数	-2.03
被覆管温度係数	1.40
ラッパ管温度係数	0.62
冷却材温度係数	4.70
炉心支持板温度係数	-8.32
ドップラー温度係数	-8.04
合 計	-11.67

[平衡初期]

出力係数

領 域	出力係数 ($\times 10^{-6} \Delta k/kk' / \text{MWt}$)
燃料	-0.96
被覆管	0.09
ラッパ管	0.03
冷却材	0.23
ドップラー	-3.01
合 計	-3.62

[平衡初期]

ドップラ係数

	平衡初期	平衡末期
ドップラ係数 ($T dk / dT$)	-9.79×10^{-3}	-9.14×10^{-3}

Naボイド反応度 ($\times 10^{-3} \Delta k/k$)

領域	平衡初期	平衡末期
内側炉心	19.69	22.37
外側炉心	2.31	2.61
炉心合計	22.00 (5.8 \$)	24.98 (6.8 \$)
軸ブランケット	-0.60	-0.43

流量配分の検討

[集合体必要最小流量評価]

制限条件

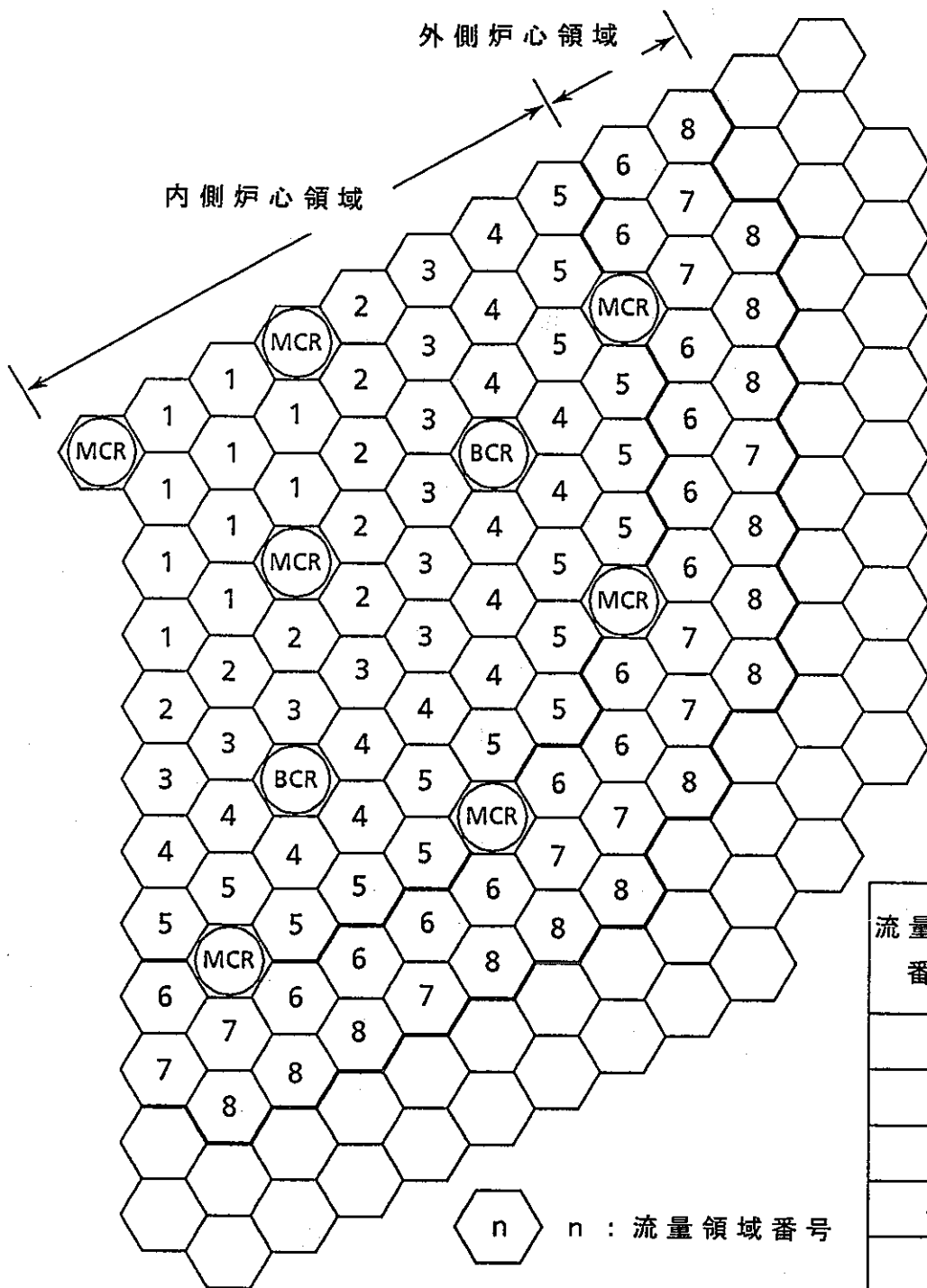
- (1) FPガス圧による被覆管CDF値
0.3以下
- (2) 被覆管肉厚中心ホットスポット
温度の寿命中最高温度
700°C以下
(注：被覆管H. S. Fは1.25)
- (3) 隣接集合体間出口冷却材
ノミナル温度差
120°C以下


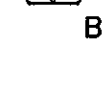
[流量領域区分の設定]

- i) 寿命中の集合体最大出力がほぼ同一
 - ii) 集合体出力履歴パターンがほぼ同一
- 領域数は～8程度

[計画流量配分の設定]

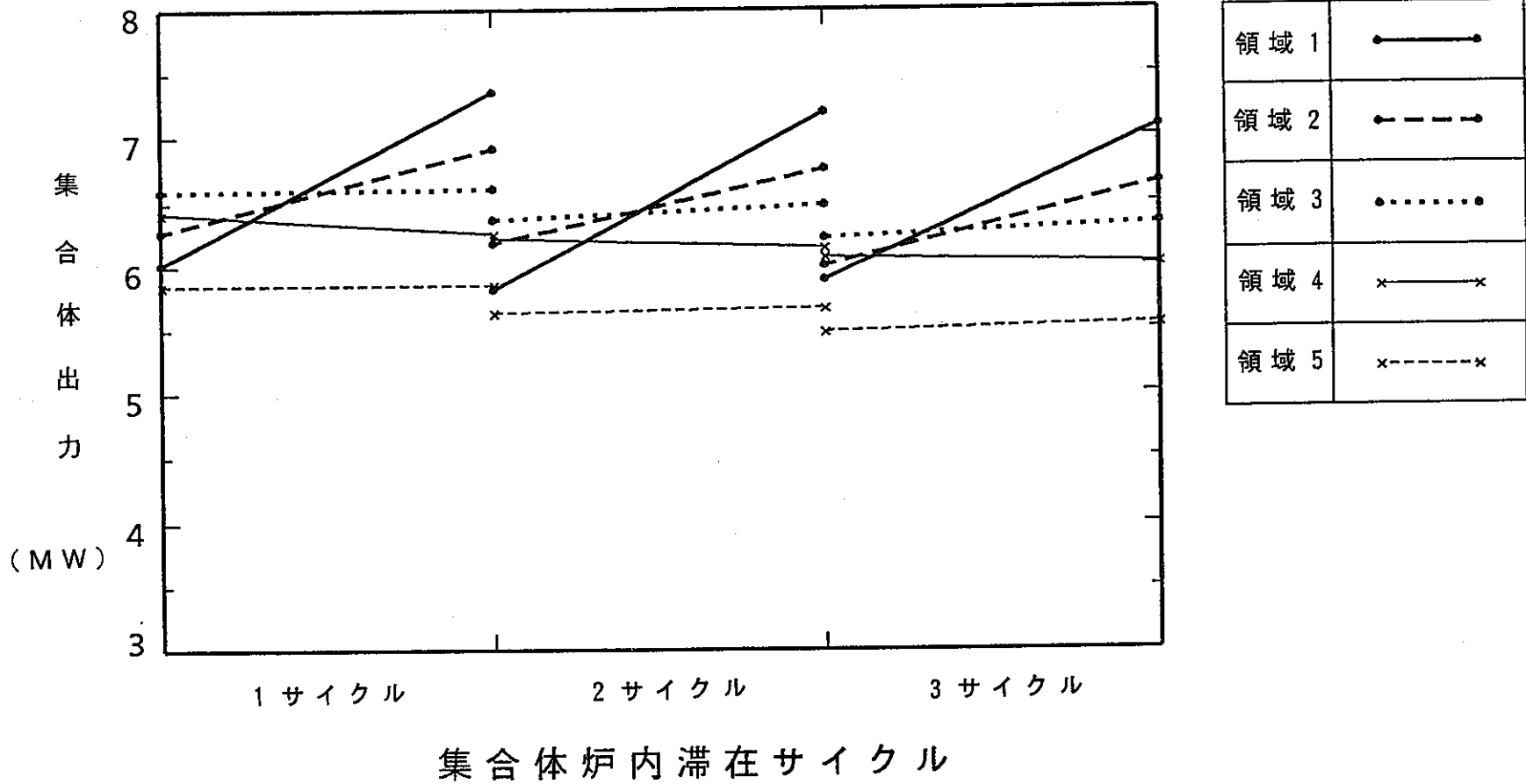
- 炉心全流域は1次系全流量の～92%程度とする。



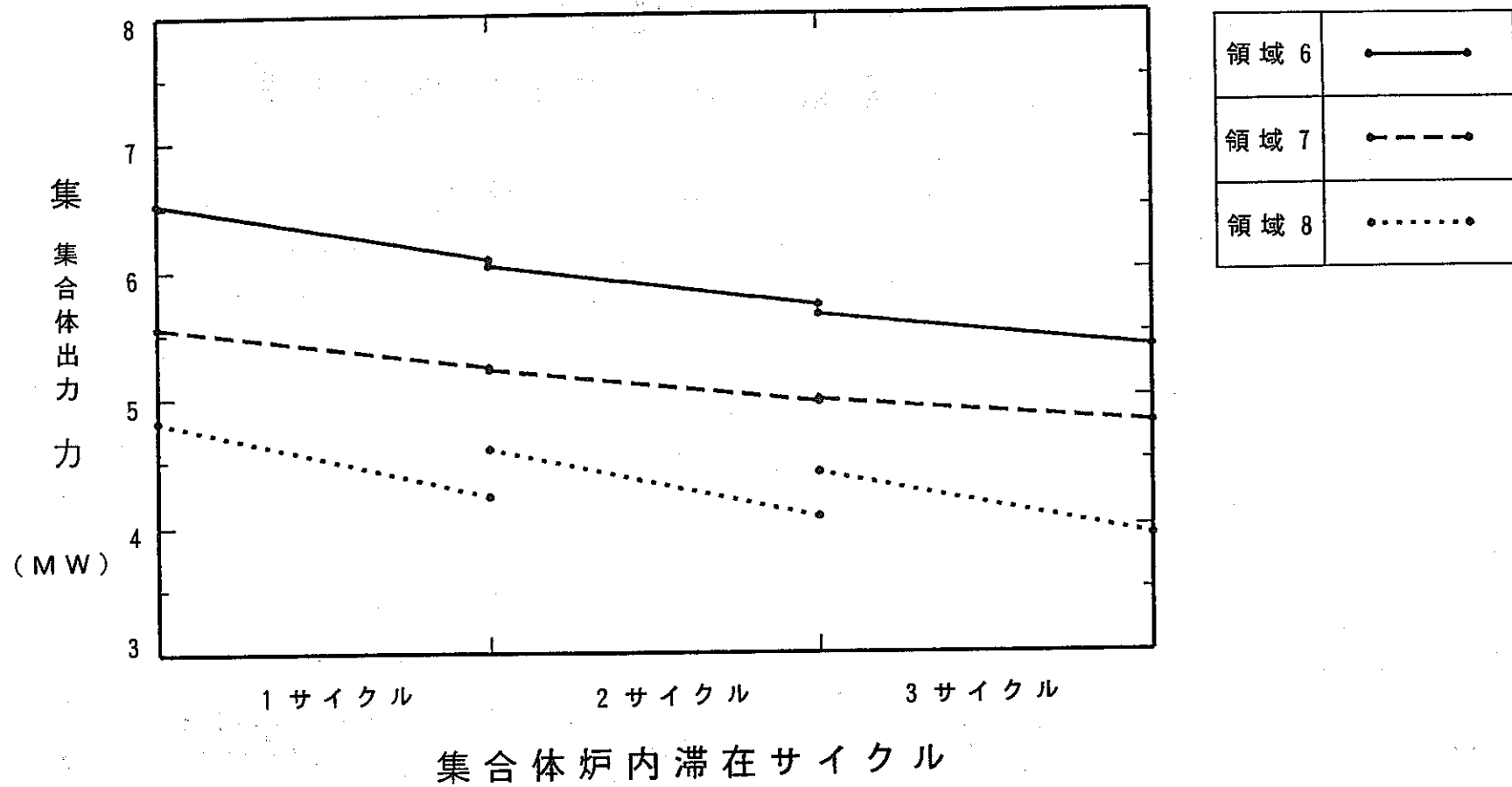
 MCR : 主炉停止系
 BCR : 後備炉停止系

流量領域 番号	集合体数 (本)
1	30
2	24
3	30
4	42
5	48
6	42
7	30
8	42

流量領域区分



流量領域毎の集 合 体 出 力 履 歴 の 包 絡 カ ー ブ
 < 内 側 炉 心 領 域 >



流量領域毎の集合体出力履歴の包絡カーブ
 < 外側炉心領域 >

計画流量配分値及び被覆管最高温度

流量領域 番号 ¹⁾	集合体 本数 (体)	集合体 流量 (kg/s)	領域流量 (kg/s)	被覆管 最高温度 (°C)
1	30	32.1	963.0	651
2	24	30.6	734.4	650
3	30	27.2	816.0	666
4	42	26.3	1104.6	666
5	48	25.3	1214.4	657
6	42	28.8	1209.6	651
7	30	25.0	750.0	650
8	42	22.5	945.0	650
合計	288		7.74×10^3 (92%) ²⁾	

1) 領域1~5：内側炉心領域、領域6~8：外側炉心領域

2) TOTAL流量(8.4×10^3 kg/s)に対する割合

<第1流量領域 集合体流量32.1kg/s>

○バンドル圧損 3.3 kg / cm²

○バンドル平均流速 6.1 m / s

制御棒熱流力評価

制御棒の主要仕様（暫定）

項目	仕様	備考
案内管外径 (mm)	155.5	燃料集合体外対面巾と同一。
案内管肉厚 (mm)	4.3	燃料集合体ラッパ管肉厚と同一。
案内管内径 (mm)	146.9	
バイパス部ギャップ (mm)	9.4	原型炉の10.6mmより若干狭い。
保護管外径 (mm)	137.5	
保護管肉厚 (mm)	1.0	原型炉の2mmより若干薄い。
ピン配列ピッチ (mm)	19.7	
吸収ピン本数 (本)	37	同心円上配列とする。
吸収ピンの型式	Na ボンド	Heベント方式とする。
被覆管外径 (mm)	18.4	
被覆管肉厚 (mm)	0.4	
ワイヤ径 (mm)	1.2	ピン間ギャップ巾: 0.1mm
ペレット径 (mm)	16.2	
ペレットスタック長 (mm)	900	

< 制御棒必要流量の評価 >

発熱条件

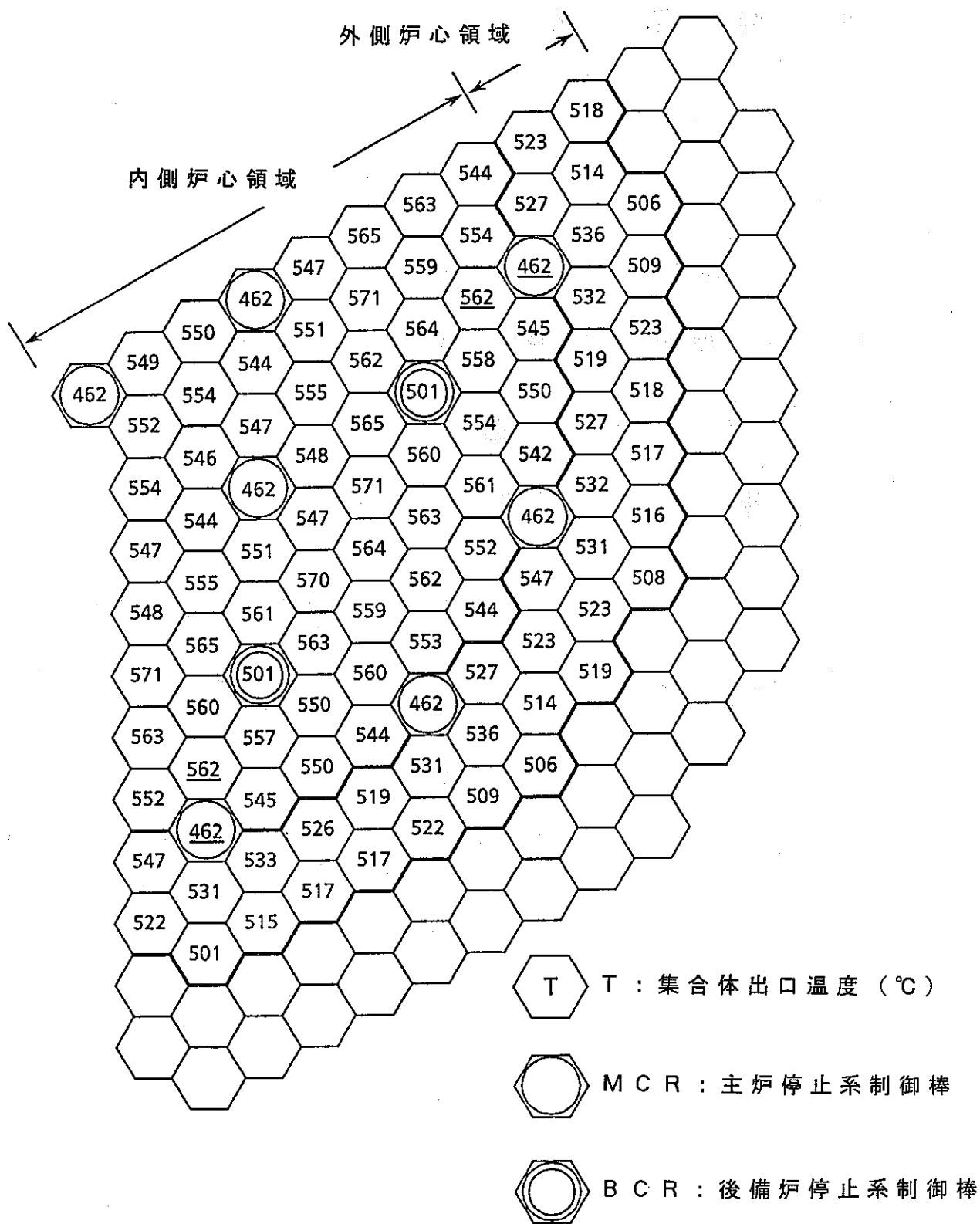
- (1) 吸収材ペレット (n、 α) 反応
- (2) 構造材及び冷却材の γ 発熱
- (3) 隣接燃料集合体からの入熱

制御棒必要流量

被覆管H. S温度制限650°Cより設定

制御棒必要流量と冷却材出口温度

	必要流量 (kg/sec)	冷却材出口温度 (°C)					
		BO1C	EO1C	BO2C	EO2C	BO3C	EO3C
主系統棒	2.0 _g	501	465	497	463	493	462
後備系統棒	1.5 ₃	509	506	506	503	503	501



集合体出口温度マップ

< 平衡末期 (MCR、BCR : 全引抜き) >

集 合 体 出 口 温 度 評 価

流量領域	燃料集合体出口温度(注1)	
	最大値 (°C)	最小値 (°C)
1	561	511
2	558	528
3	572	556
4	573	548
5	562	538
6	559	513
7	555	503
8	549	493
主炉停止系 制御棒	501	462
後備系 制御棒	509	501

(注1) 集合体間断熱条件によるノミナル値

〈隣接集合体出口冷却材温度差制限〉 120°C

○主炉停止系制御棒との出口温度差最大値 100°C

○後備系制御棒との出口温度差最大値 71°C

まとめ

他設計との取り合い条件を満足しつつ目標性能をほぼ達成できる炉心の、炉心核・熱設計の観点からの成立性を見通した。

今後の検討課題

- (1)炉心変形挙動の評価
- (2)高燃焼度化（取出平均燃焼度～13万 MWd/t）の検討

— 4) 燃料設計 —

燃料仕様

1. 炉心燃料ペレット		
a) 外径	(mm)	$\phi 7.42 \pm 0.05$
b) 密度	(%TD)	90 ± 2
c) O/M 比	(-)	1.98 ± 0.02
d) Pu富化度	(w/o)	16.0/20.9 (内側/外側炉心)
2. 被覆管		
a) 材質		改良オーステナイト (PNC1520)
b) 外径	(mm)	$\phi 8.5 \pm 0.03$
c) 肉厚	(mm)	0.45 ± 0.03
3. 燃料要素		
a) 全長	(mm)	2,900
b) 炉心部長さ	(mm)	$1,000 \pm 5$
c) ブランケット部長さ	(mm)	350/350 (上部/下部)
d) プレナム部長さ	(mm)	200/920 (上部/下部)
e) ワイヤ径	(mm)	$\phi 1.2$
4. ラップ管		
a) 材質		改良オーステナイト (PNC1520)
b) 内対面巾	(mm)	146.9
c) 肉厚	(mm)	4.3
5. 集合体		
a) 燃料要素本数		217
b) 集合体間ギャップ巾	(mm)	6.5

評価項目と制限条件

(1) 燃焼初期燃料温度：中心溶融不可

(2) ガス圧による応力：CDF ≤ 0.3

(3) PCMI圧による応力：CDF ≤ 1

(4) BDI：3 d_w 以下

(ワイヤ径3本分以下)

(5) DDI：0 以下

(“集合体外対面巾” \leq “配列ピッチ”)

(6) 集合体流量減少：[参考評価]

(1) 燃焼初期燃料中心温度

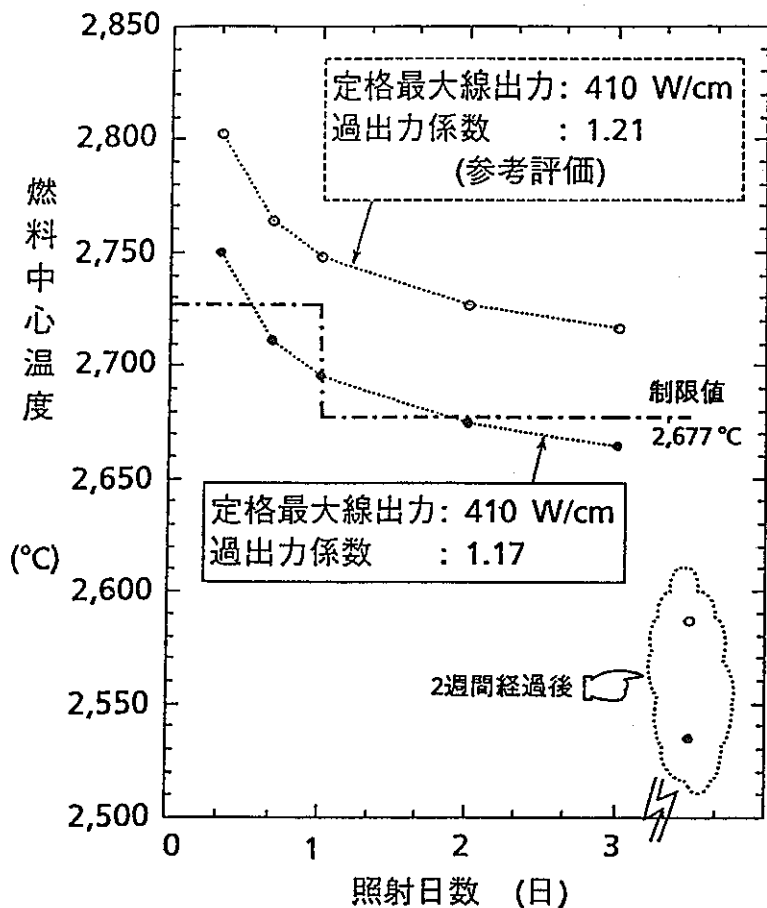


図1.1 過出力時燃料中心温度(上限値)評価結果

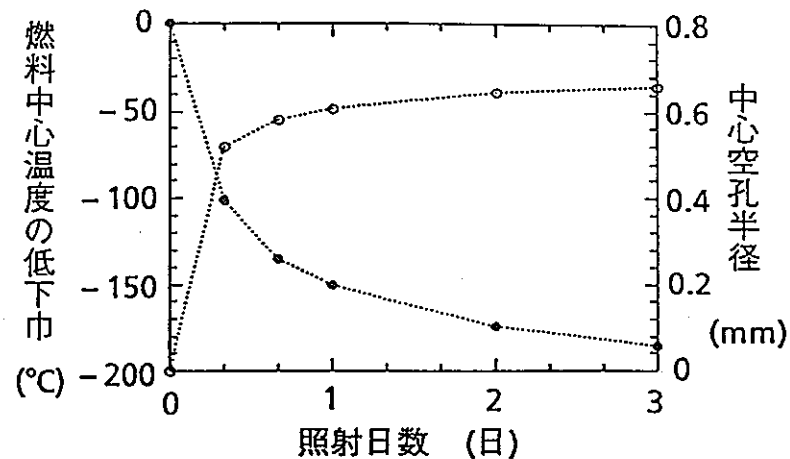


図1.2 定格運転時の燃料熱的挙動 (基準解析結果)

表1.1 燃料温度解析結果(3日経過後の過出力時)

解析の種類	中心温度 (°C)	不確かさ (°C)
基準解析	2616	-
ペレット径に関する感度解析	2649	33
O/M比に関する感度解析	2616	0.4
PuO ₂ 富化度に関する感度解析	2616	0.3
被覆管内径に関する感度解析	2640	24
リロケーション率に関する感度解析	2637	21
ポア移動速度に関する感度解析	2630	15
統計処理結果 (上限温度 & 全不確かさ)	2665	49

(2) ガス圧による応力

表2.1 ガス圧応力によるCDF評価結果
(通常運転時)

ガス プレナム 容積 (cc)	上部/下部 プレナム 長さ (mm)	CDF		
		評価値 [上限値] (-)	制限値 (-)	合否
45	200/920	0.30	0.3	○

(注記) ① 被覆管肉厚中心最高温度制限値(700℃)

を取り合い条件とした。

② 流配後の被覆管温度評価結果(約650℃)

に基づくならば、プレナム長さを大幅に削減
できる。(プレナムガス圧は高くなる。)

表2.2 ガス圧応力上限値の評価結果

	基準 解析	感度解析					
		1	2	3	4	5	6
条件							
被覆管肉厚	公称	下限	公称	→	→	→	公称
ベレット外径	公称	公称	上限	公称	→	→	公称
スタック長さ	公称	→	公称	上限	公称	→	公称
内面腐食式	平均	→	→	平均	上限	平均	平均
外面腐食式	平均	→	→	→	平均	上限	平均
FP放出率式	平均	→	→	→	→	平均	上限
結果 (at EOL)							
被覆管肉厚 (mm)	.308	.278	.308	.305	.273	.303	.308
ピーク線出力 (W/cm)	427	427	433	427	→	→	427
肉厚中心温度 (°C)	685	→	685	686	685	→	685
内面腐食量 (μm)	66	→	→	66	100	66	66
外面腐食量 (μm)	76	→	76	79	76	81	76
FPガス放出率 (%)	90	→	→	→	→	90	100
被覆管内圧 (kg/cm ²)	66.9	66.9	67.8	67.2	66.9	66.9	73.7
被覆管応力 (kg/mm ²)	8.73	9.71	8.84	8.85	9.89	8.88	9.62
応力増分 (kg/mm ²)	-	0.98	0.11	0.12	1.16	0.15	0.89
応力上限値 (周方向膜応力)					10.5* kg/mm ²		

注*) [基準解析での値8.73] + [上記応力増分を統計処理した値1.77]

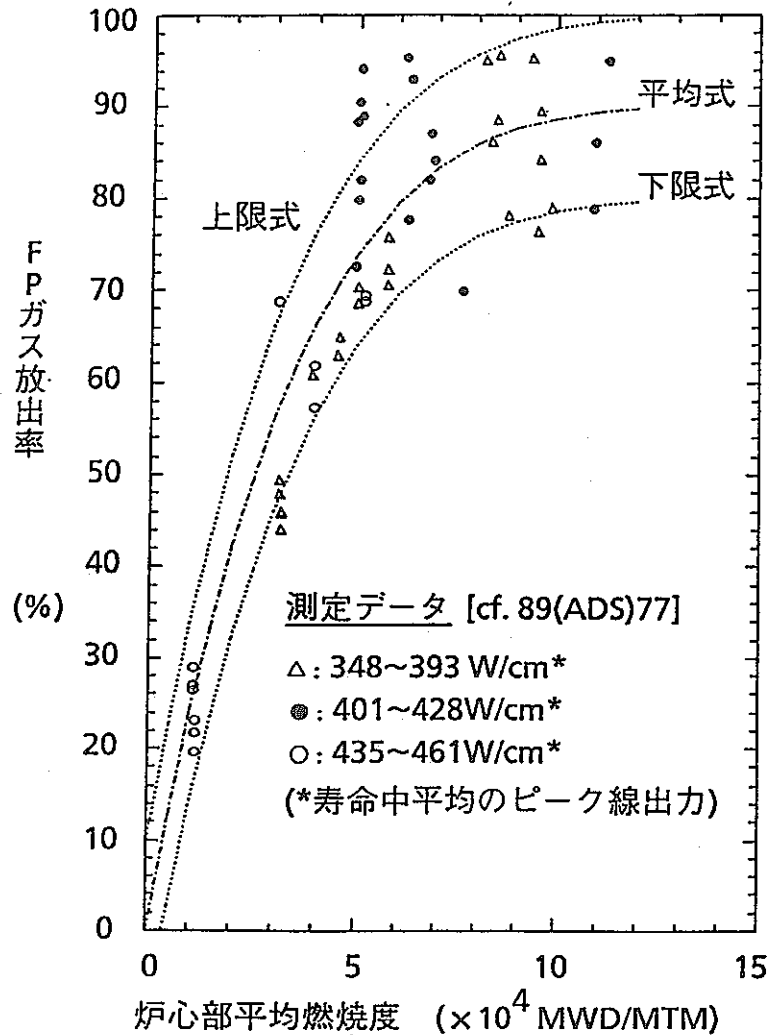


図2.1 FPガス放出率の上下限式と平均式

(3) PCMI 圧による応力

表3.1 ガス圧+PCMI圧応力による CDF 評価結果(通常運転時)

ペレット 密度 (% T.D.)	被覆管の スエリング /クリープ式	CDF		
		評価値 (-)	制限値 (-)	合否
92 (上限値)	ノミナル式*	0.30	1	○

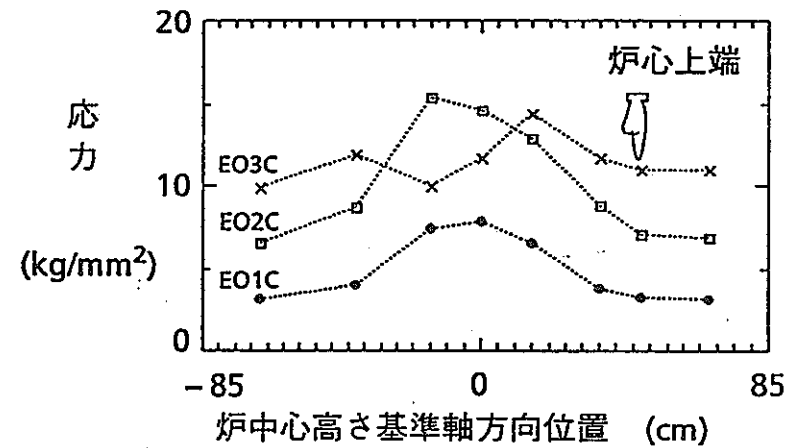


図3.1 被覆管肉厚中心周方向応力

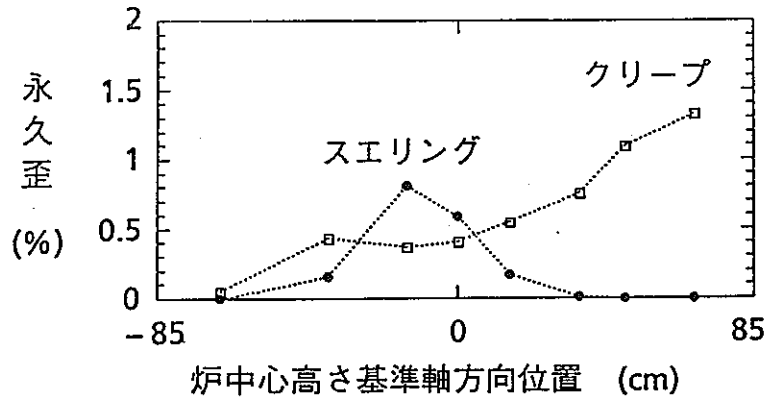


図3.2 被覆管肉厚中心周方向永久ひずみ (EOL)

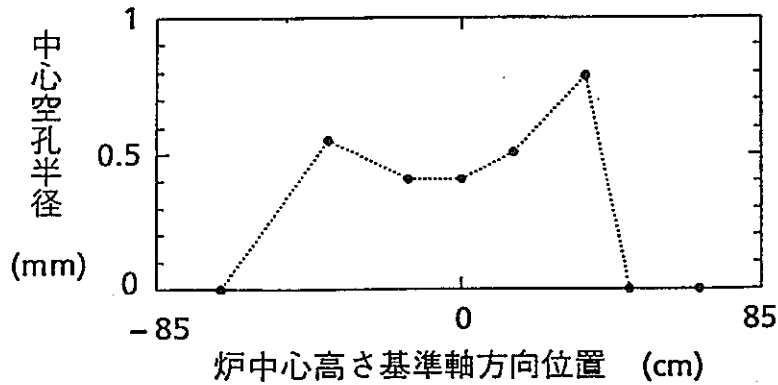


図3.3 燃料中心空孔半径の軸方向分布 (EOL)

(4) BDI

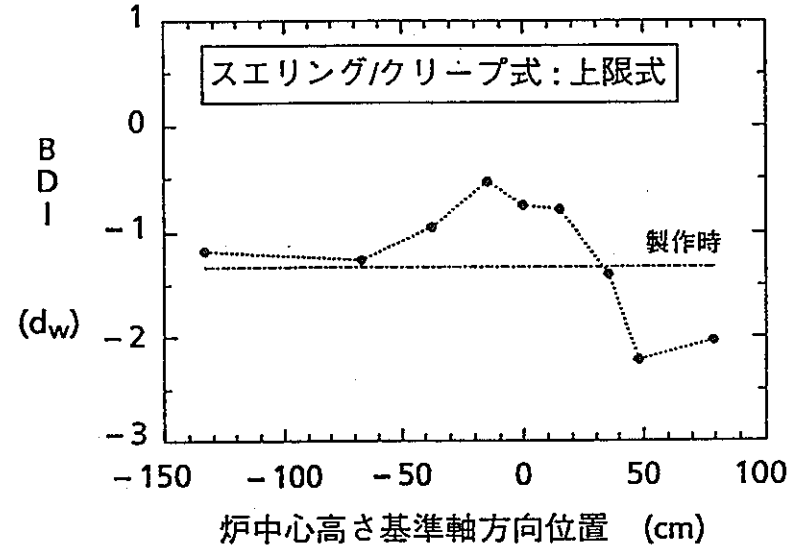


図4.1 BDIの軸方向分布

[参考]

被覆管外径増加率: 5.3%

(熱膨張:0.9%、

スエリング:2.8%、

クリープ:1.5%)

(5) DDI

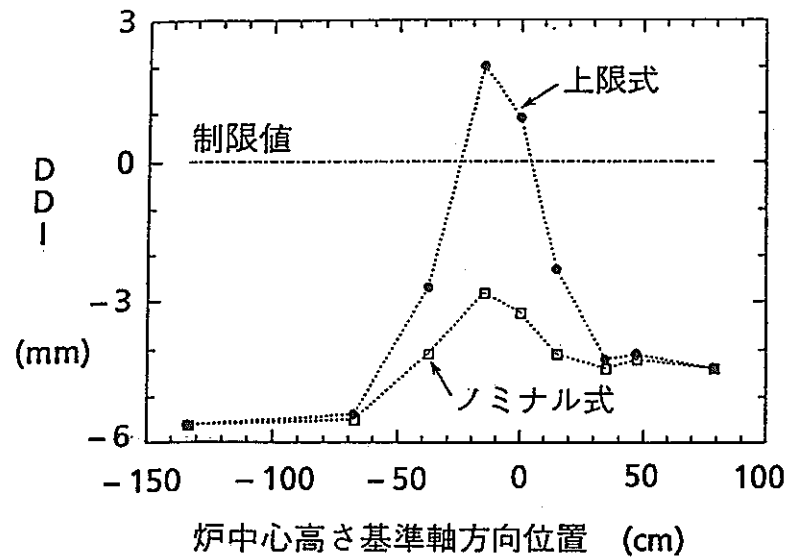


図5.1 DDIの軸方向分布

[参考]

ラッパ管のスエリング伸び: 13 mm

(上限式)

(6) 集合体流量減少

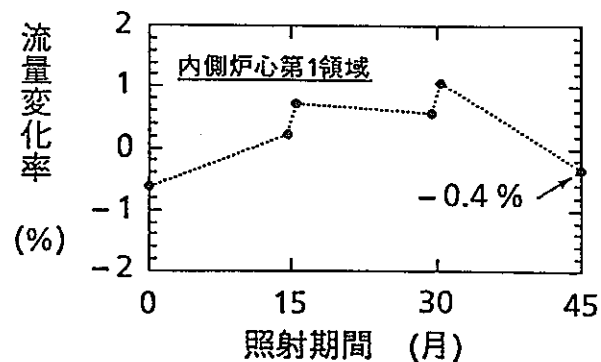


図6.1 集合体当り冷却材流量の変化率

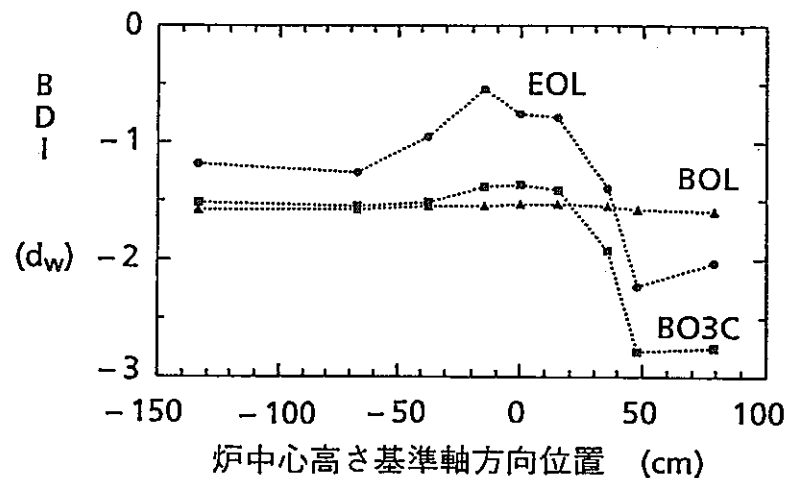


図6.2 BDIの軸方向分布

今度の課題

(1) DDI対策

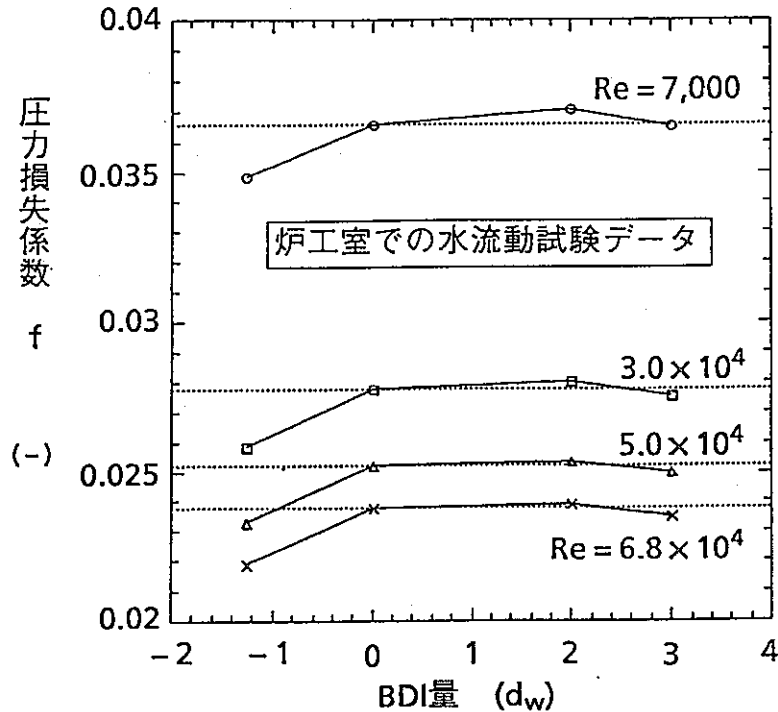
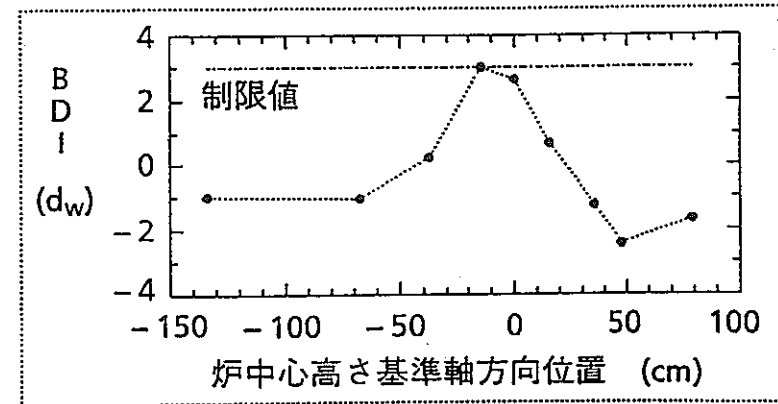
1) 改良オーステナイト鋼製ラッパ管採用の場合

- 改良オーステナイト鋼の照射データの拡充
- DDI制限判断基準の検討

2) フェライト鋼製ラッパ管採用の場合

- BDI制限判断基準の検討

(集合体流量評価結果:6%減少 →15°Cの温度上昇)



第6.3図 圧損係数のBDI量への依存性

(2) 内側炉心のサイクル末期燃料温度評価

- 中心空孔径の縮小、● ペレット熱伝導度の低下

(3) 中空高密度ペレット採用の検討

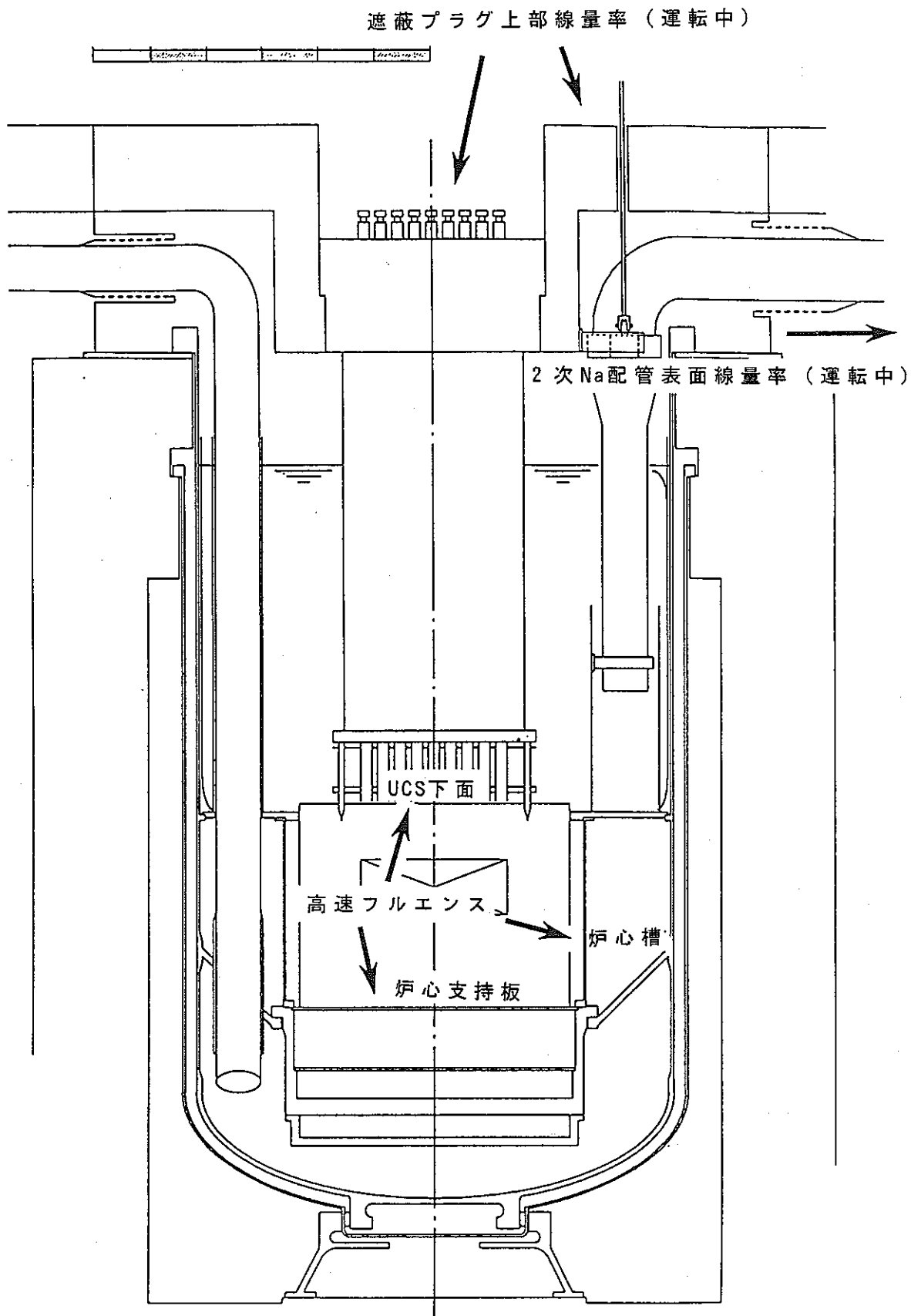
5) 遮蔽設計

< 検討方針 >

- 1 一次元及び二次元輸送計算結果をもとに、JASPER 実験解析等により得られた計算値への補正、不確かさを考慮して遮蔽構成を設定し、成立性を見通す。
- 2 水素化Zrや濃縮B₄C等の高性能遮蔽体による遮蔽体物量削減の可能性を検討する。

< 設計目標 >

- | | |
|-----------------------|------------------------|
| 1 炉内構造物高速フルエンス | 1×10^{21} nvt |
| 2 二次Na配管表面線量率(運転中) | 0.625mrem/hr. |
| 3 IHX上部室内線量率(炉停止10日後) | 同上 |
| 4 遮蔽プラグ上部線量率(運転中) | 50mrem/hr. |



原子炉構造概念図

< 計算手法 >

1 核断面積

JENDL-2を処理した100群エネルギーのJSDJ2

2 計算コード

1次元輸送計算コードANISN-W

2次元輸送計算コードDOT-3.5

3 計算値への補正

JASPER等実験解析により得られた実験値と計算値の比(E/C値、ばらつきによる不確かさも含む)で補正する。

< これまでの検討内容 >

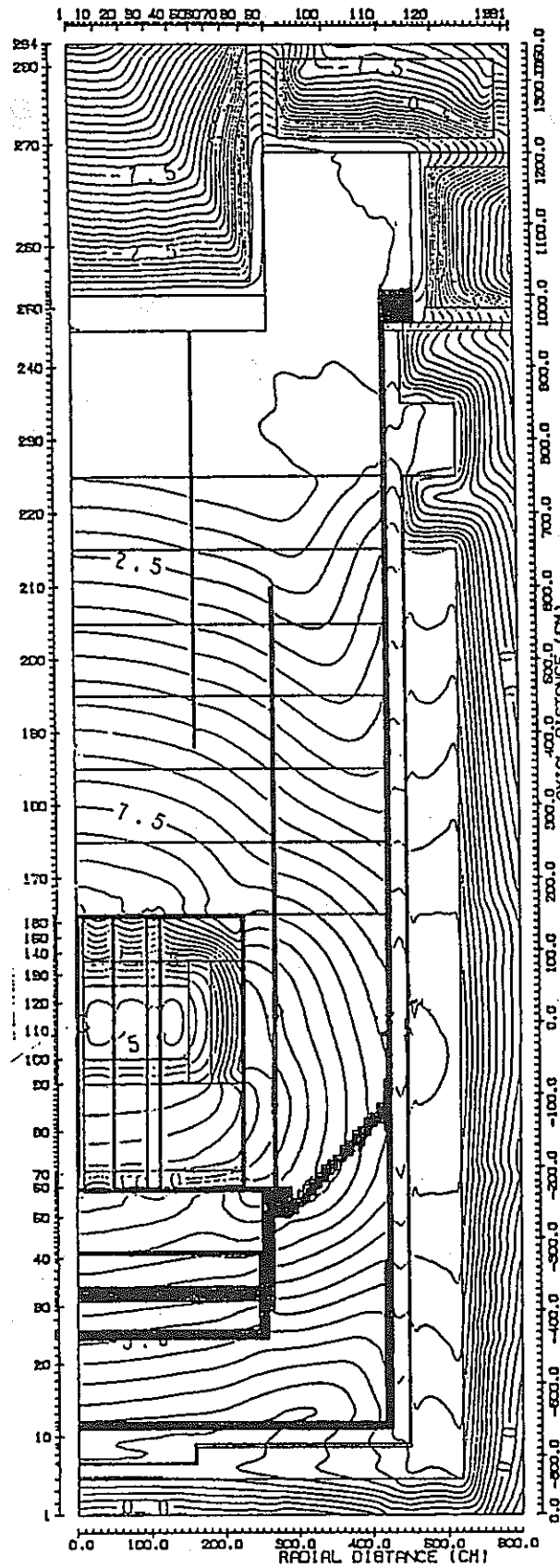
1 基準体系に関する検討

- 一次元パラメータサーベイ
→ 径方向及び軸方向の基準遮蔽構成を設定
- 二次元炉体周り解析
→ 炉内構造物高速フルエンス及び
2次Na配管表面線量率評価

2 遮蔽体削減・合理化の検討

- 径方向 ZrH_{1.7}の適用
- 軸方向 B₄Cの必要性 (SUSとの比較)

数値は
10のべき乗を表す。



高速中性子束分布 ($E \geq 100 \text{ KeV}$)

< 基準体系の検討結果 >

1 遮蔽構成

- 径方向 SUS 2層 + B₄C 3層(天然B)
- 軸方向 B₄C(天然B、上部65cm,下部25cm)

2 遮蔽特性

評価項目	目標値	評価値
炉内構造物 高速フルエ ンス	1.0×10^{21} nvt	炉心槽 1.8×10^{20} nvt UCS下面 4.0×10^{18} nvt 炉心支持板 3.9×10^{19} nvt
2次Na配管 表面線量率 (運転中)	0.625 mrem/hr. 以下	0.5mrem/hr.以下 (出口配管貫通部の 中性子束より推定)
遮蔽プラグ 上部線量率 (運転中)	50 mrem/hr. 以下	約1mrem/hr.

3 今後の検討

- 出口配管ストリーミング計算による
IHX入射中性子束の評価
- IHX上部室内線量率の評価
(従来評価例によれば局所遮蔽必要)

高速群 $\geq 0.1\text{MeV}$
 中速群
 低速群 $\geq 0.4\text{eV}$

基準体系

SUS	SUS	B ₄ C (天然)	B ₄ C (天然)	B ₄ C (天然)	1.0
					1.0
					1.0

ZrH_{1.7}を含む体系

SUS	SUS	ZrH _{1.7}	ZrH _{1.7}	0.022
				0.011
				355

ZrH_{1.7}とB₄Cの組合せ

SUS	SUS	ZrH _{1.7}	B ₄ C (天然)	0.345
				0.158
				0.308

SUS	ZrH _{1.7}	ZrH _{1.7}	B ₄ C (天然)	0.131
				0.037
				0.087

注) 数値は遮蔽外表面での中性子束相対値

図 径方向遮蔽体の遮蔽特性の比較

<軸方向遮蔽体の検討>

1 B₄C→SUS置換の効果(一次元解析)

- 高速フルエンス

UCS下面 2.7×10^{20} nvt (約67倍)

下部支持板 4.8×10^{20} nvt (約13倍)

- 炉容器貫通部(出口配管部)の中性子束は
1~2けた増加と予想 → 二次系放射化増加

2 B₄CとするかSUSとするかは、二次系放射化量増大の影響を定量的に検討して判断する必要あり。

<まとめと検討課題>

- 1 基準遮蔽構成では設計目標を満足する見通しが十分あると判断できる。今後、現在実施中の配管部での中性子ストリーミング計算に基づき、二次系配管表面線量率が目標を満足することを確認する。
- 2 径方向遮蔽構成については、水素化Zr遮蔽体によって遮蔽1層分の削減可能性がある。
課題 二次元体系での検討
濃縮 B_4C 遮蔽体の検討
実験解析による性能の確認(水素化Zr)
水素化Zr遮蔽体の開発
- 3 軸方向遮蔽構成を B_4C とするかSUSとするかは、二次系放射化量増大の影響を定量的に検討して判断する必要あり。

6) 高増殖炉心の検討

90年10月24日 プラント工学室

本検討の位置付け

増殖比約1.05の60万kWe基底増殖炉心に対し、プラントや炉構造側に大きな影響を与えることなく、必要に応じて、炉心・燃料側の変更だけで、増殖比約1.2のPu生産炉にすることも可能であることを示す。

検討の基本方針

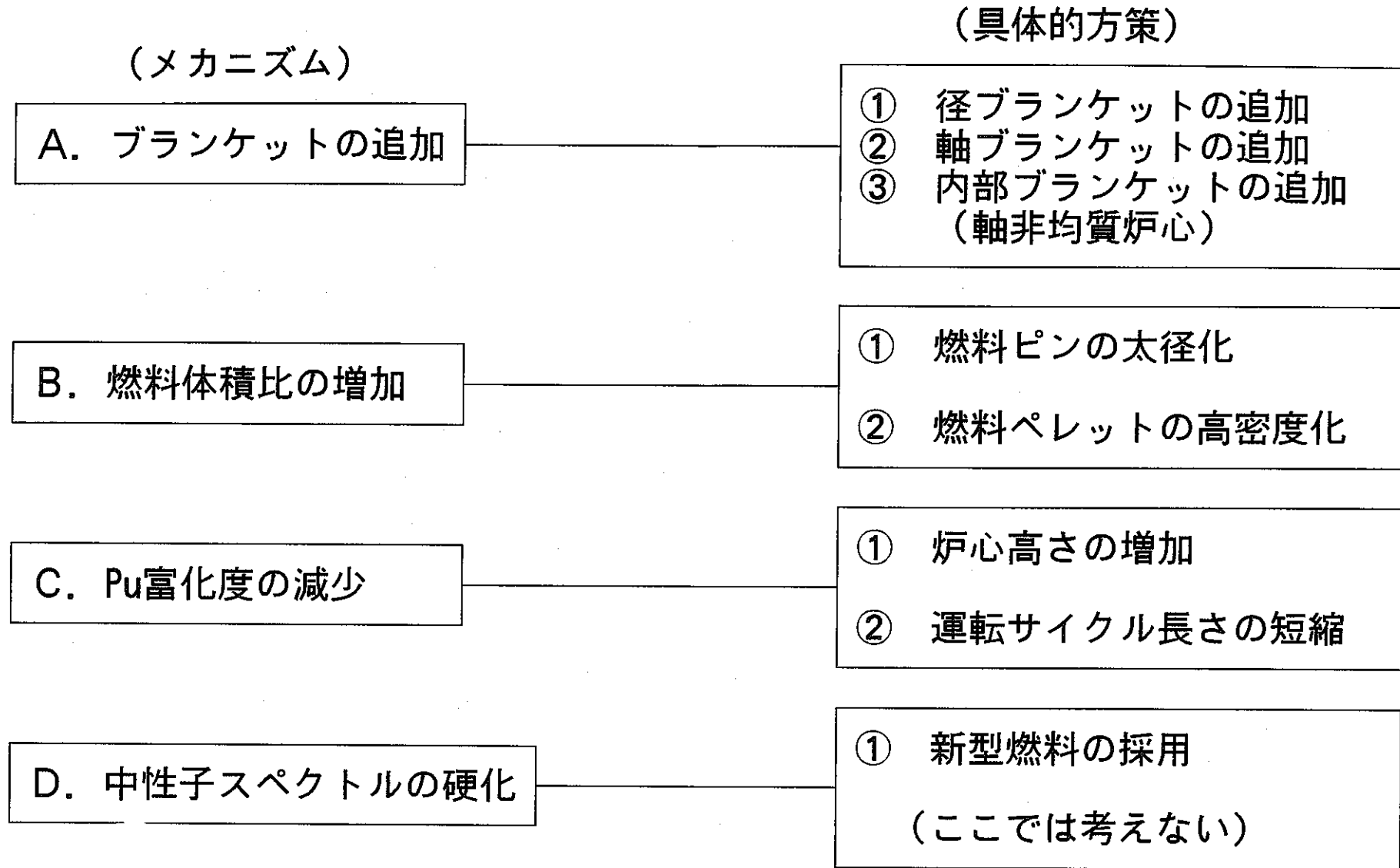
1. 60万kWe基底増殖炉心の基本仕様のうち、MOX燃料、燃焼度約9万MWD/t、冷却材出口温度530°Cなどについては、当面は固定して検討する。

→ ただし、運転サイクル長さについては、取出し平均燃料燃焼度を確保するために、ある程度の運転サイクル長さの延長を許容するものとする。(ただし、運転サイクル長さを固定しても、燃料交換バッチ数の可変等により燃焼度確保は可能であり、高増殖炉心の本質的問題ではない。)

2. 炉構造設計側には極力影響を与えず、炉心・燃料設計および炉心周り遮蔽設計までの中で仕様を調整することにより、増殖比約1.2以上を目指すものとする。

→ 集合体配列ピッチ、集合体長さ、炉心槽の径などを変更しない。ただし、ある程度の集合体バンドル圧損の増加(約0.5kg/cm²程度まで)については、許容するものとする。

高増殖を達成するための方策



2次元RZ体系によるパラメータサーベイ

(計算条件) ① 2次元RZ拡散計算、制御棒全引抜モデル。② 平衡炉心末期(EOEC)での固有値が約1.005となるように、Pu富化度を調整する。③ C-②以外は、運転サイクル長さを15ヵ月に固定している。

ケース番号	サーベイ内容	増殖比 (EOEC)	Pu富化度(%) (内/外炉心)	燃焼反応度 (% $\Delta k/k/cycle$)	取り出し平均 燃焼度 (MWD/t)
基底増殖炉心	-	基準(1.06)	15.95/20.93	3.10	88400
A-①-1	基底増殖炉心に、 径ブランケットを1層追加	1.16	15.97/20.82	2.85	86100
A-①-2 (REF炉心)	基底増殖炉心に、 径ブランケットを2層追加	1.21	15.96/21.00	2.88	86000
A-②	REF炉心に、 軸ブランケットを上下10cm追加 (35cm→45cm)	1.23	16.01/21.00	2.92	86000
A-③	REF炉心の内側炉心領域に、 10cm厚さの内部ブランケットを追加 (炉心燃料体積はREF炉心と同一)	1.21	17.20/20.65	2.24	81600 (内部ブラン ケット含む)
B-①	REF炉心の燃料ピンを、 8.5mm→8.7mmに太径化 (ワイヤ径を細くし集合体ピッチは同一)	1.24	15.07/19.85	2.31	81400
B-②	REF炉心の燃料密度を、 90%TD→92%TDに増加	1.22	15.67/20.62	2.70	84300
C-①	REF炉心の炉心高さを、 100cm→105cmに増加	1.22	15.51/20.45	2.59	82100
C-②	REF炉心の運転サイクル長さを、 15ヵ月→12ヵ月に短縮	1.23	15.54/20.54	2.24	69400

60万kW e 高増殖炉心の基本仕様の選定

項 目	高増殖炉心	基底増殖炉心	説 明
径ブランケット	2 層	無 し	増殖比は約0.15増える。径方向遮蔽体は、SUS1層 + B ₄ C2層になる。
燃料ピン径	8.7mm	8.5 mm	燃料体積比が 2.3%増加し、増殖比は約0.03増える。
ワイヤ径	1.1mm	1.2 mm	バンドル圧損が 0.3～ 0.4kg/cm ² 増加する。また、燃料健全性の確認を要する。
ダクト間ギャップ	4.8mm	6.5 mm	集合体ピッチを同一とするために変更する。DDIがやや厳しくなると予想されるので検討を要する。
運転サイクル長さ	487日 (16ヶ月)	456 日 (15ヶ月)	燃焼度が 6.7増え、約87,000MWD/t となり、径ブランケット無し炉心とほぼ同等となる。FPガス生成量は燃料体積比の分だけ増え、被覆管もやや薄肉化しているが、プレンラム体積も大きくなっているため、CDFへの影響は少ないと予想されるが確認を要する。

高増殖炉心と基底増殖炉心の炉心核特性の比較

核 特 性			基底増殖炉心	高増殖炉心
運転サイクル長さ (日)			456	487
Pu富化度 (wt%)	内側炉心/外側炉心		15.95 / 20.93	15.26 / 20.14
最大線出力 (3次元解析) (w/cm)	平衡初期	内側炉心/外側炉心	382.9 / 408.5	375.3 / 397.5
	平衡末期	内側炉心/外側炉心	408.7 / 352.4	391.9 / 342.6
燃焼欠損反応度 (% $\Delta k/k'$)			3.10	2.56
取出平均燃焼度 (MWd/t)			88,400	87,200
最大高速中性子束 (n/cm ² ·sec)			2.45×10^{15}	2.40×10^{15}
高速中性子照射量 (n/cm ²)			2.9×10^{23}	3.0×10^{23}
増殖比 (3次元解析)	平衡初期		1.020	1.212
	平衡末期		1.047	1.211
物質収支 (平衡炉心)	装荷Pu fissile量 (kg)		1017	1027
	取出Pu fissile量 (kg)		1055	1209
	取出/装荷重量比		1.037	1.177

まとめ

炉構造設計側には極力影響を与えず、炉心・燃料設計および炉心周り遮蔽設計までの中で仕様を調整することにより、炉心核特性の観点からは、増殖比約 1.2を確保する高増殖炉心を構成できる見通しを得た。

今後の課題

- ① サーマルストライピングの評価および対策の検討
- ② 燃料健全性の確認
- ③ 炉心まわり遮蔽成立性の確認

90年度上半期大型炉設計研究

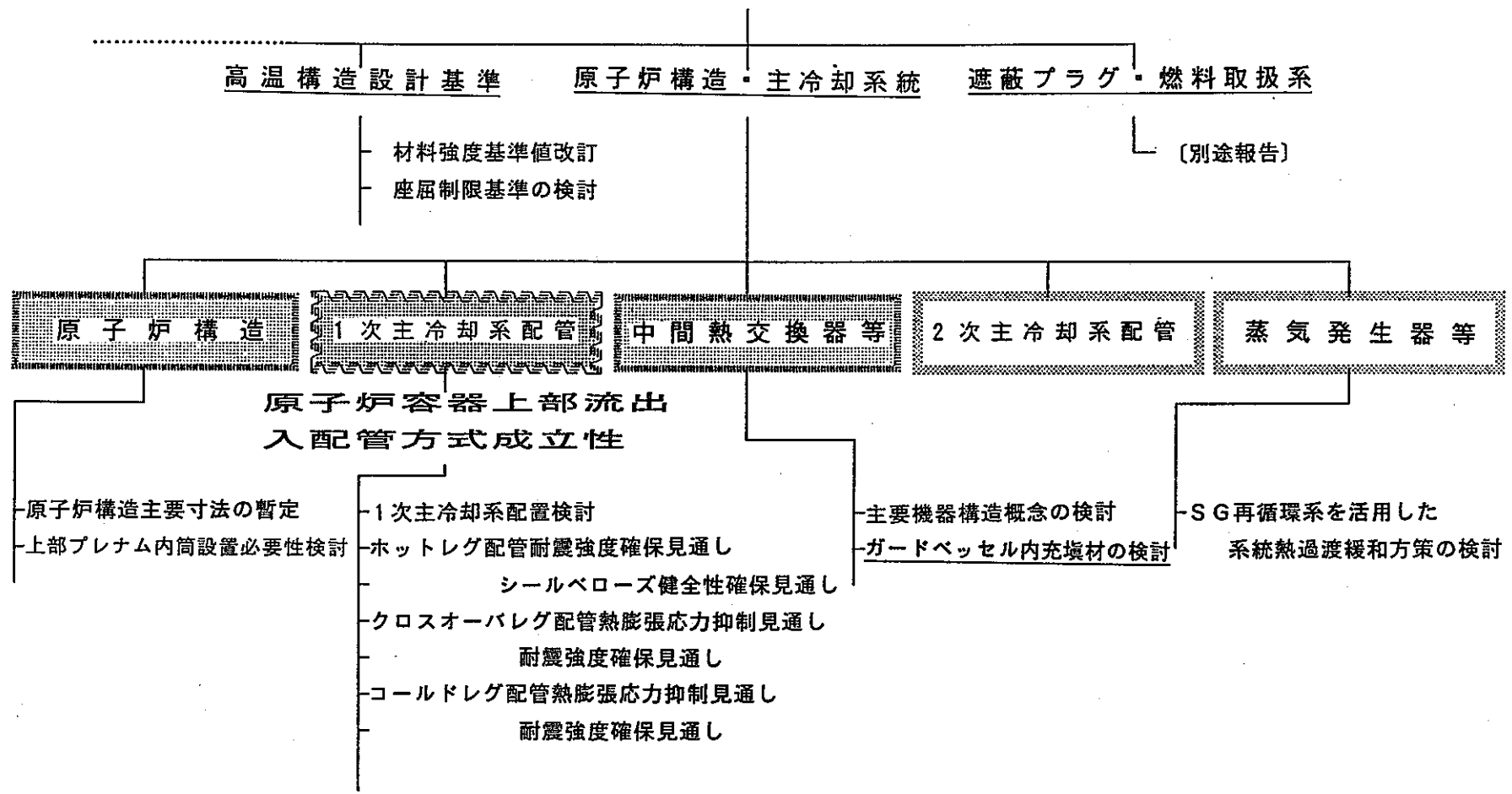
7) 設備設計の概要

(原子炉構造・主冷却系統)

平成2年10月

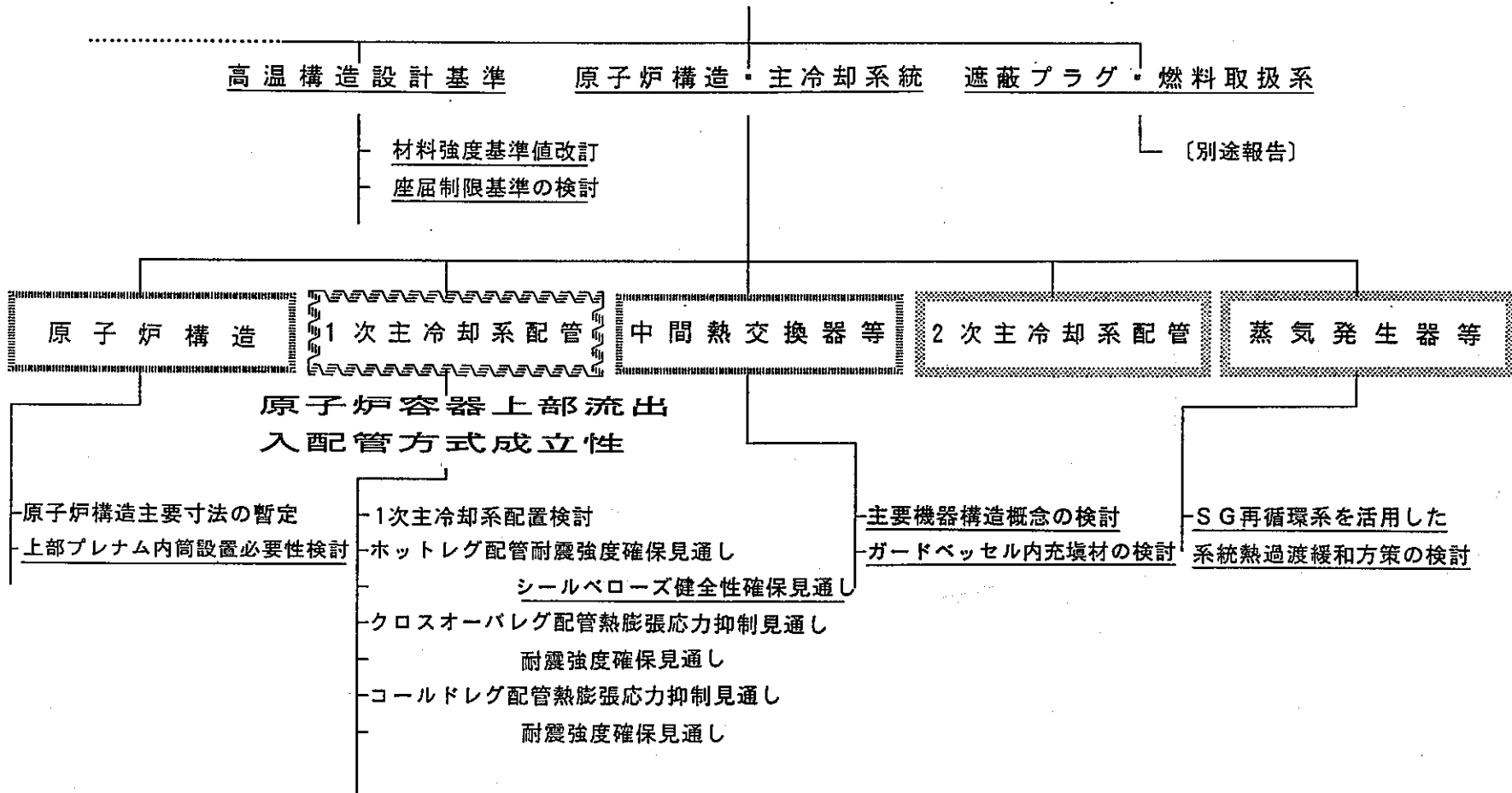
技術開発部プラント工学室

大型炉設計研究における機器・構造設計上の課題

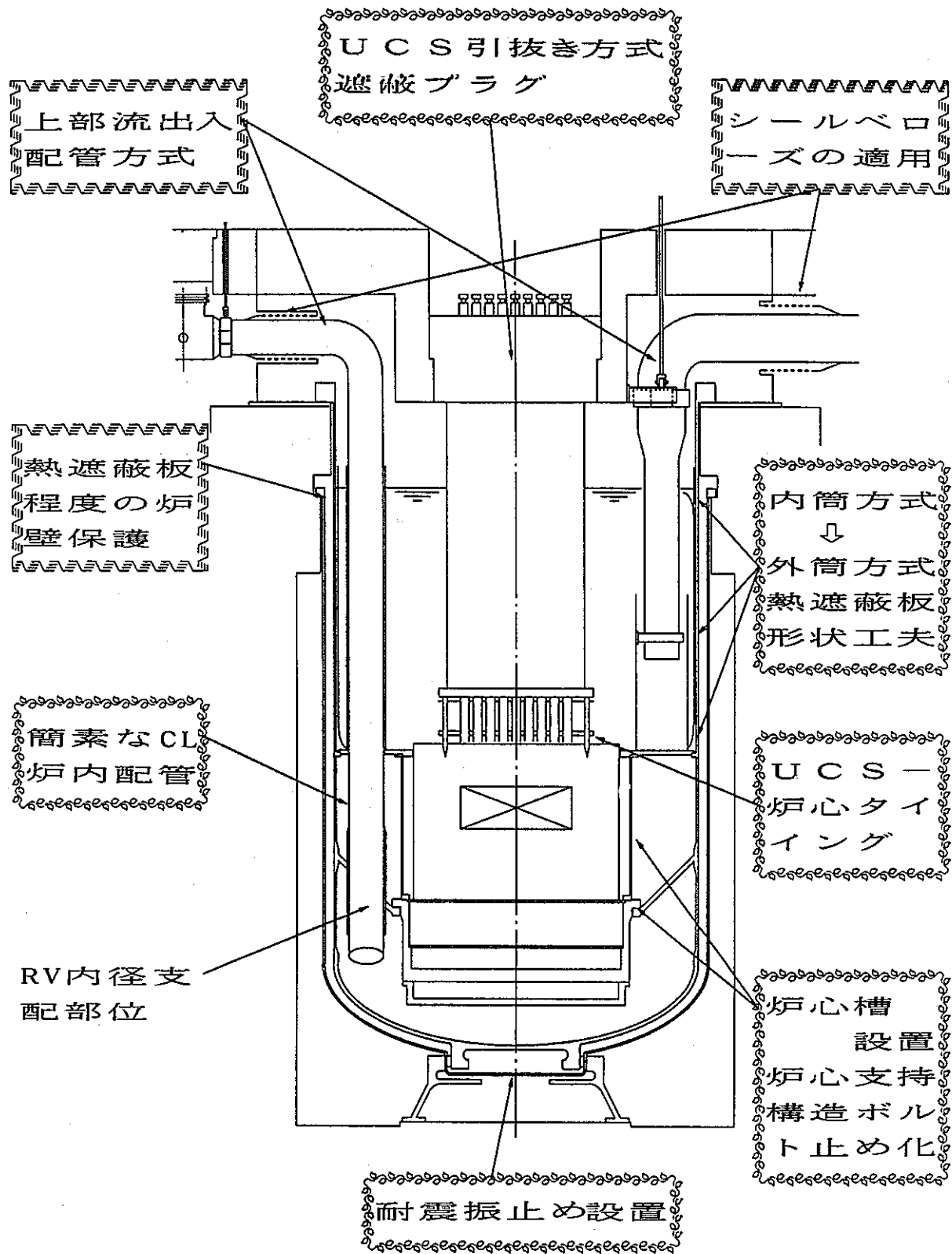


90年度大型炉設計研究 原子炉構造・主冷却系統 検討スコープ

大型炉設計研究における機器・構造設計上の課題

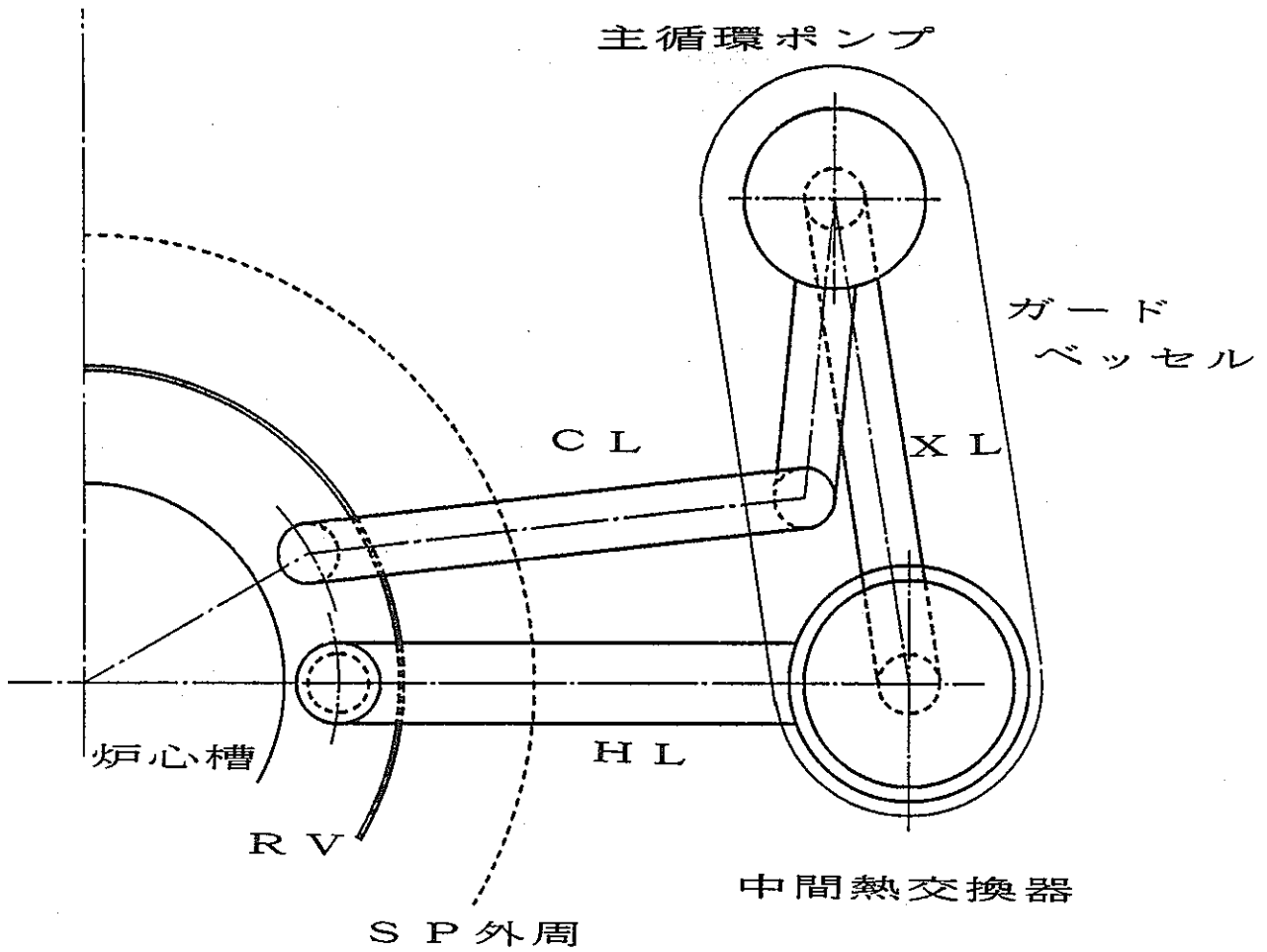


90年度大型炉設計研究 原子炉構造・主冷却系統 所内検討依頼項目



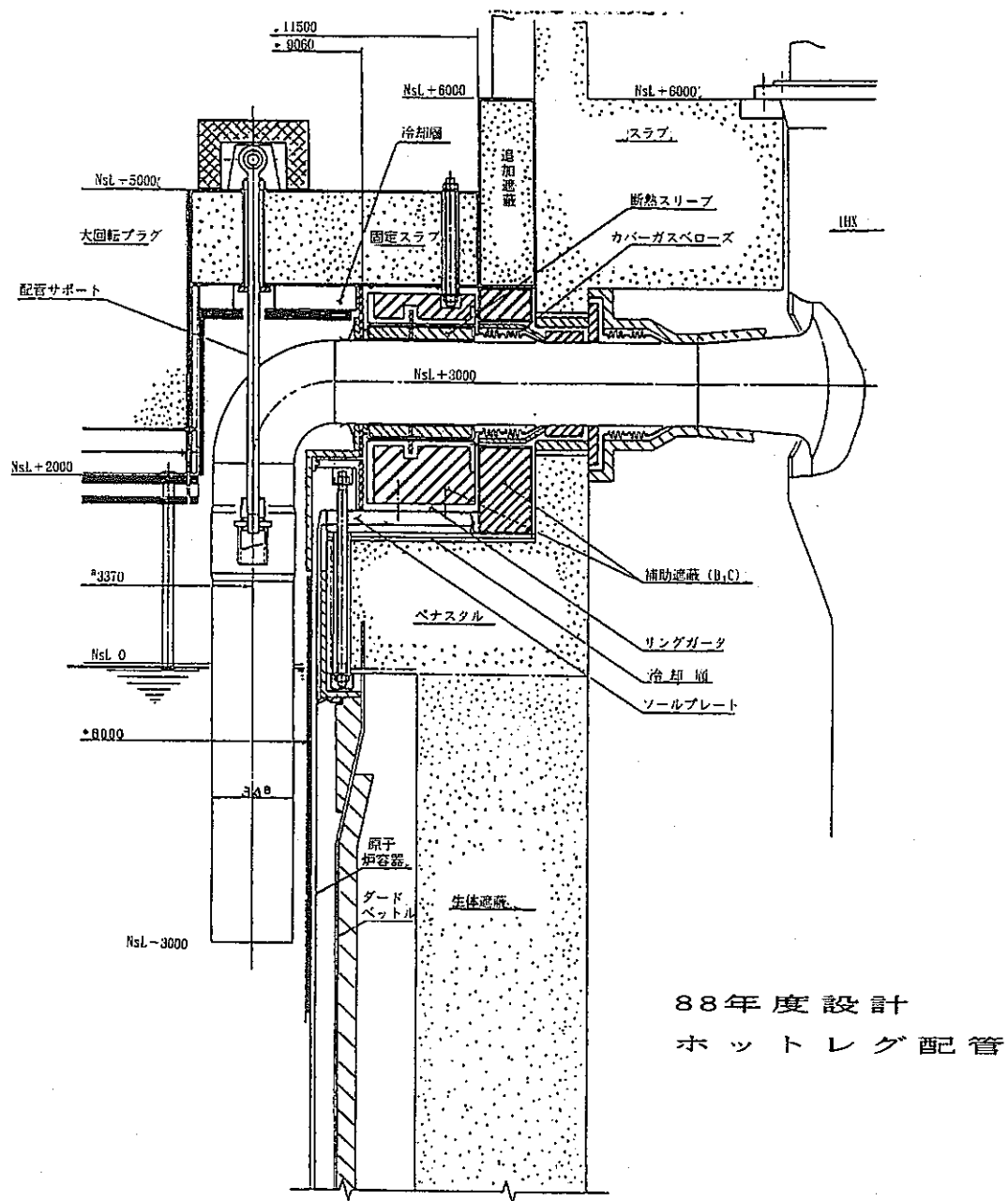
90年度大型炉設計研究 原子炉構造の特徴

IHX・ポンプGVを
単純な長円形断面構造
コールドレグ配管
面外配置



90年度大型炉設計研究

1次主冷却系機器平面配置



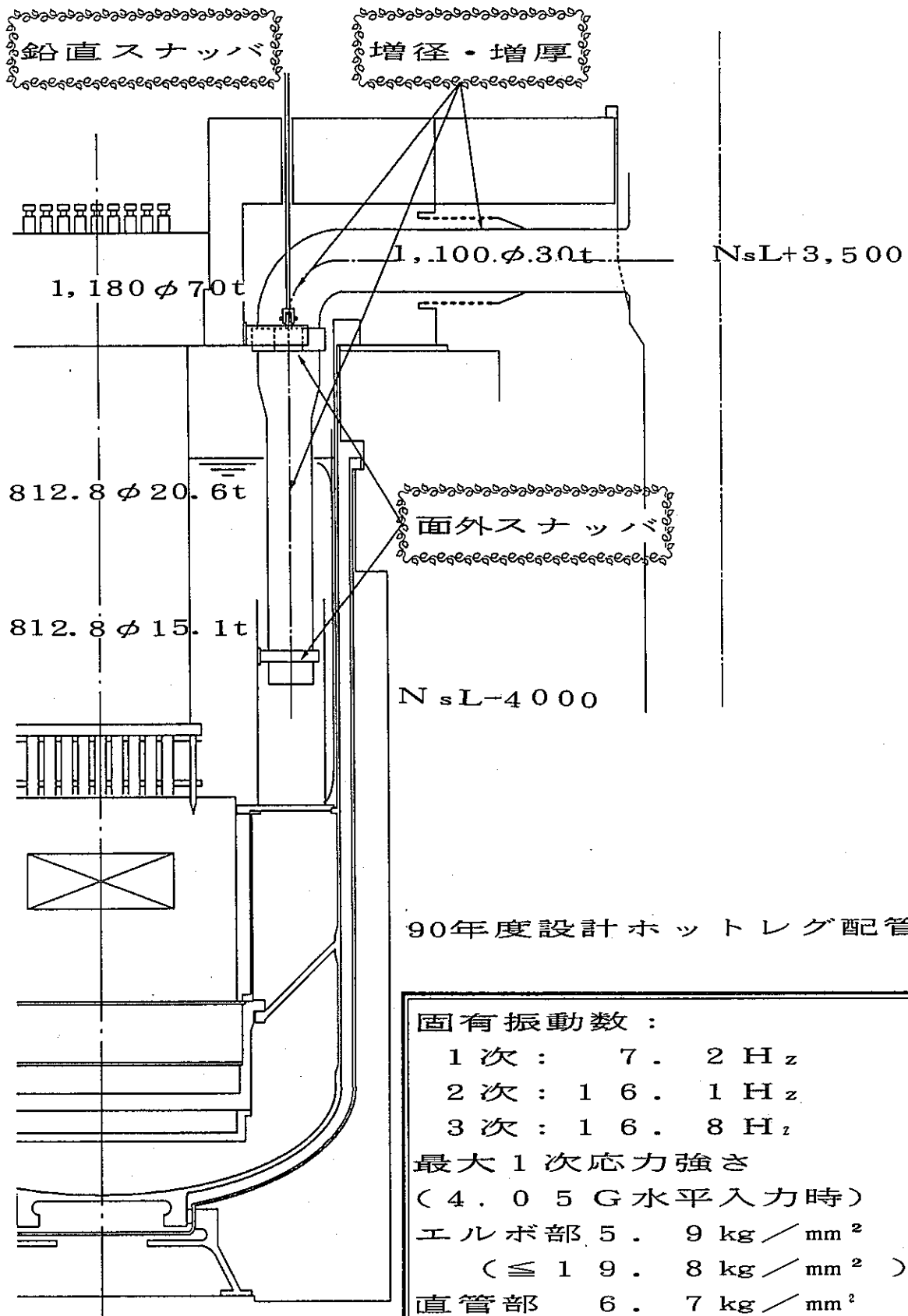
88年度設計
ホットレグ配管

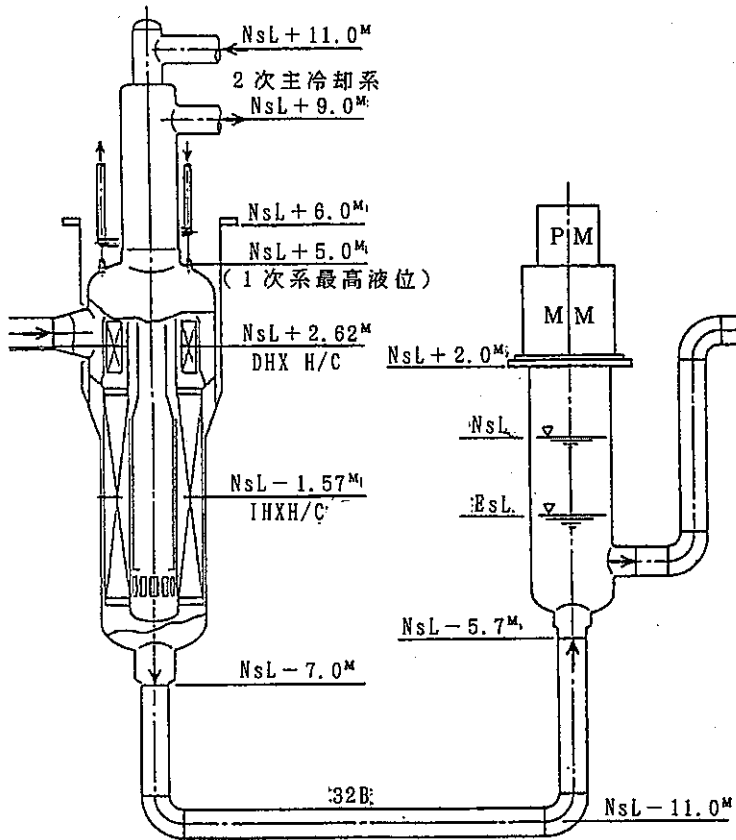
88年度設計

固有振動数	1次 : 5.39 Hz 2次 : 5.63 Hz
鉛直管軸長	水平管 NsL+3,000 下端 NsL-3,000
耐震支持	シングレストレント 又は流体制振

90設計目標

- ⇒ 7 Hz 以上
- ⇒ NsL + 3,500
- ⇒ NsL - 4,000
- ⇒ 面外レストレント
- ⇒ + 鉛直スナップ



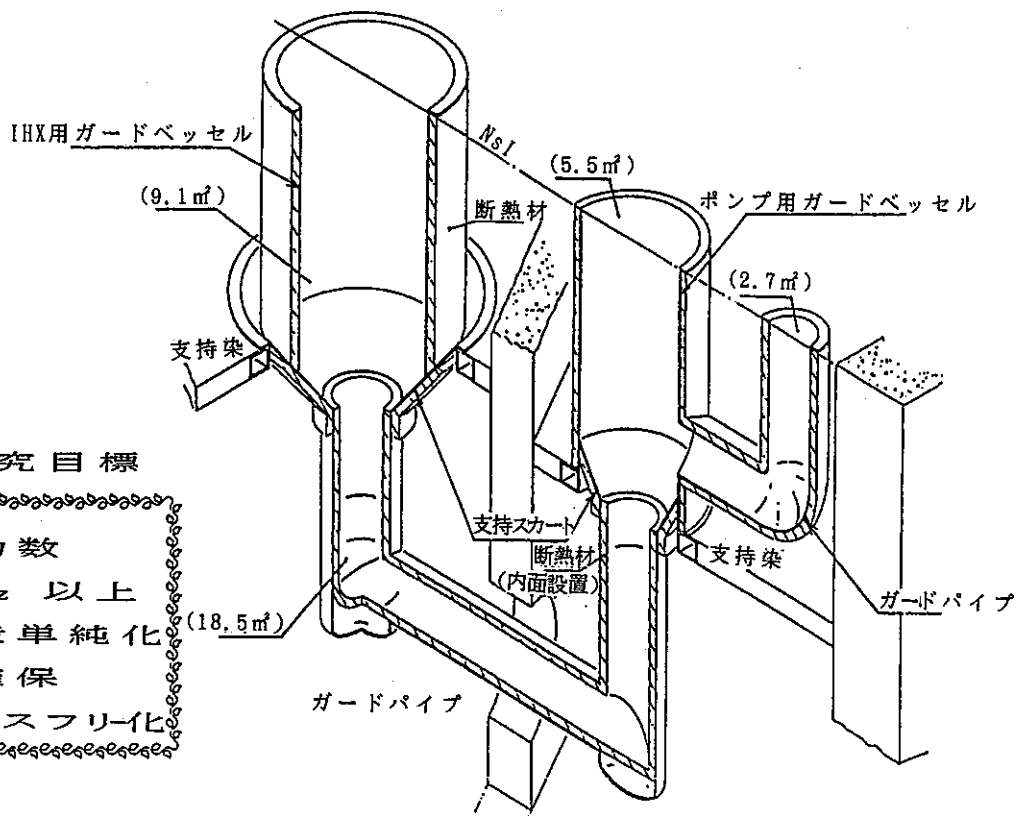


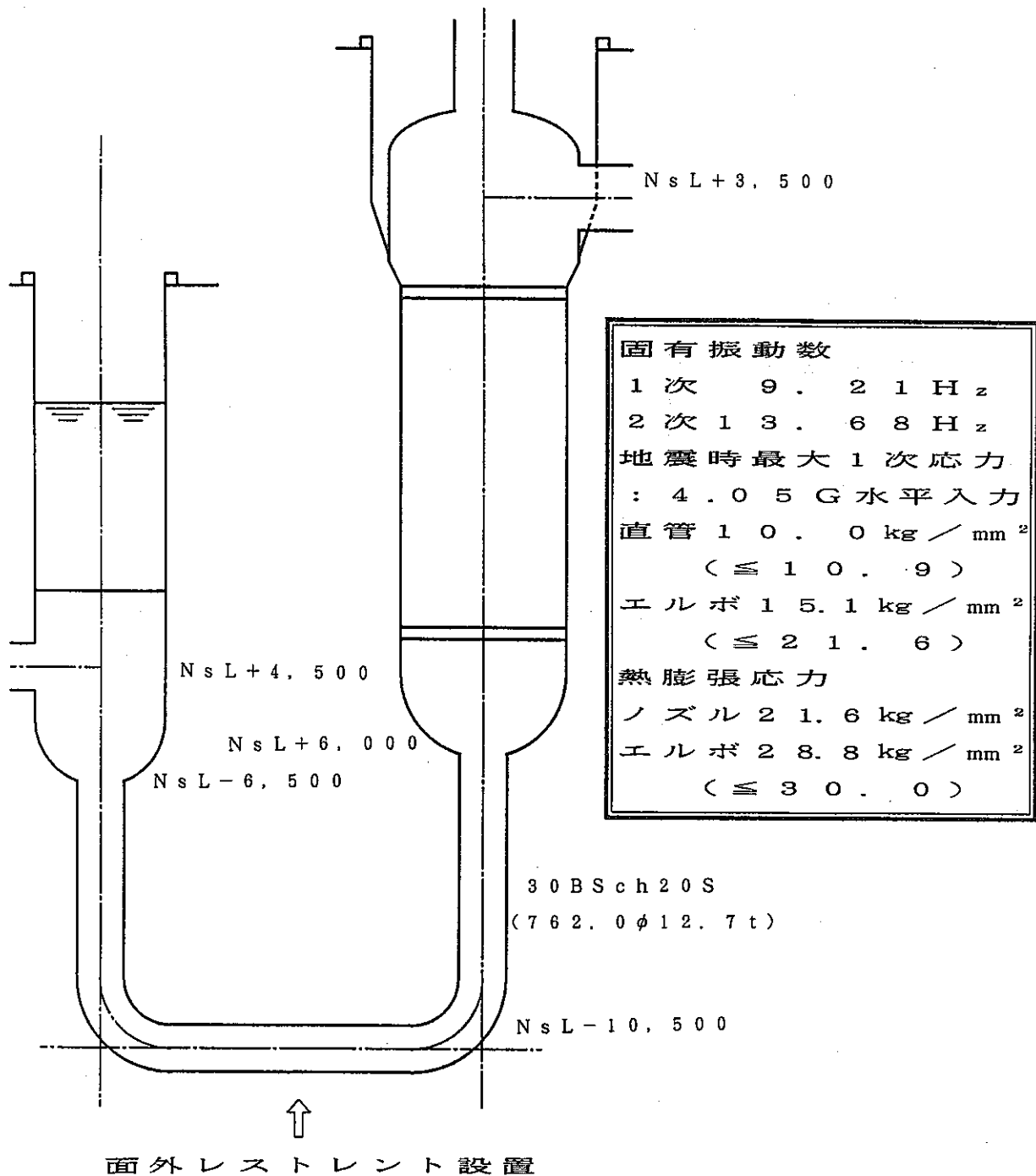
88年度設計
クロスオーバーレグ
配管

固有振動数
5.72 Hz
ガードパイプ型
漏洩対策設備

90設計研究目標

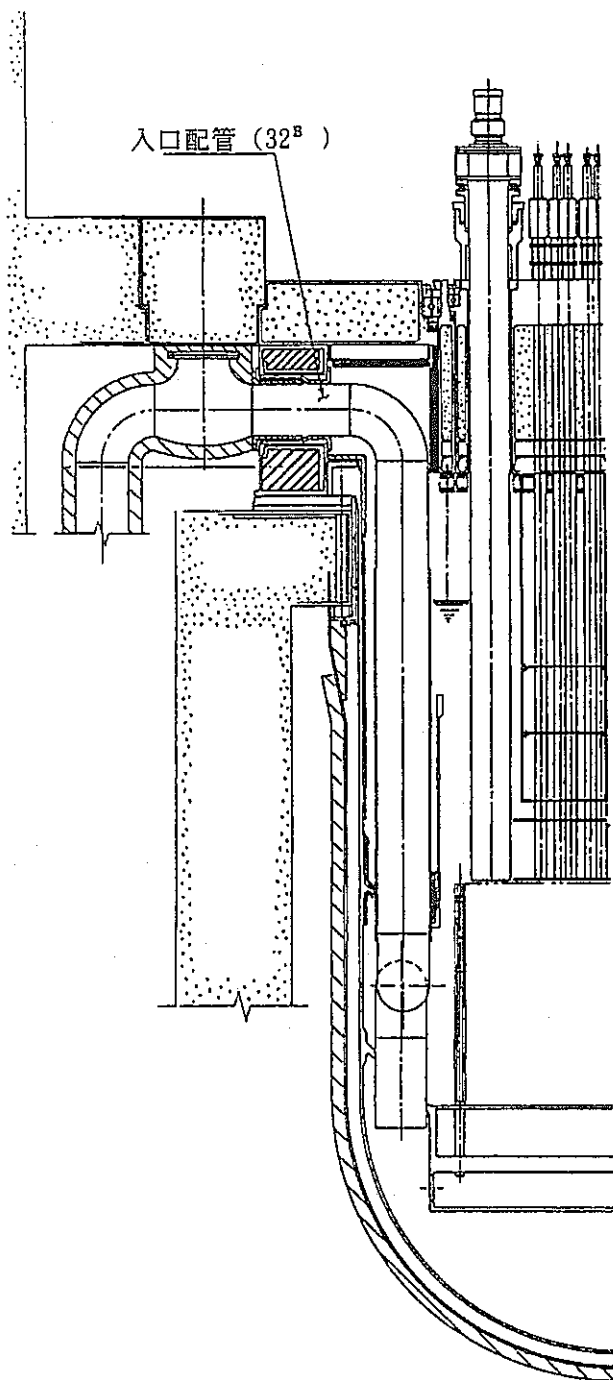
固有振動数
7 Hz 以上
GV構造単純化
接近性確保
メンテナンスフリー化





90年度大型炉設計研究
クロスオーバーバレグ配管暫定参照条件

(現在深さ削減を目指すパラメータ解析を実施中)



88年度設計

コールドレグ配管

面内配置

ポンプ出口ガード
パイプ
高所水平配管長さ
が不足

炉内 3 エルボ引回し

固有振動数

7.43 Hz

90年度設計目標

面外配置

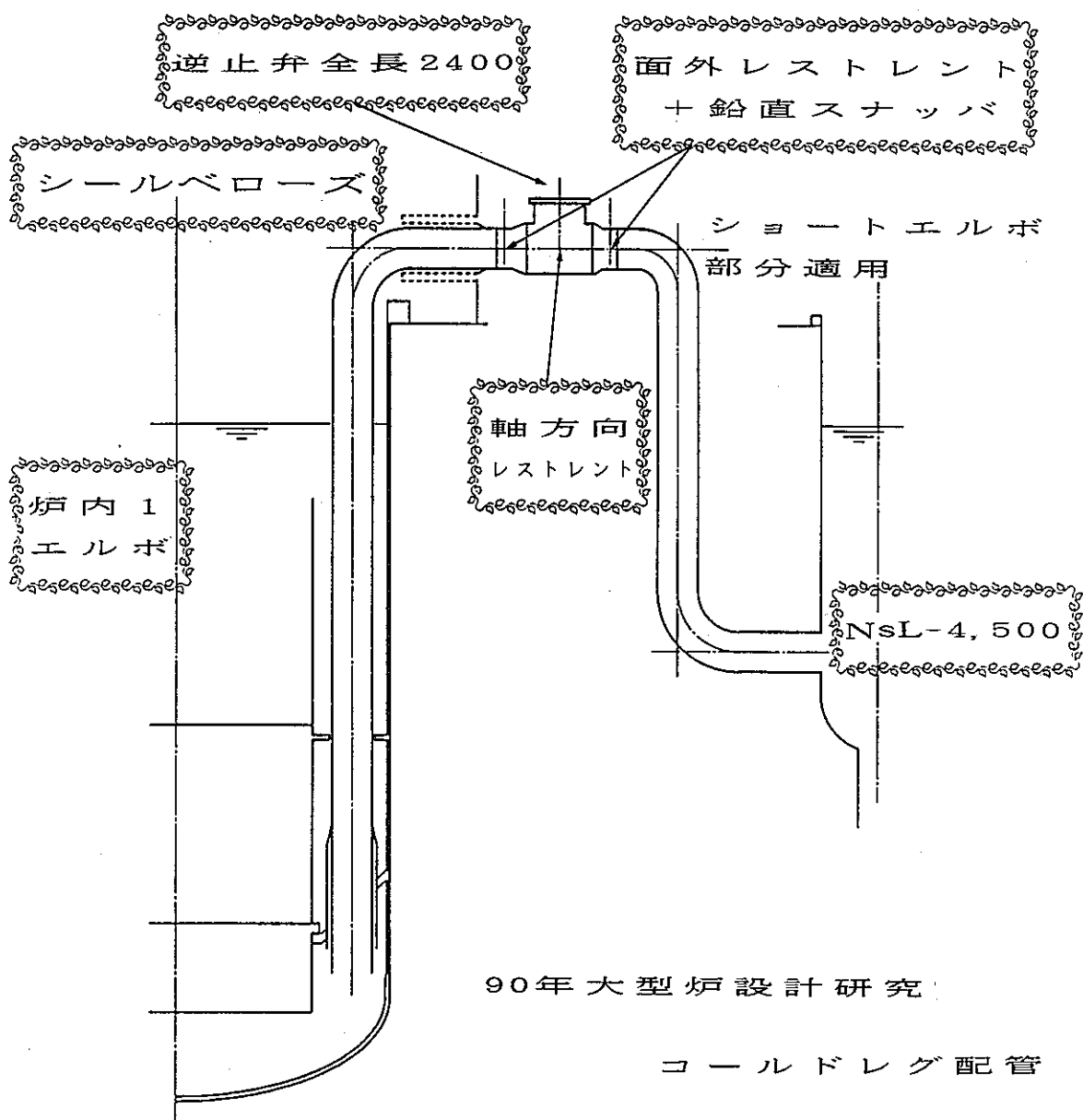
G V 単純形状化

逆止弁用寸法確保

炉内 1 エルボ

床下メンテナンスフリー

固有振動数 7 Hz 以上



90年大型炉設計研究

コールドレグ配管

固有振動数	
1次	: 7.7 Hz
2次	: 8.4 Hz
地震時最大1次応力 (4.05G 水平入力)	
エルボ	: 15.3 kg/mm ² (≤ 21.6)
直管	: 5.0 kg/mm ² (≤ 11.0)
熱膨張応力 (定格出力運転時)	
エルボ	: 19.7 kg/mm ² (≤ 30.0)
ノズル	: 2.8 kg/mm ² (≤ 30.0)

今 後 の 課 題

〔上半期実施分からの摘出〕

1. 解析コードの機能強化

(1) AQUAの機能強化

- ① 施回流の効果を考慮可能な境界条件設定法
- ② 系統Na温度変化に伴う液位変動効果の考慮
- ③ 自由液面揺動評価
- ④ 熱応力評価用ポスト処理

(2) FINAS リプロセッサ整備

- ① 日本語入出力とCGIによる会話型入力・修正ルーチン
- ② 高速炉配管標準部品・入力値の用意

(3) FINAS ポストプロセッサ整備

- ① 日本語化・テーブル／図視化
- ② 応力指数法による応力出力

2. 炉上部構造の具体化

- ① 出口配管外筒構造
- ② 炉容器壁熱遮蔽板構造
- ③ UCS下部熱遮蔽板構造

3. 1次主冷却系配管

- (1) 過渡熱応力評価
- (2) 過渡条件における熱膨張応力評価
- (3) サポート構造具体化
- (4) ノズル構造具体化
- (5) 遮蔽プラグ貫通シールベローズ具体化と成立性検討
- (6) 代案検討
 - ① 熱膨張変位部分拘束型ホットレグ配管
 - ② 遮蔽プラグ貫通部拘束型コールドレグ配管

**90年度大型炉設計研究上半期検討の重点課題
－原子炉構造・主冷却系統－**

以下の作業を最重点課題として実施する。

- (1) 原子炉構造・中間熱交換器についての定量的成立性評価
- (2) 系統熱過渡条件評価及び過渡熱応力評価の立ち上げ

■ 「材料強度規準等」改訂作業における今後の課題と 平成2年度下半期改訂作業予定

(1) Mod.9Cr-1Mo(N-T)鋼に関して

- 許容ひずみ範囲の見直し→①国産材料データに基づいた低サイクル疲労破損式の暫定
 - ②ひずみ速度効果試験データの収集（平成2年度下期）
 - ③低サイクル疲労破損特性の温度依存性、ひずみ速度依存性の確認
- 緩和クリープ損傷係数の見直し→①動的応力緩和記述手法の改善（平成2年度下期）
 - ②最適簡易評価式の策定（平成2年度下期）
- 短時間強度特性の見直し→①平成2年度下期において S_y 、 S_u を改訂
- 基本物性値の見直し

(2) FBR構造用SU316に関して

- 改訂クリープ特性式による→① S_o 、 S_t 、 S_r および等時応力ひずみ線図並びに、
規準値見直し 緩和クリープ損傷係数の改訂（平成2年度下期）
- 短時間強度に関する規準値改訂の検討

【平成2年度（上期）FBR設計研究の中間報告会資料】

8) 高速炉用高温構造材料強度基準等の改訂

平成2年10月24日

機器構造開発部 材料開発室

■ 既刊「材料強度基準等」の概要 (1)

▪ FBR構造材料強度基準等に関する検討履歴（昭和59年～平成2年度上期）

- (1) 昭和59年度、PNC N241 84-02(2) 「高速原型炉高温構造設計方針 材料強度基準等」
- (2) 昭和60年度、内部資料「Mod. 9Cr-1Mo(NT) 伝熱管の材料強度基準等（暫定値）」
- (3) 昭和61年度、内部資料「Mod. 9Cr-1Mo(NT) の材料強度基準等（暫定値）改訂版」
- (4) 昭和62年度、PNC SN9410 88-105 「高速増殖炉高温構造設計基準材料強度基準等の高度化に関する検討報告(1)」
- (5) 平成元年度、PNC SN9410 89-086 「高速炉用高温構造設計基準 材料強度基準等（高度化案）」
- (6) 平成2年度、PNC SN9410 90-094 「FBR構造材料の物性値測定（その1）」
- (7) 平成2年度、PNC SN9410 90-094 「高速炉構造用SUS136の設計クリープ破断強さ S_R （90年度暫定基準）の策定」

■ 既刊「材料強度基準等」の概要(2)

・ 新規材料に関わる基準値等

基準値等	Mod. 9Cr-1Mo(NT)	SUS316 ¹ FBRgrade
最大許容応力強さ: S_o	ASME CC-1947の値を温度内挿(昭和60年)	国産材料ク-特性式に基づいて算定(平成元年)
設計応力強さ: S_m	S_y , S_{ul} に基づき昭和60年に算定	SUS316の基準値を適用
設計応力強さ: S_t	昭和61年算定、平成元年見直し	国産材料ク-特性式に基づいて算定(平成元年)
設計降伏点: S_y	昭和60年度国産材料データに基づき暫定	SUS316の基準値を適用
設計ク-破断応力強さ: S_R	昭和61年ク-破断式により暫定	国産材料データに基づいた破断式により暫定(平成元年)
設計引張強さ: S_u	昭和60年度国産材料データに基づき暫定	SUS316の基準値を適用
設計緩和強さ: S_r	平成元年ひずみ式に基づき算定	国産材料データに基づいたひずみ式により暫定(平成元年)
縦弾性係数: E	オースナイト系鋼の値を適用(昭和60年)	SUS316の値を適用
ポアソン比: ν	オースナイト系鋼の値を適用(昭和60年)	SUS316の値を適用
熱膨張係数: α	ASME CC-1947の値を温度内挿(昭和60年)	SUS316の値を適用
許容ひずみ範囲: ϵ_t	2.25Cr-1Mo(NT)の基準値を適用(昭和60年)	SUS316の値を適用
等時応力ひずみ線図	平成元年算定	国産材料ク-特性式に基づいて算定(平成元年)
累積ク-疲労損傷係数の制限値	昭和60年暫定	SUS316の値を適用
緩和ク-疲労係数	平成元年算定: 簡易式暫定	SUS316の値を50°C温度を低く読み替えることで適用

■ 平成2年度上半期作業を中心とした「材料強度基準等」の改訂の現況

(1) Mod. 9 Cr-1 Mo (NT) 鋼について

- クリープ特性式（昭和61年版破断式、平成元年版ひずみ式および定常クリープ速度式）の長時間側（～30,000hr）妥当性を検証
- 動的（ひずみ保持中）応力緩和挙動記述手法開発を継続
- 極厚鍛鋼品の最適化学成分系を検討

(2) 高速炉構造用SUS316について

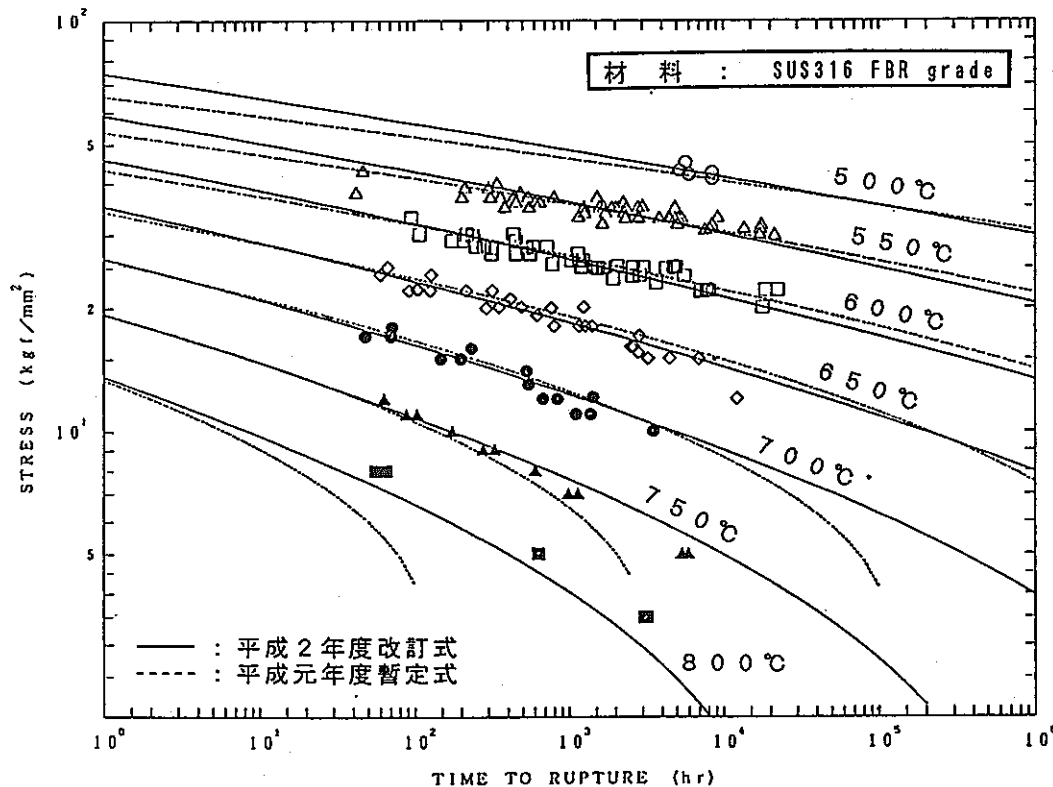
- クリープ特性式（平成元年版破断式、ひずみ式および定常クリープ速度式）を改訂、高温側長時間側の精度を向上させた
- 上記式に基づき設計クリープ破断応力強さ（SR）を改訂
- 緩和クリープ損傷係数の改善程度を検討し、長時間側低ひずみ領域でクリープ損傷係数をさらに合理化できる見通しを得た

(3) 基本物性値についても検討

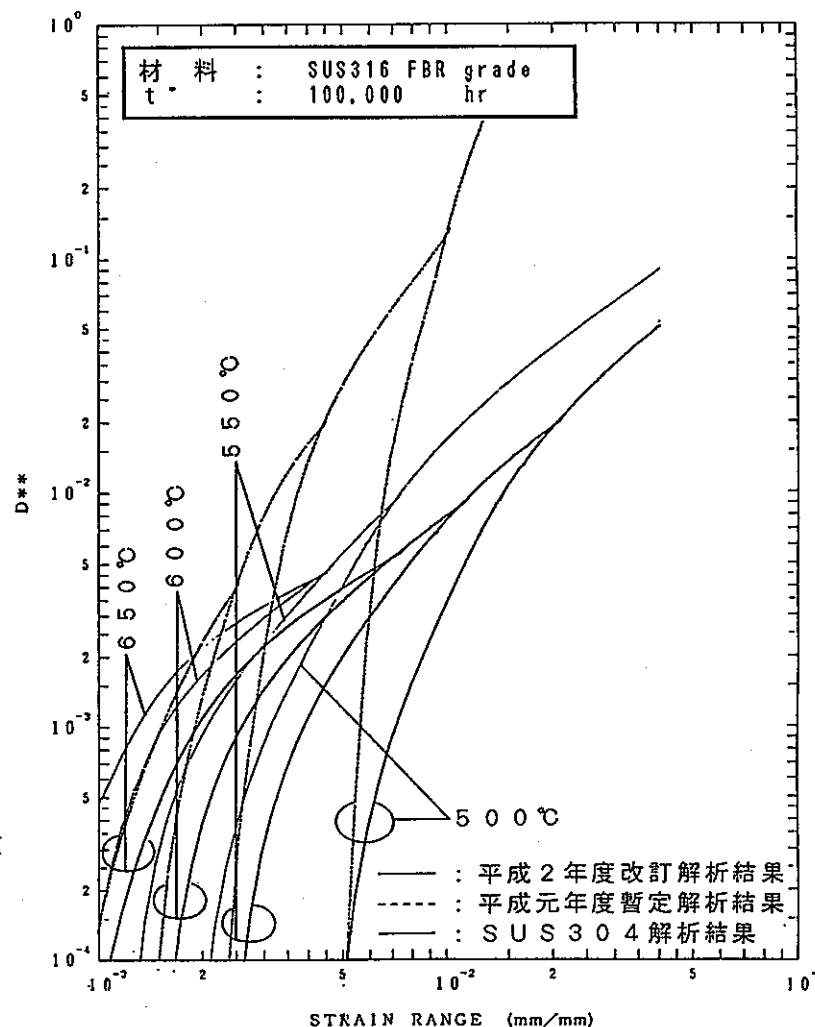
- 新規2鋼種を含む代表的な高速炉構造材料6鋼種の鋼板について以下の基本物値を実測
①比熱、②熱伝導率、③熱膨張率、④熱膨張係数、⑤ヤング率

平成2年度上半期「材料強度基準等」改訂作業成果の例

・FBR構造用SUS316クリープ特性式改訂の成果



平成2年度改訂クリープ破断式



ピーク応力に関する緩和クリープ損傷係数の詳細解析結果

9) ホットレグ配管カバーガスシールベローズ構造の検討

1. 検討条件

- 材質 : SUS316
- 型式 : 内圧型
- 負荷条件

	CASE 1	CASE 2
設計圧力 (kg/cm ²)	1.0	1.0
運転温度範囲 (°C)	530~20	530~180
運転時間 (hr)	30000	270000
サイクル数 (サイクル)	20	180
軸方向変位 (mm)	53	36

2. 評価プログラム

- 配管用ベローズスクリーニングプログラム (Bellows-SCAN, Bellows Screening Analysis Program)

3. 評価項目

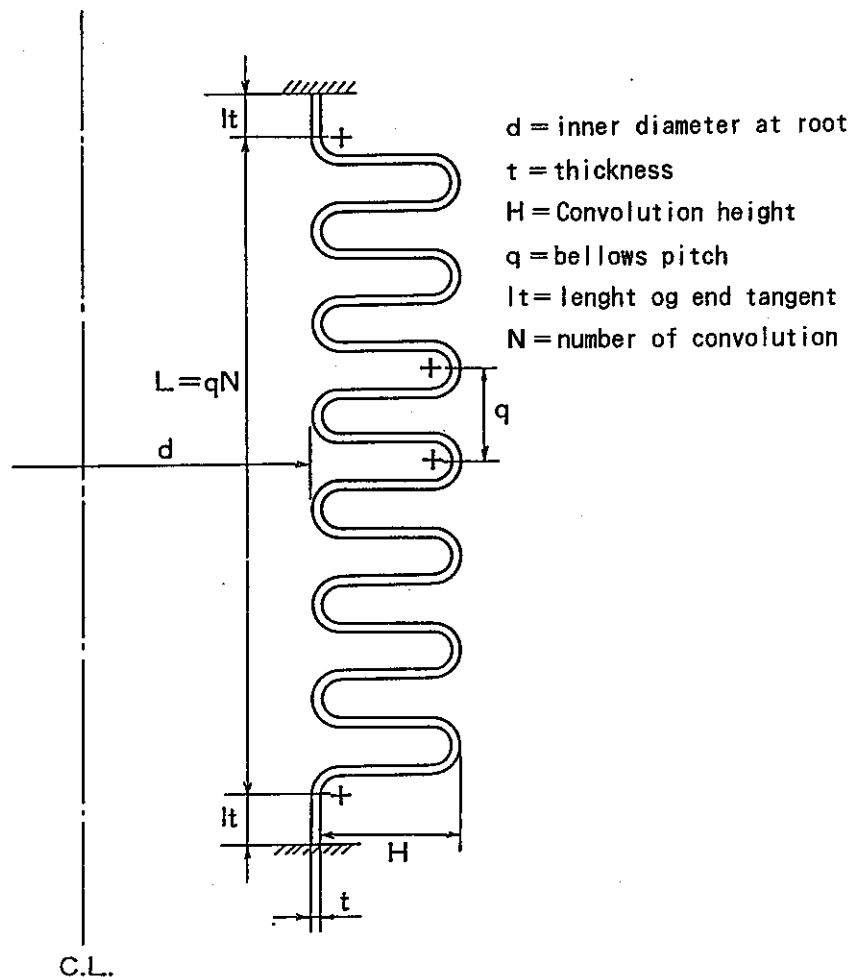
- 一次応力制限、ひずみ制限、クリープ疲労損傷制限、座屈防止規定

4. スクリーニング条件

ベローズタイプ	: 水平設置内圧型		
運転内圧	: 1.0	kg/cm ²	
設計内圧	: 1.0	kg/cm ²	
軸直方向変位	: 0.0	mm	
ベローズ谷径	: 1300	mm	
ベローズ設置配管板厚	: 20	mm	
弾性追従パラメータ	: 3.0		
座屈安全係数	: 3.0		

5. スクリーニング条件パラメータ範囲

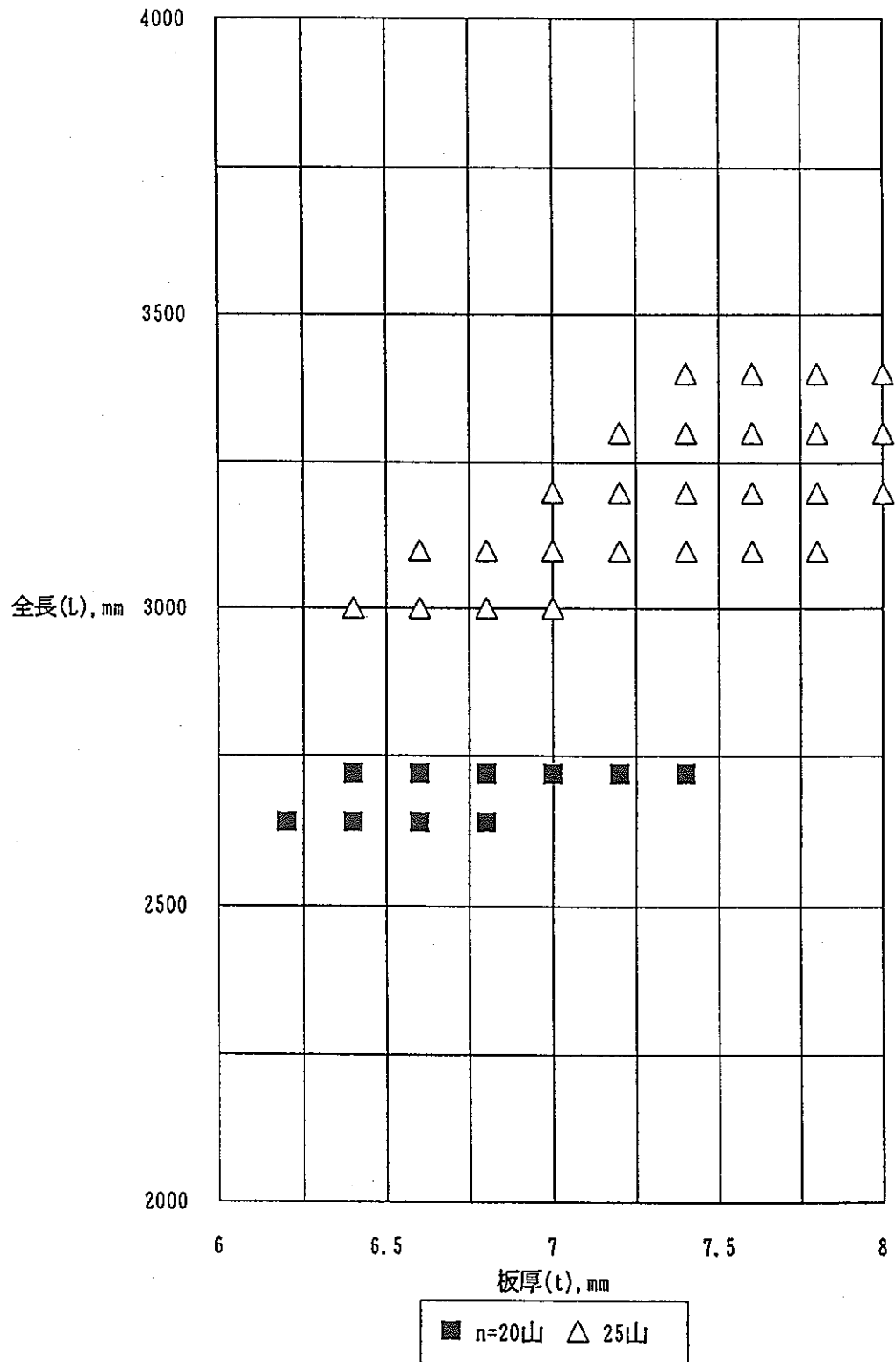
ベローズ山高	(H)	150 ~ 170	mm
ベローズ板厚	(t)	6.0 ~ 8.0	mm
ベローズ山数	(N)	20 ~ 25	山
ピッチ/山高比	(q/H)	0.7 ~ 0.9	



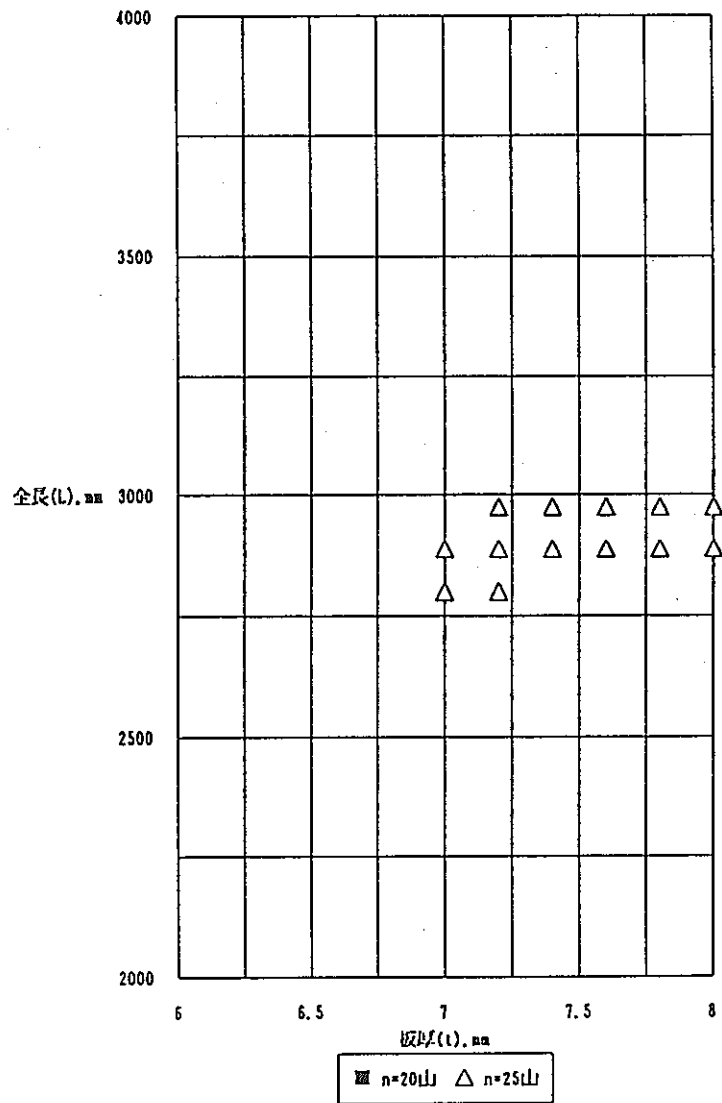
Geometry of Bellows

スクリーニング結果

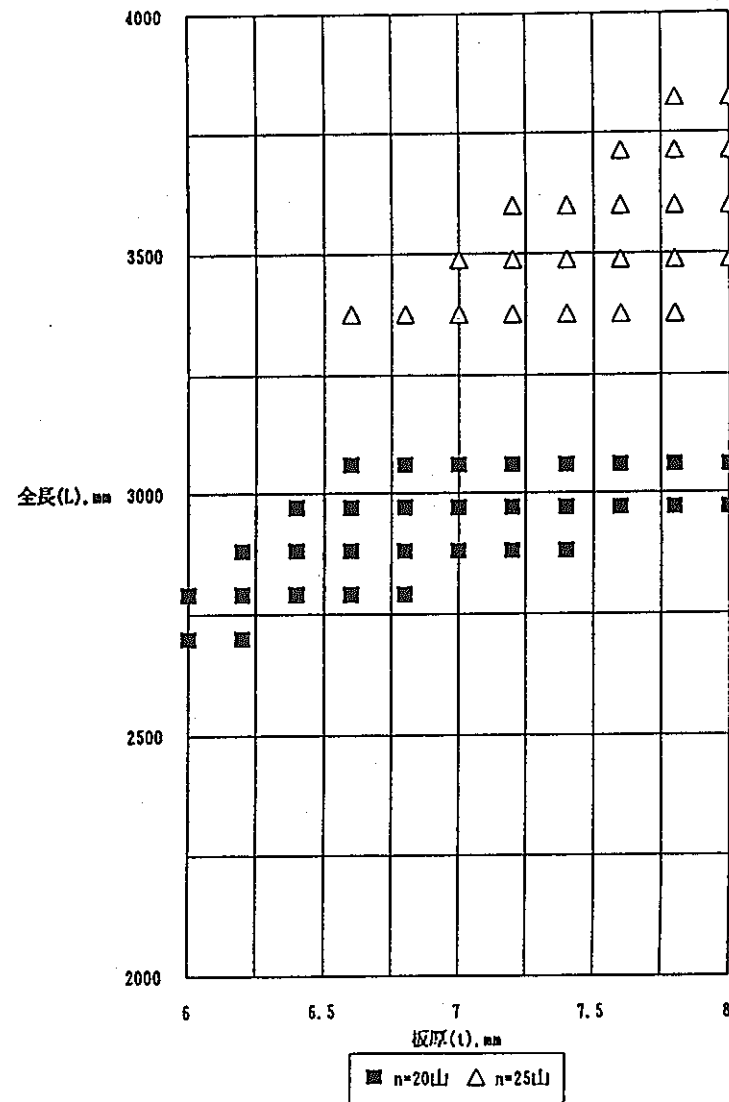
(温度:530℃, 内圧:1.0kg/cm², ピッチ/山高:0.8)



スクリーニング結果
(温度:530°C, 内圧:1.0kg/cm², ピッチ/山高:0.7)



スクリーニング結果
(温度:530°C, 内圧:1.0kg/cm², ピッチ/山高:0.9)



6. スクリーニング条件変更点

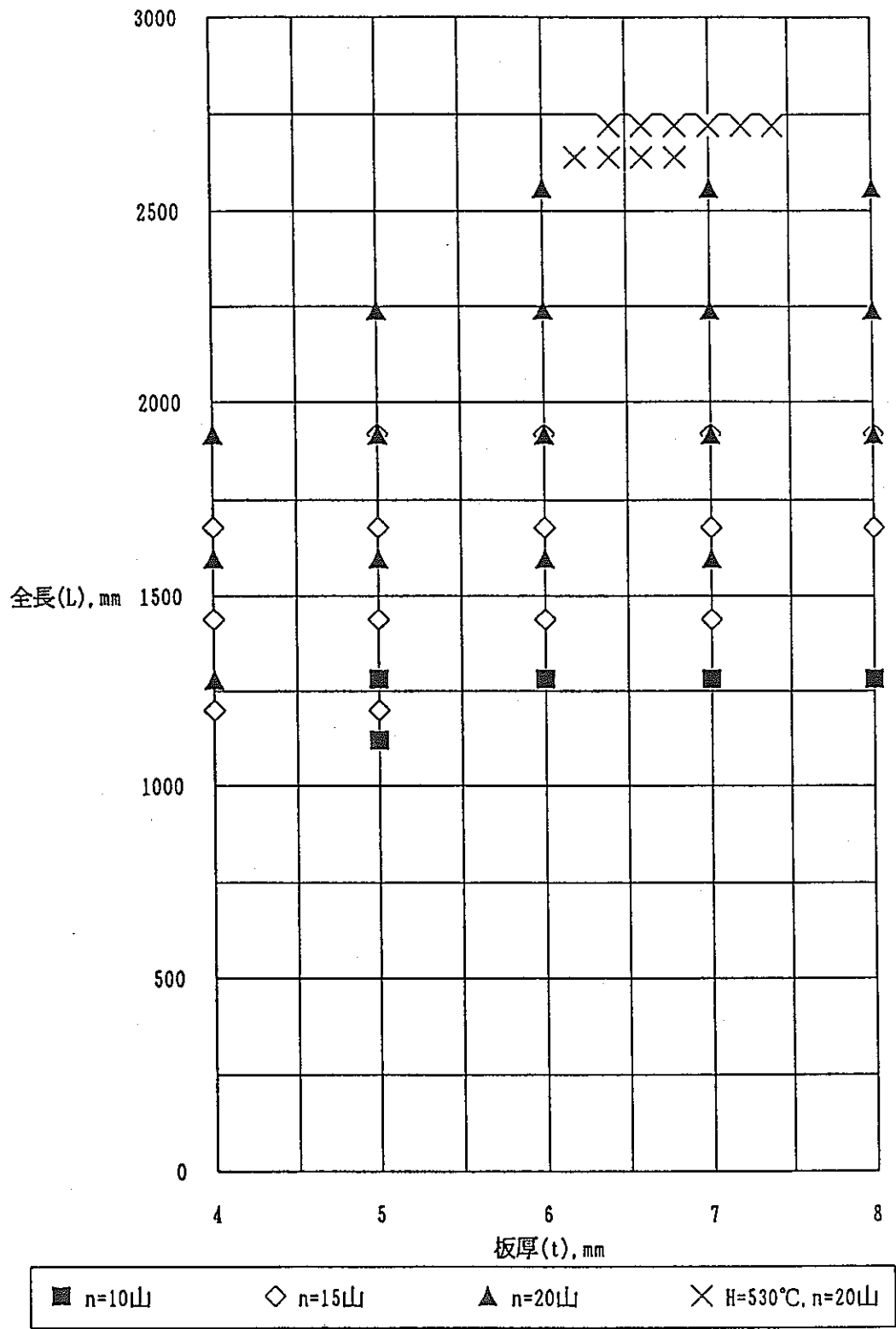
定格出力運転温度	:	530	°C	→	400	°C	
ペローズ谷径	:	1300	mm	→	1400	mm	
設計、運転内圧	:	1.0	kg/cm ²	→	0.7~1.3	kg/cm ²	
軸直方向変位	:	0.0	mm	→	0.0~20.0	mm	

7. スクリーニングパラメータ範囲

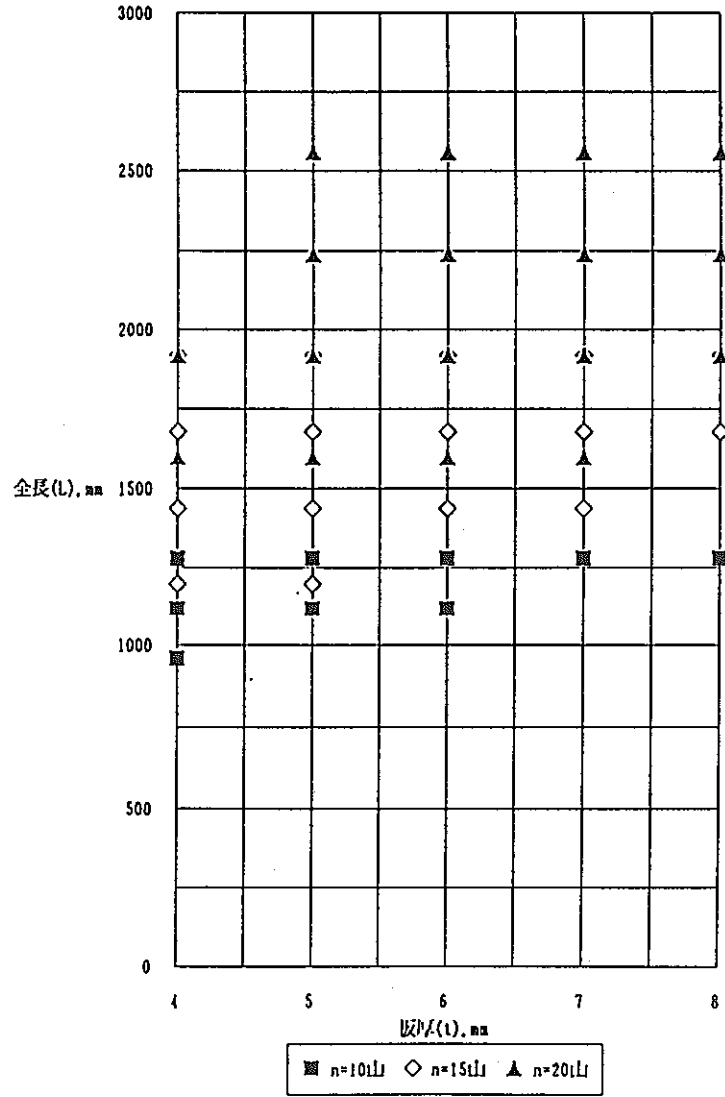
ペローズ山高	(H)	80~160 mm
ペローズ板厚	(t)	4.0~8.0 mm
ペローズ山数	(N)	10~20 山
ピッチ/山高比	(q/H)	0.8

スクリーニング結果

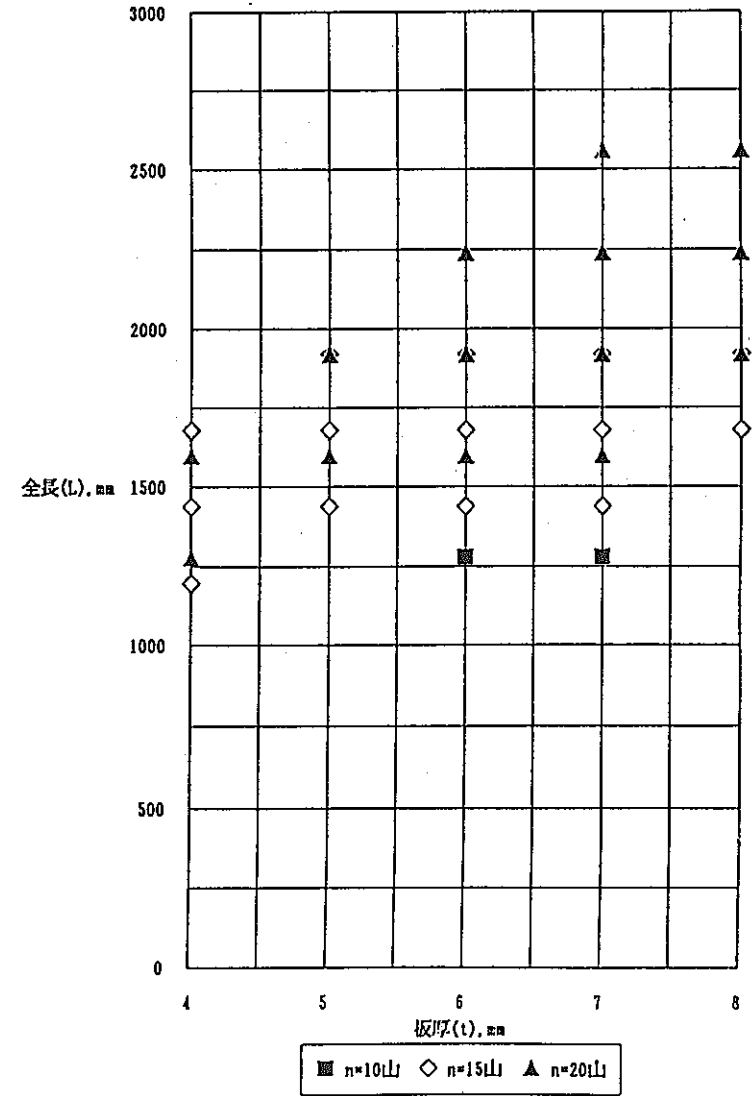
(温度:400°C, 内圧:1.0kg/cm², ピッチ/山高:0.8)



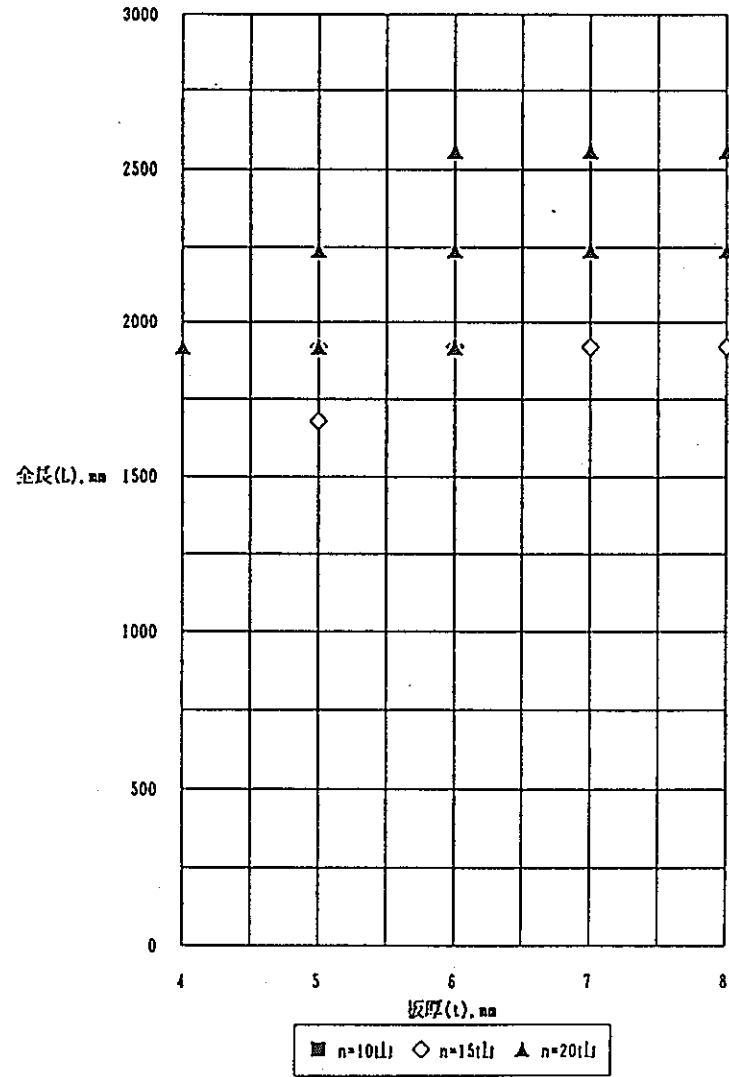
スクリーニング結果
 (温度:400°C, 内圧:0.7kg/cm², ピッチ/山高:0.8)



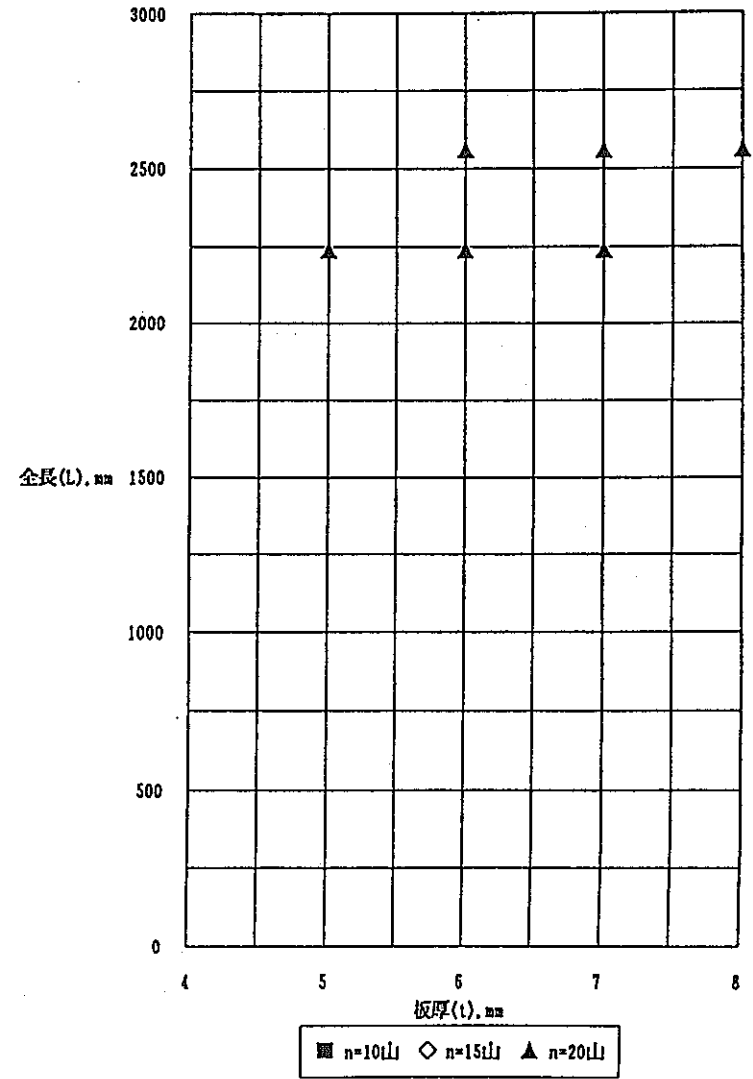
スクリーニング結果
 (温度:400°C, 内圧:1.3kg/cm², ピッチ/山高:0.8)



スクリーニング結果
 (温度:400°C, 内圧:1.0kg/cm², ピッチ/山高:0.8)
 (軸直方向変位:10mm)



スクリーニング結果
 (温度:400°C, 内圧:1.0kg/cm², ピッチ/山高:0.8)
 (軸直方向変位:20mm)



8. 推奨するベローズ形状

ベローズ山高	(H)	1 4 0	mm	
ベローズ板厚	(t)	5 . 0	mm	
ベローズ谷径	(d)	1 4 0 0	mm	
ベローズ外径	(D)	1 6 8 0	mm	
ピッチ／山高比	(q/H)	0 . 8		
ベローズ山数	(N)	1 5	山	(軸直方向変位：10mm以下)
ベローズ全長	(L)	1 6 8 0	mm	
ベローズ山数	(N)	2 0	山	(軸直方向変位：20mm以下)
ベローズ全長	(L)	2 2 4 0	mm	

10) 大型FBRにおける内筒設置の是非に係わる検討

平成2年10月24日

安全工学部・原子炉工学室

目 的

大型FBRにおける内筒設置の是非を、以下に示す上部プレナム内熱流動特性の観点から検討する。

- ・ 系統熱過渡特性
- ・ 温度成層化現象
- ・ 周方向温度分布
- ・ 液面近傍流速

評価手順

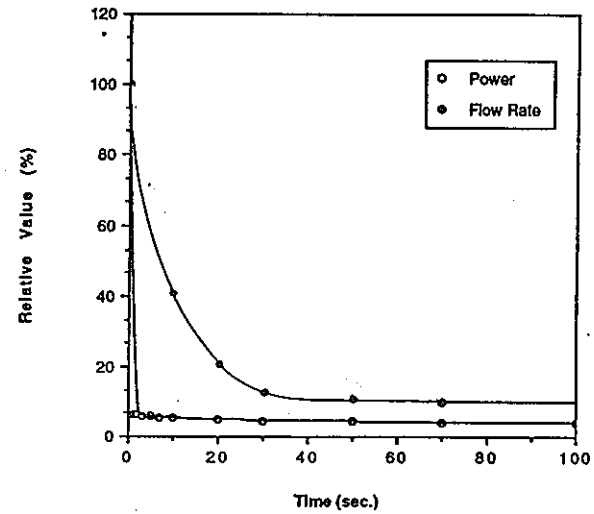
- (1) 多次元コードAQUAにより手動トリップ事象の解析
- (2) もんじゅにおける諸条件との比較

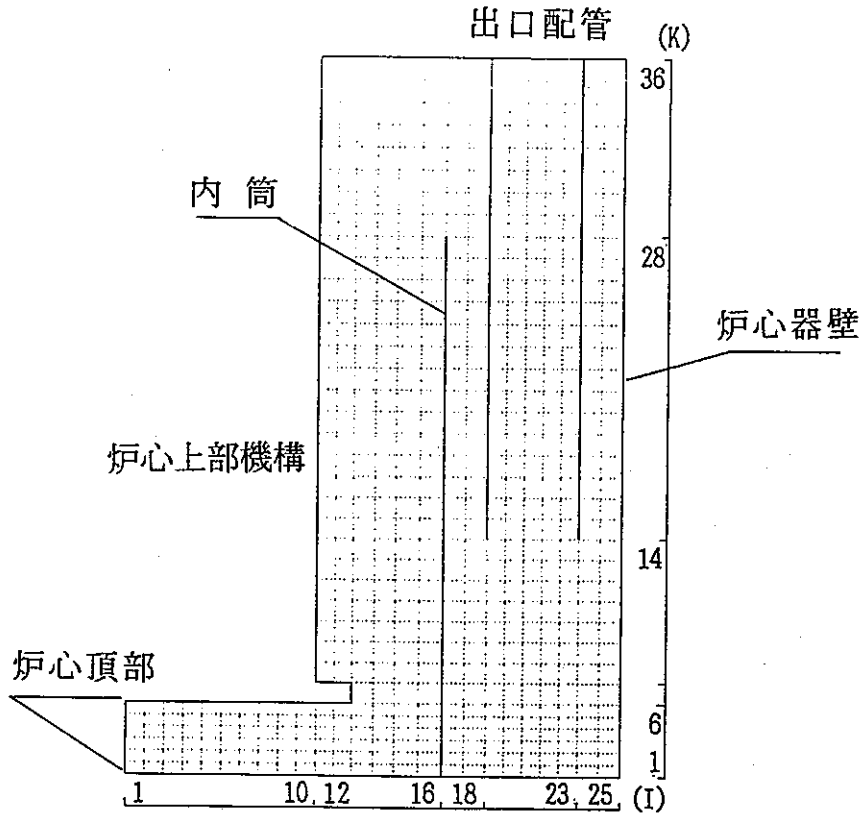
解析条件

初期条件・・・平衡炉心第5サイクル末期・定格出力運転状態

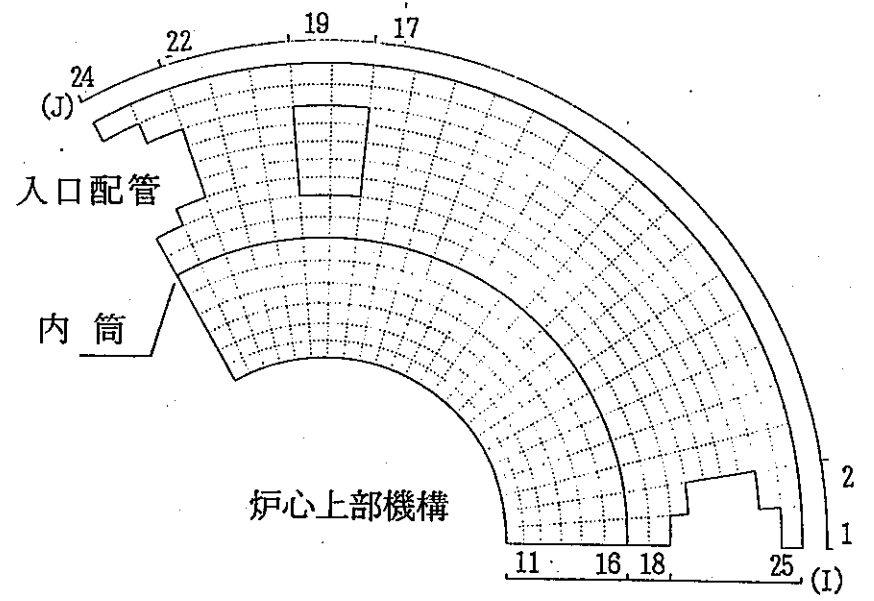
減量領域	集合体流量 (kg / s)	集合体出口 Na 温度 (°C)
1	32.1	554.8
2	30.6	554.9
3	26.1	574.0
4	27.1	554.1
5	25.3	549.5
6	28.8	526.9
7	25.0	524.8
8	22.5	511.1

過渡条件・・・もんじゅ相当条件 (崩壊熱減衰、流量減少)



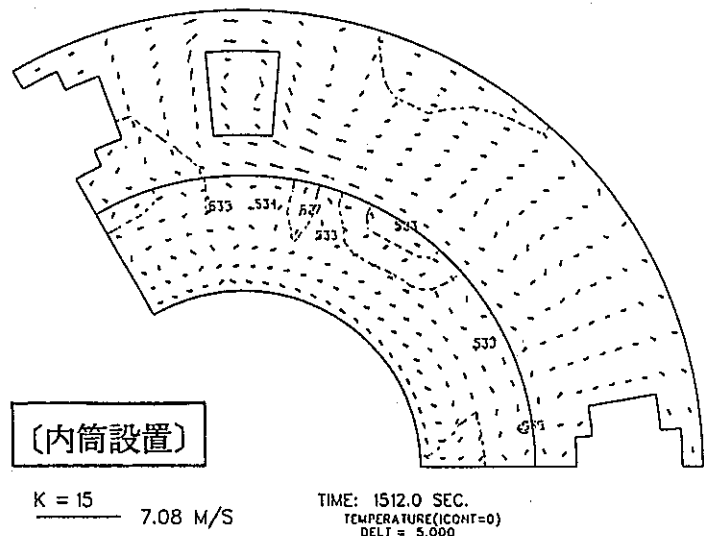
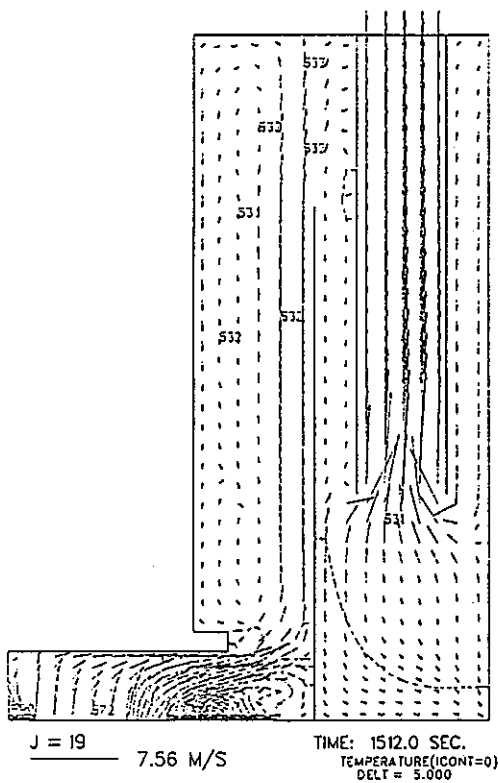
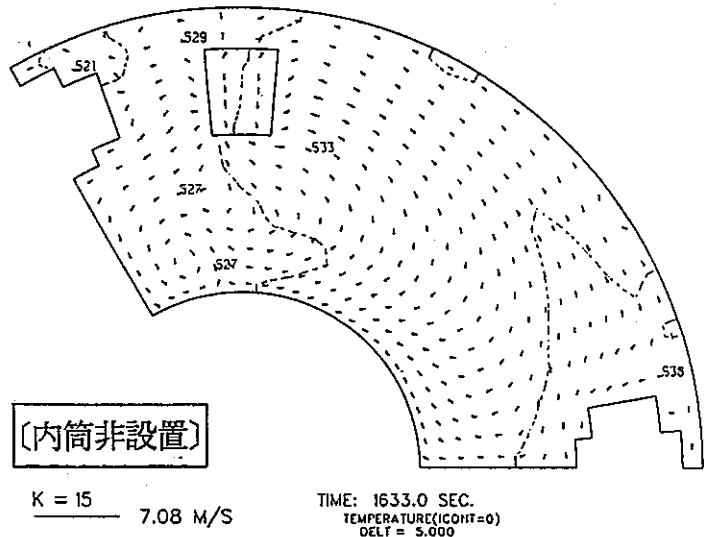
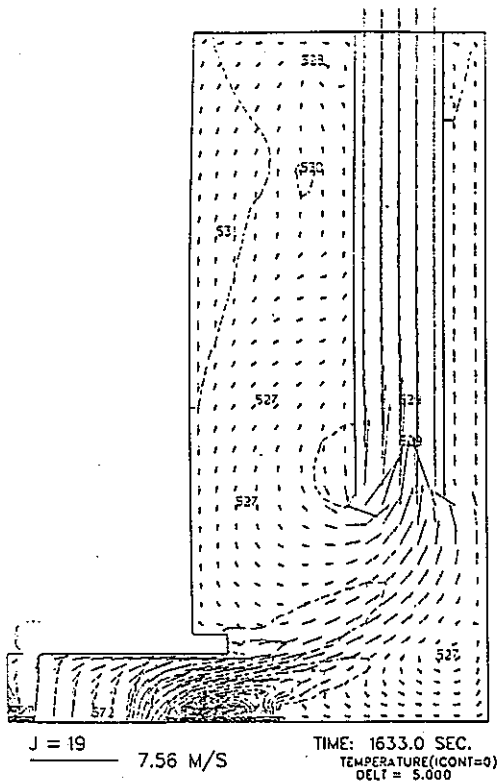


(r-z面)

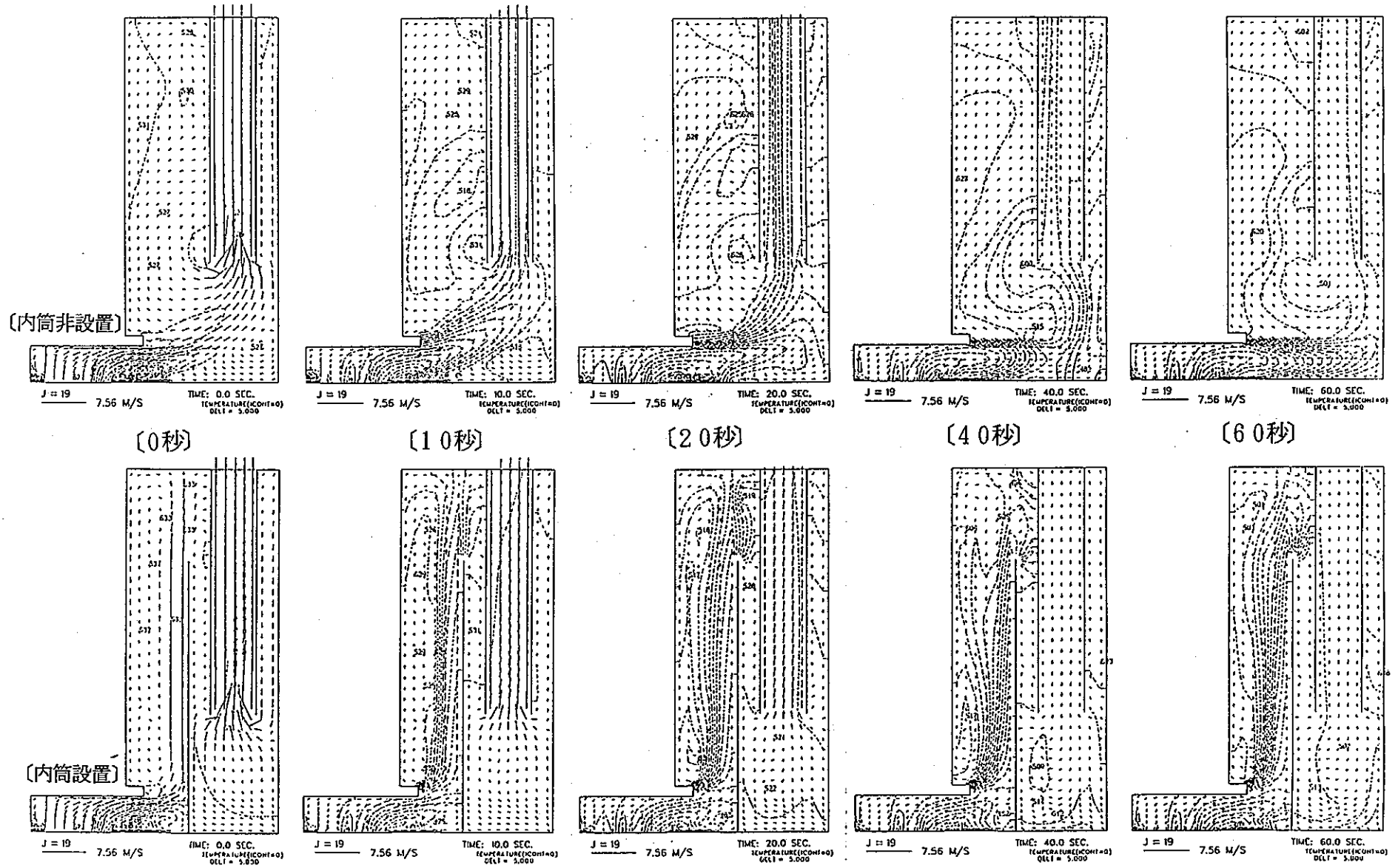


(r-θ面)

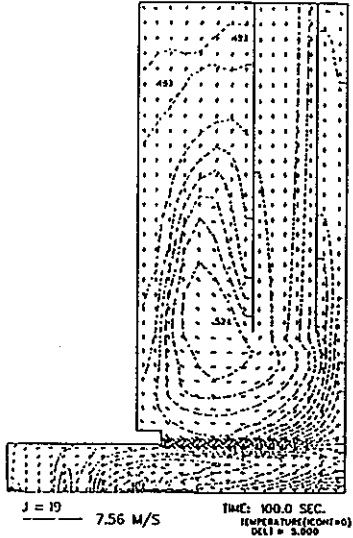
メッシュ分割図



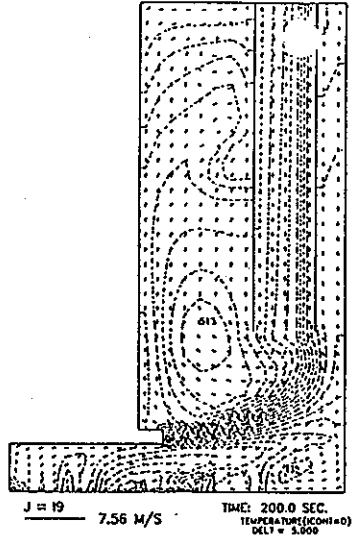
定格出力運転状態における上部プレナム内温度流速分布



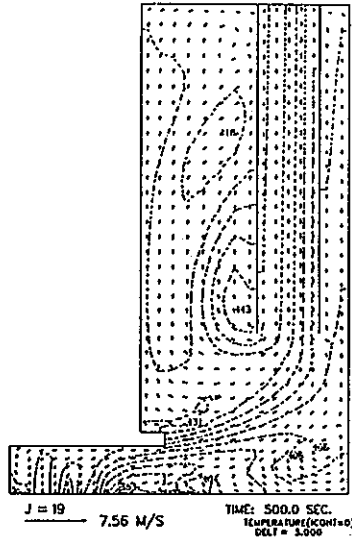
原子炉トリップ後の上部プレナム内温度流速分布



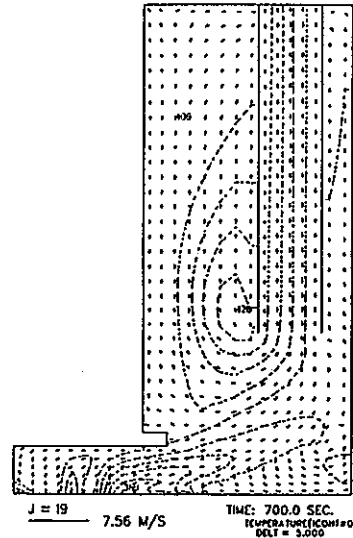
[100秒]



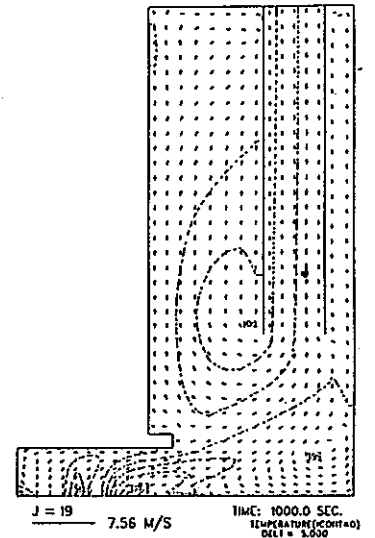
[200秒]



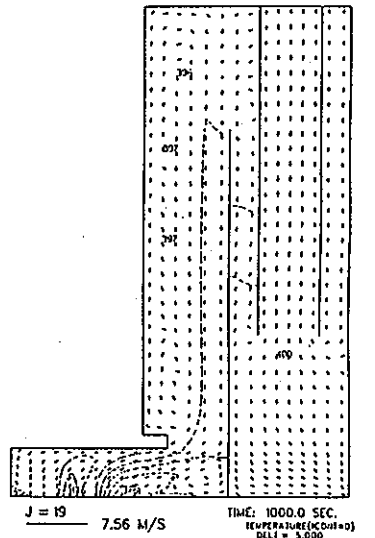
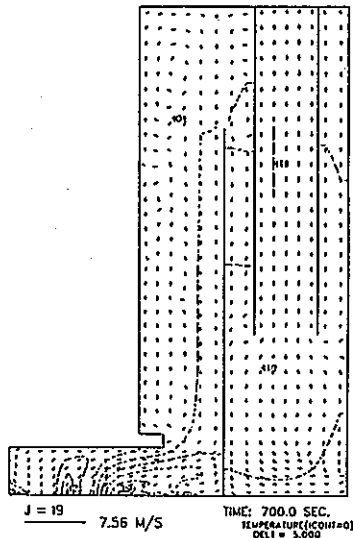
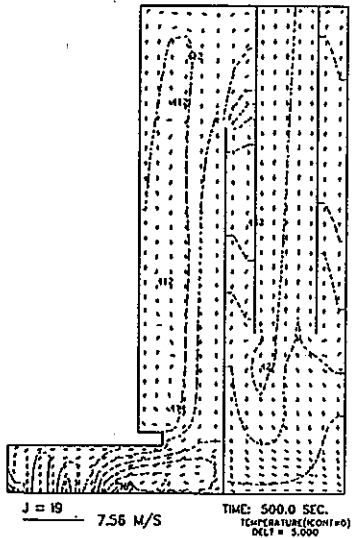
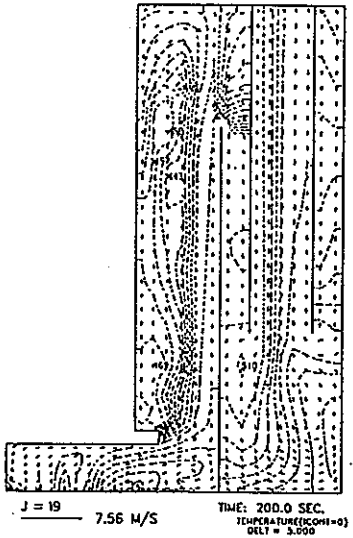
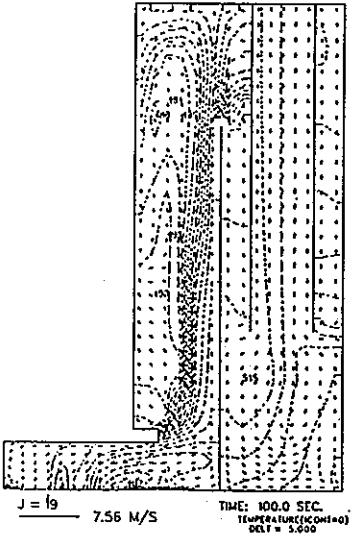
[500秒]

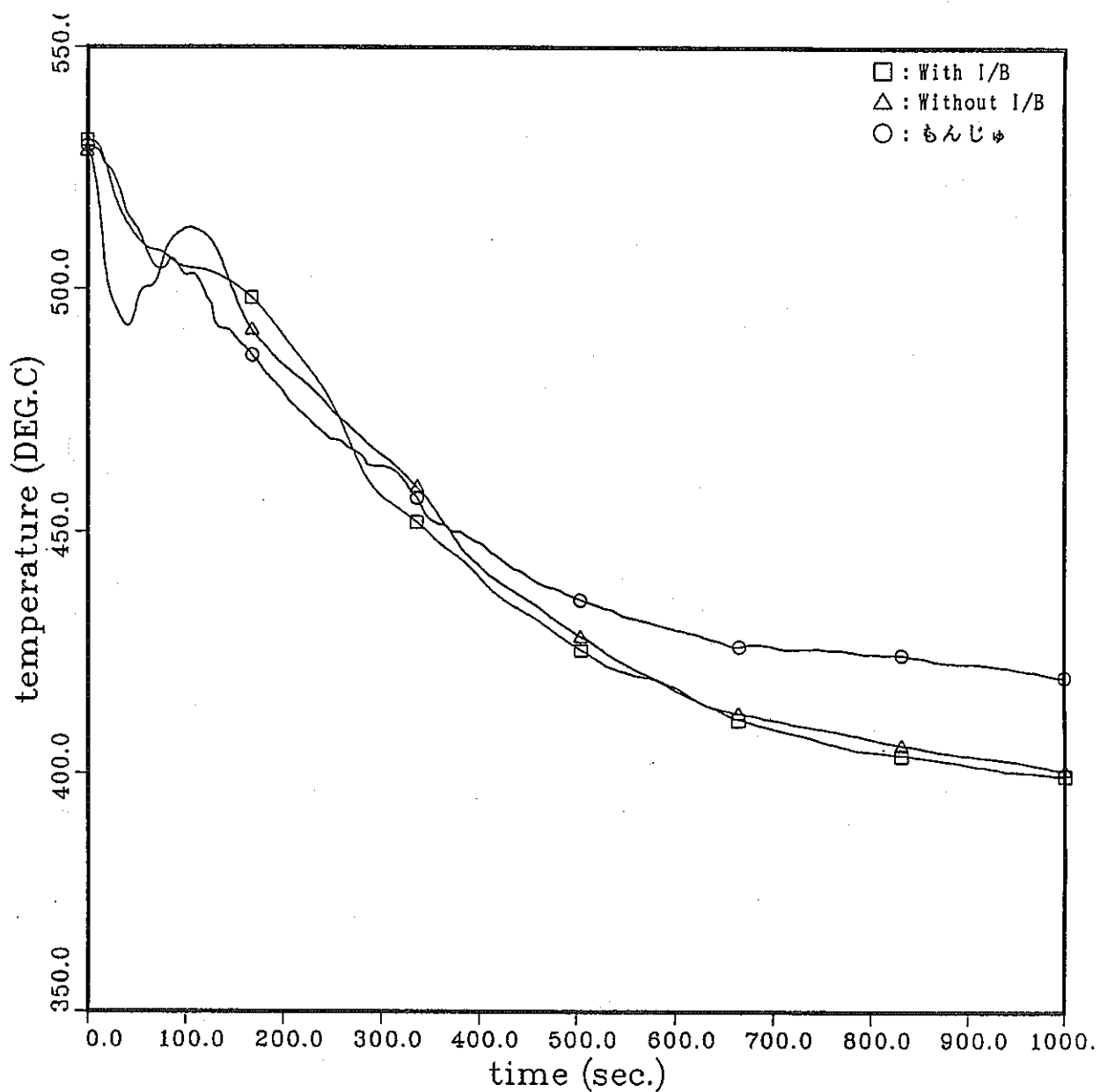


[700秒]

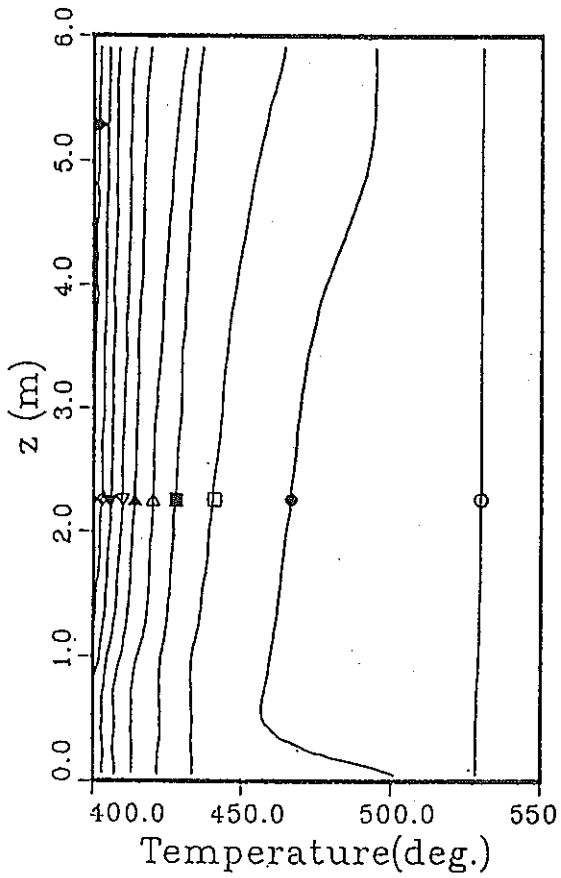


[1000秒]

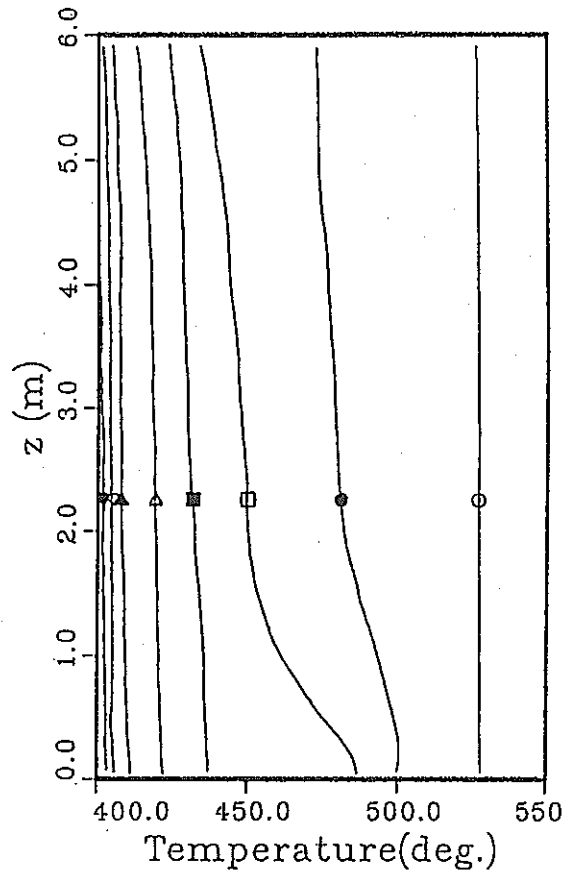




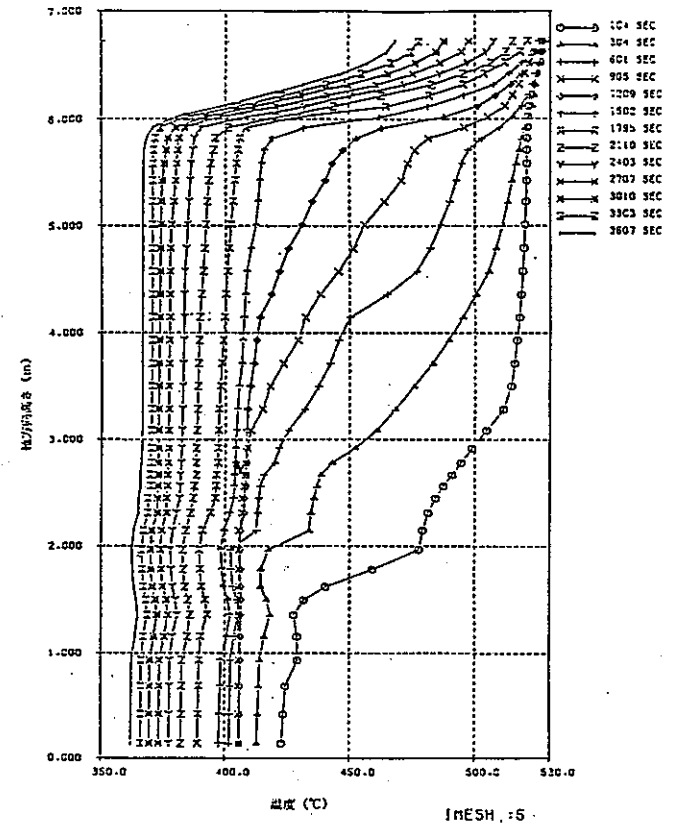
系統熱過渡特性に関する比較 (原子炉出口配管位置)



〔内筒非設置〕

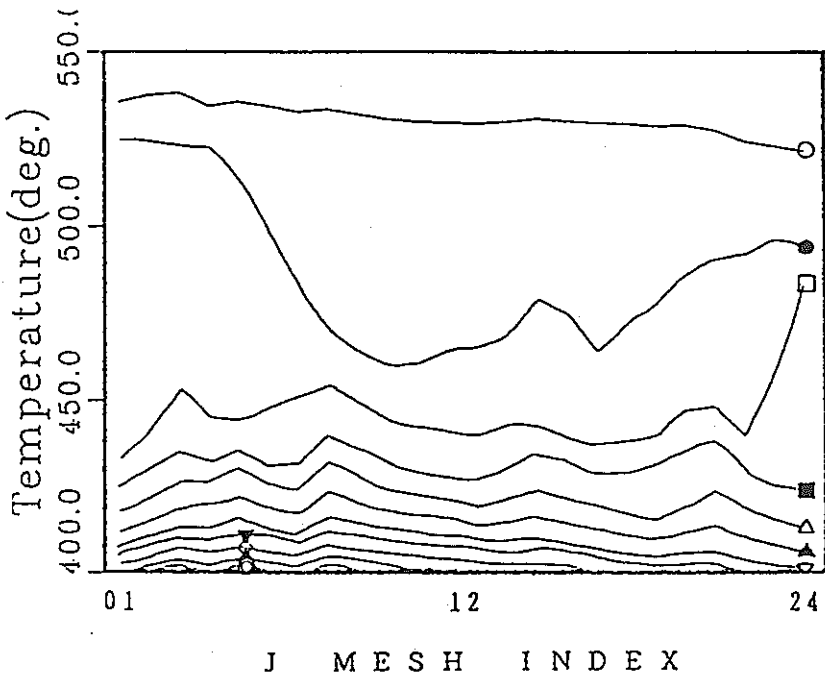


〔内筒設置〕

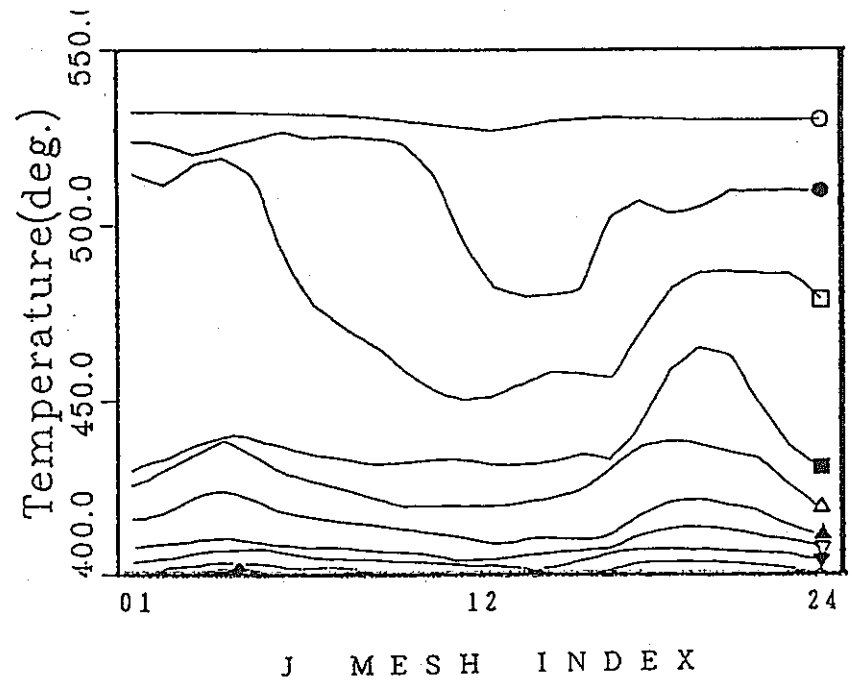


〔もんじゅ、UCS隣接セル〕

温度成素化現象に関する比較 (炉壁隣接セル軸方向温度分布)

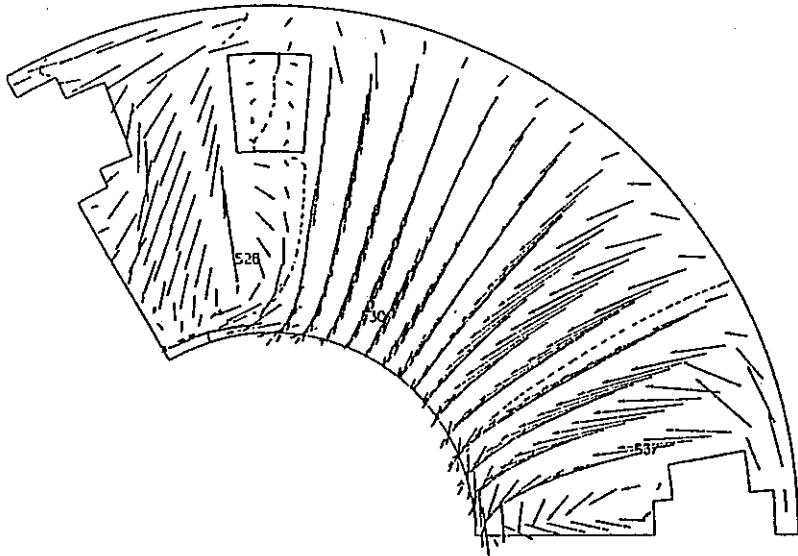


〔内筒非設置〕



〔内筒設置〕

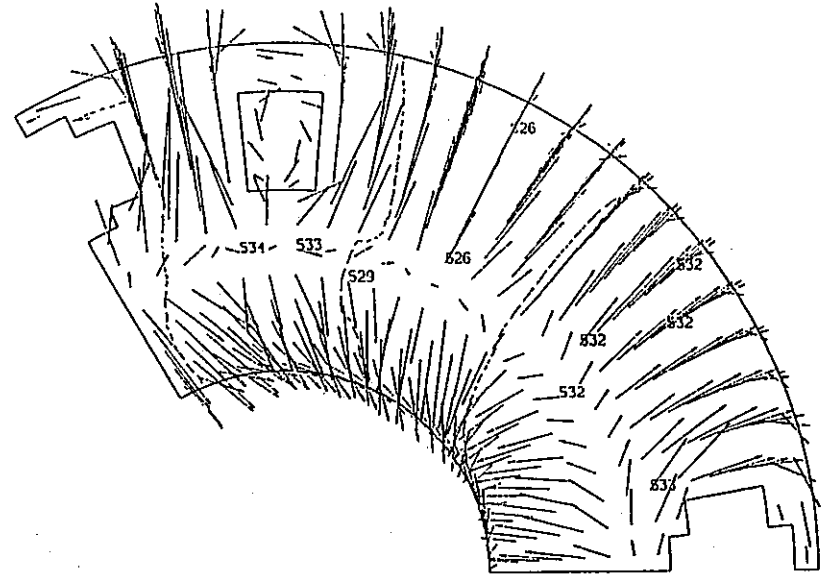
周方向温度分布に関する比較 (炉壁隣接セル、出口配管開口部レベル)



K = 36
1.00 M/S

TIME: 1633.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000

〔内筒非設置〕



K = 36
1.00 M/S

TIME: 1512.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000

〔内筒設置〕

液面近傍流速に関する比較

上部プレナム内熱流動現象の特徴比較

	内筒非設置	内筒設置	もんじゅ
系統熱過渡特性	最大約 $-2.0^{\circ}\text{C}/\text{s}$ のコールドショックが発生	最大約 $-0.7^{\circ}\text{C}/\text{s}$ のコールドショックが発生	最大約 $-0.25^{\circ}\text{C}/\text{s}$ のコールドショックが発生
温度成層化現象	熱遮蔽板下部領域に最大約 $7.0^{\circ}\text{C}/\text{m}$ の軸方向温度勾配が発生するが、300秒までに解消	上部低温高温の不安定挙動が発生するが、400秒までに解消	内筒上端上部領域において、100~ $300^{\circ}\text{C}/\text{m}$ の軸方向温度分布が、100分程度継続
周方向温度分布	$30\sim 80^{\circ}\text{C}$ の温度分布が発生するが、300秒までに解消	同 左	周方向温度分布の発生は無し
液面近傍流速	最大約 $0.8\text{m}/\text{s}$	最大約 $1.3\text{m}/\text{s}$	最大約 $0.3\text{m}/\text{s}$

内筒設置の是非に関する結論

系統熱過渡特性	内筒の設置が必要である。
温度成層化現象	内筒の設置／非設置による影響はほぼ無い。また、発生する軸方向温度分布の継続時間から、構造健全問題になるとは考え難い。従って、当該現象は、無筒設置の是非に関して制限を与えないと考えられる。
周方向温度分布	同上。ただし、今後、詳細な熱応力評価に基づく判断が必要であると考えられる。
液面近傍流速	内筒は設定しない方が望ましい。

系統熱過渡特性の観点からは、内筒は必要と結論付けられるが、内筒を設定しプレナム内有効混合容積を増加させたことにより熱過渡条件が大幅に緩和されたことを考え合わせれば、プレナム内流動を改善する様な何らかの設計上の工夫が施された場合、内筒設置は構造設計成立の必要条件とは成り得ない。

11.) P 安 技 術 メ モ

平成2年度（上期）FBR設計研究 ガードベッセル充填材の検討 中間報告資料

本書は、平成2年度（上期）FBR設計研究の中間報告会における“ガードベッセル充填材の検討”に関する説明用資料として作成したものであり、下記の内容から成る。

1. 前提条件の整理
2. 最小必要充填体積の算出
3. 充填部材の材質検討
4. 今後の検討

別紙：非鋼製ライナの開発

1990年10月24日

1. 前提条件の整理

- (1) ESLレベル → NSL-3, 200mm
- (2) ガードベッセル、IHX、ポンプ、配管、配管サポート、保温材の形状、寸法配置 → プラント室図面通り。不明点はもんじゅ相当。
- (3) 熱膨張、地震時の振れ → 配管・機器と充填部材との最大必要クリアランスは100mm程度と推定
- (4) 要求機能 → 充填体積 100m³以下。耐Na性、耐熱性
- (5) その他 → ISI及びNa漏洩時の措置については、もんじゅ相当。
充填材を定期的に取り外し、再取付けすることはないが、必要なら取外し、再取付けすることもある。しかし、Na漏洩後再使用することはない。

2. 最小必要充填体積の算出

- (1) ガードベッセル容積：約 315m³ → 空隙：100m³以下（図-1）
- (2) 配管・機器と充填部材とのクリアランス → 最大 100mm必要（図-1）
- (3) 最小必要充填体積の算出結果 → 約 170m³（図-2）

3. 充填部材の材質検討

- (1) 候補材の列举：表-1
- (2) 評価項目の検討：表-1
- (3) 材質の検討結果：表-1

現状では、鉄鋼材または非鉄製ライナ材を選択することが最も妥当と考えられるが、いずれも比重が大きいため、ハンドリングに難点がある。

充填容積は約 170m³であり、比重の小さい後者を採用しても、約 510tの重量となり、軽量化のための技術開発が必要。

4. 今後の検討

鉄鋼材または非鋼製ライナ材を用いた場合について、以下を実施予定。

- (1) 充填部材の分割方法、取付け方法、ハンドリング方法の検討：図-3
- (2) 通常メンテナンス及びNa漏洩時の措置について検討
- (3) 開発課題の抽出
- (4) 評価

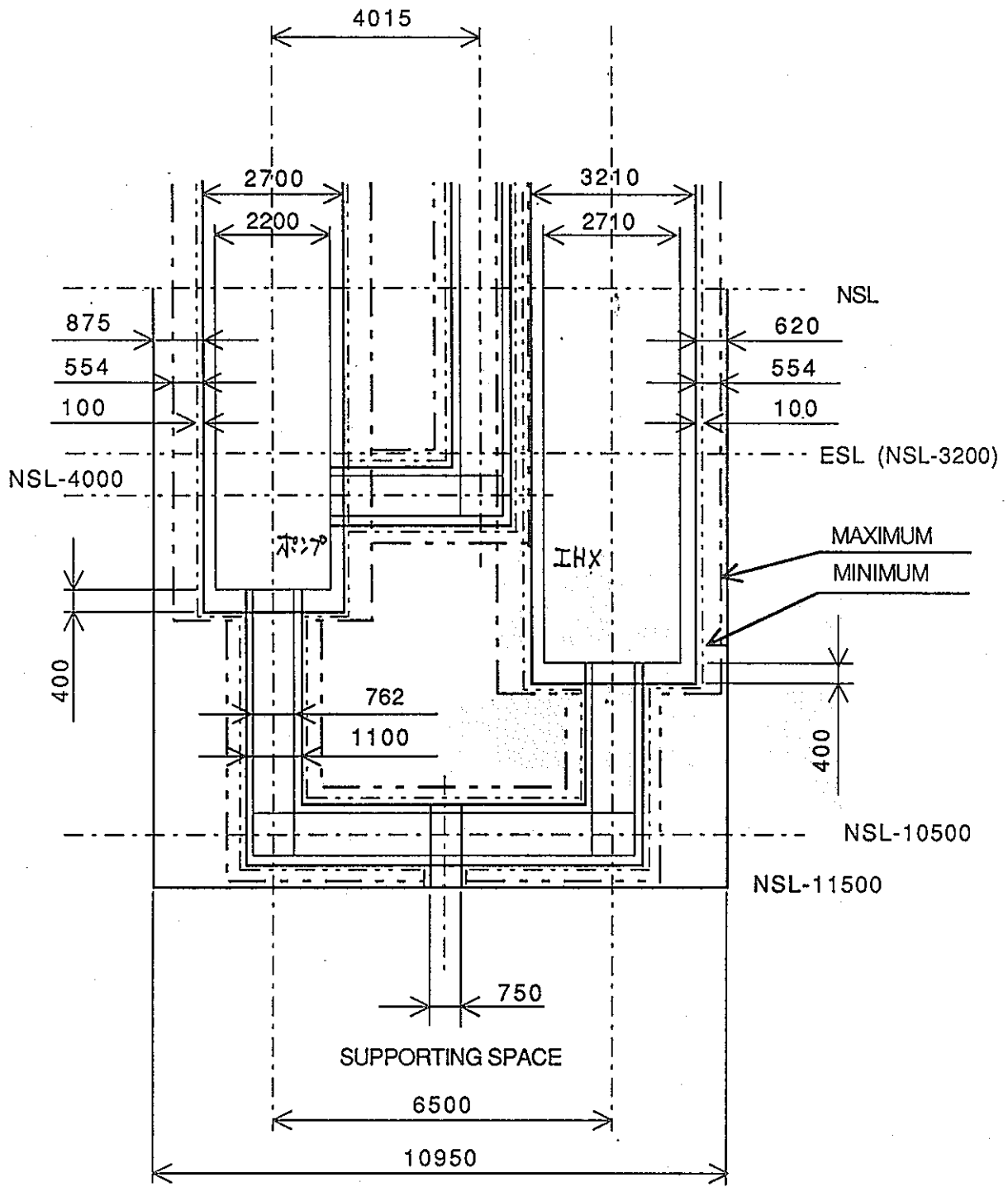


図-1 充填体積の検討

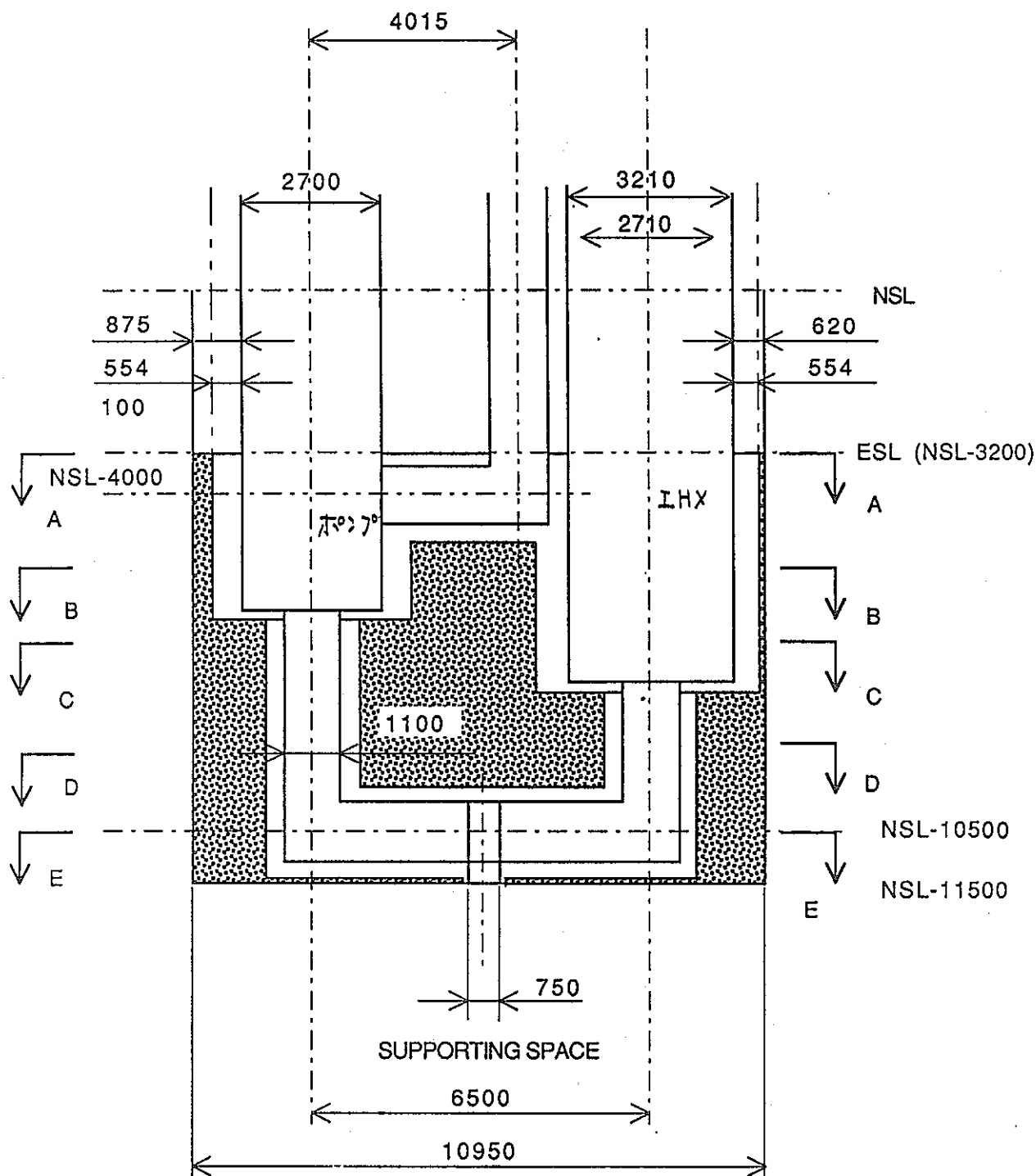


図-2-1 最小必要充填体積 (その1)

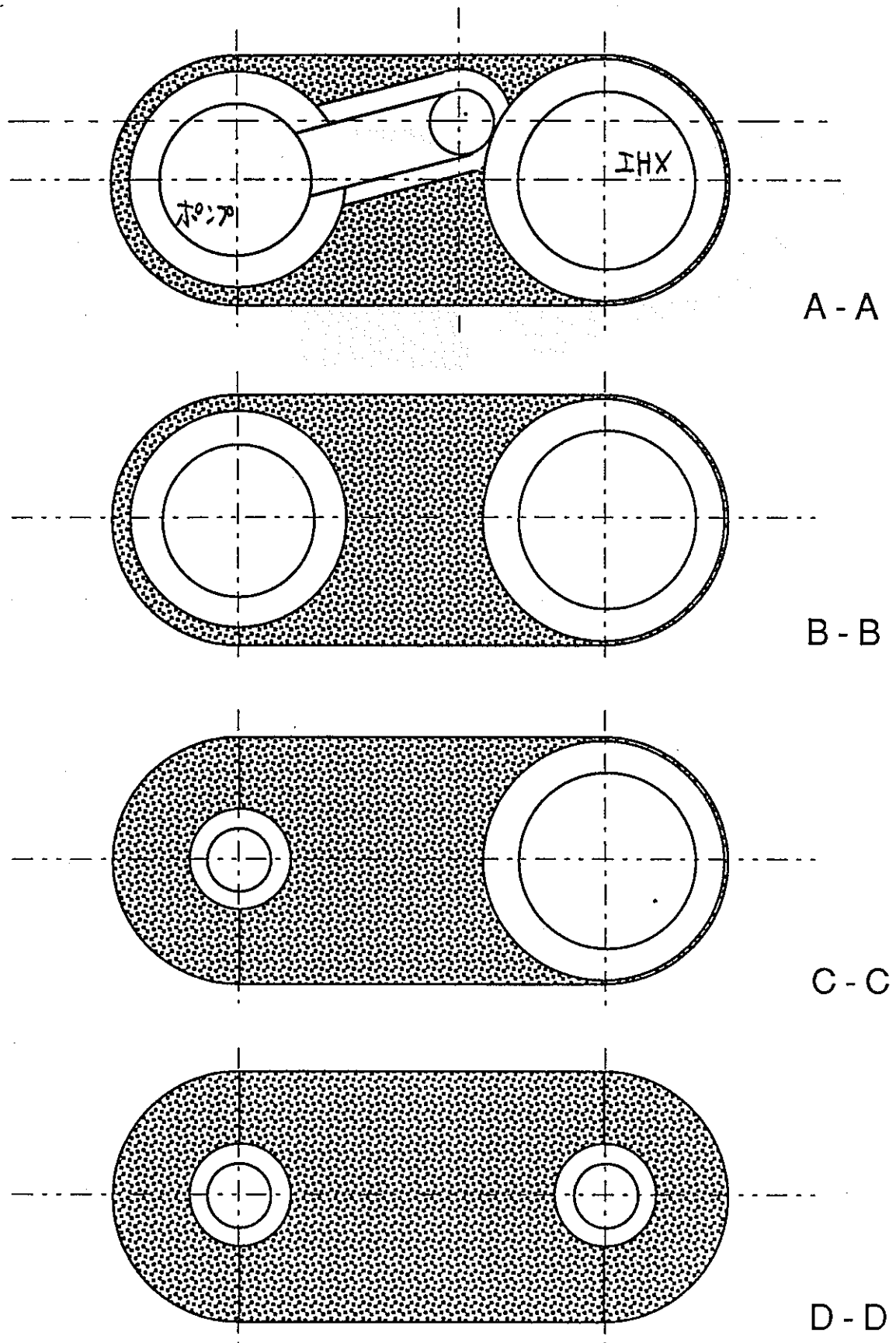
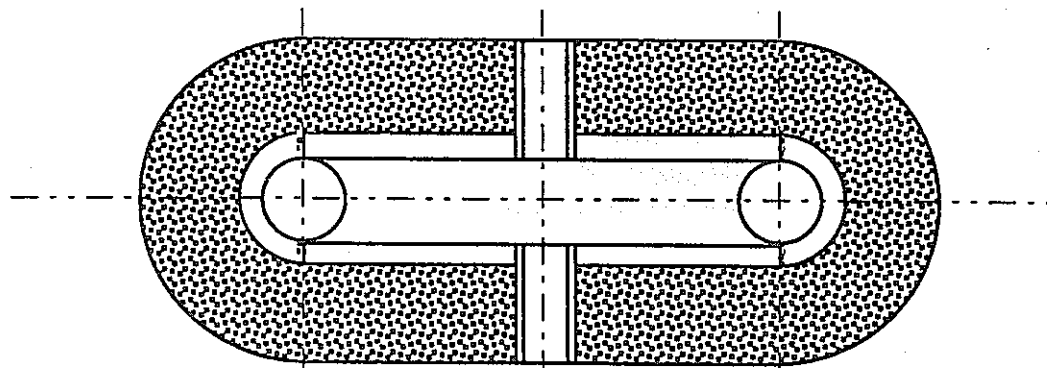


図-2-2 最小必要充填体積 (その2)



E - E

図-2-3 最小必要充填体積（その3）

表-1 充填部材の比較結果

		耐Na性	耐熱性	耐放射性	強度	熱伝導率	比重	加工性	コスト	開発期間	総合評価
鉄鋼材	ステンレス材	○	○	○	○	×	大 7.8	○	小	○	○
	炭素鋼材	○	○	○	○	×		○	小	○	○
	鉄材	○	○	○	○	×		○	小	○	○
非鋼性 ライナ材	アルミナ材	△	○	?	△	△	中 3.0	○	中	△	△
	アルミナ・炭化珪素材	△	○	?	△	△		○	中	△	△
Na 消火 剤	ナトレックス剤	△	○	○	×	○	小	○	小	○	×
	マルカーリーナ	△	○	○	×	○	?	○	中	△	×
	乾燥砂	△	○	○	×	○	小	○	小	○	×
保温材	ロックファイン	△	○	○	×	○	小 0.2	○	小	○	×
	ファインフレックス	△	○	○	×	○		○	小	○	×
石油類	パラフィン	○	×	?	×	○	小 0.8	○	小	△	×
	灯油	○	×	?	×	○		○	小	△	×
	タービン油	?	×	?	×	○		○	小	△	×

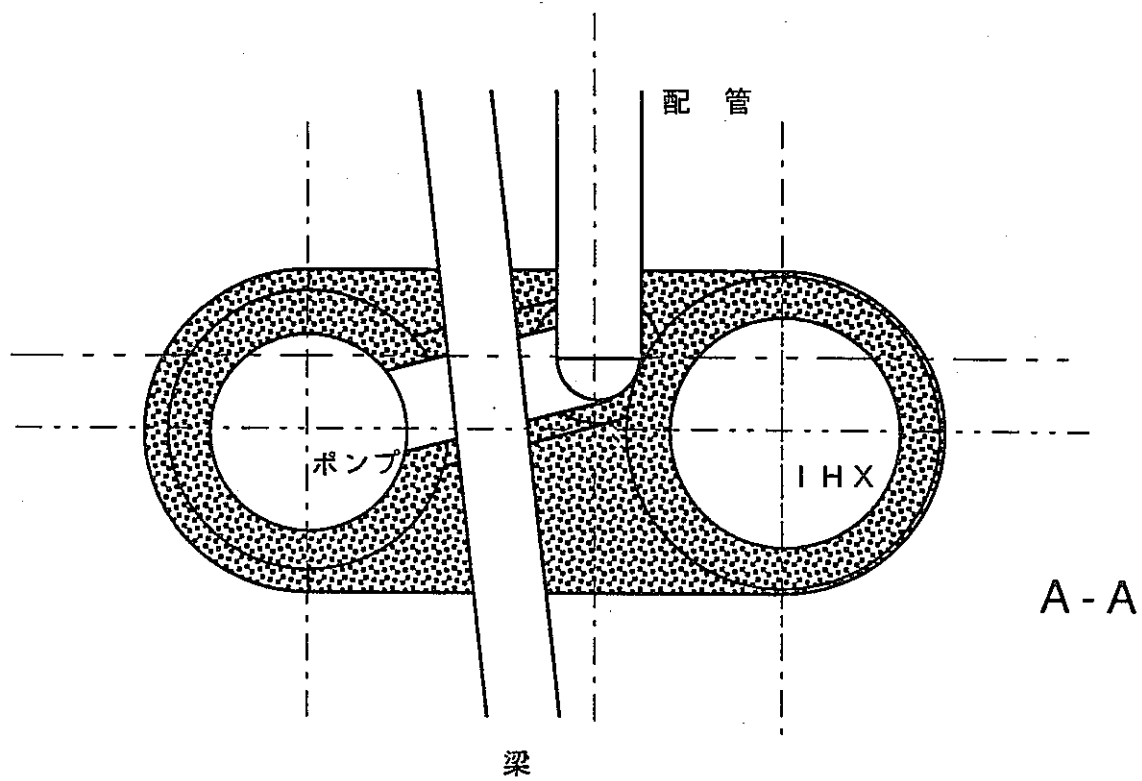


図-3 充填部材のハンドリング

非鋼製ライナの開発

市販の約50種類のセラミック材料



スクリーニング試験 : 耐Na性



窒化珪素 (Si_3N_4)、炭化珪素 (SiC)、
アルミナ (Al_2O_3)、ジルコニア (ZrO_2)



耐熱衝撃性、経済性



炭化珪素、アルミナ



施工性 : キャスタブル



アルミナ、アルミナ-炭化珪素



材料改良試験 : バイнда、強度向上添加材
配合、乾燥条件



改良アルミナ系キャストブル



小規模工学試験



健全性確認



実プラント規模における構造健全性を解析により確認
設計基準(案)の作成

12) 燃料取扱システムの検討

1990年10月24日

大洗工学センター

技術開発部 プラント工学室

1. 検討条件

- (1) UCS引抜き方式による上方からのアクセス
- (2) 使用済燃料即取り出し：EVS
- (3) 空冷式ネトリウムポット保持筒による減衰待貯蔵
通常時：大気強制循環冷却
異常時：自然循環冷却能力の確保
- (4) 水を使用しない洗浄プロセス

2. 上半期検討内容

(1) UCS引抜きに係る燃料取扱設備の機器構成の選定

(2) EVSナトリウムポット保持筒式減衰待貯蔵設備の崩壊熱除去性能評価

3. 機器構成の選定

(1) 原子炉廻りの燃料取扱設備比較

ケース	プラグ形式	燃料交換機	燃料中断機構	燃料出入機	プラグ・その他の寸法等	評価
1 もんじゅ 方式)	単回転	単回転プラグ搭載 固定アーム長	炉心槽外設置 回転式	直動型	単回転プラグ径 $\Phi 5100\text{mm}$ アーム長 1400mm	単回転プラグ 大型化 同上用ドアバ ルブ大型化
2	UCS引抜固定	固定プラグ搭載 伸縮アーム式	炉心槽外設置 回転式	直動型	UCS引抜固定プラグ径 $\Phi 4000\text{mm}$ 伸縮アーム長 2350又は 3100mm	検討対象
3	2重回転	大回転プラグ搭載 固定アーム長	炉心槽外設置 回転式	直動型	固定プラグ M1N $\Phi 8858\text{mm}$ 大回転プラグ $\Phi 8000\text{mm}$ 小回転プラグ $\Phi 5200\text{mm}$ 固定アーム長 669mm	バックアップ としての検討 対象

- UCS引抜と適合するシステムはケース2の固定プラグ搭載による伸縮アーム式
- 2重回転プラグ方式は上記ケースのバックアップとする

炉内構造の比較

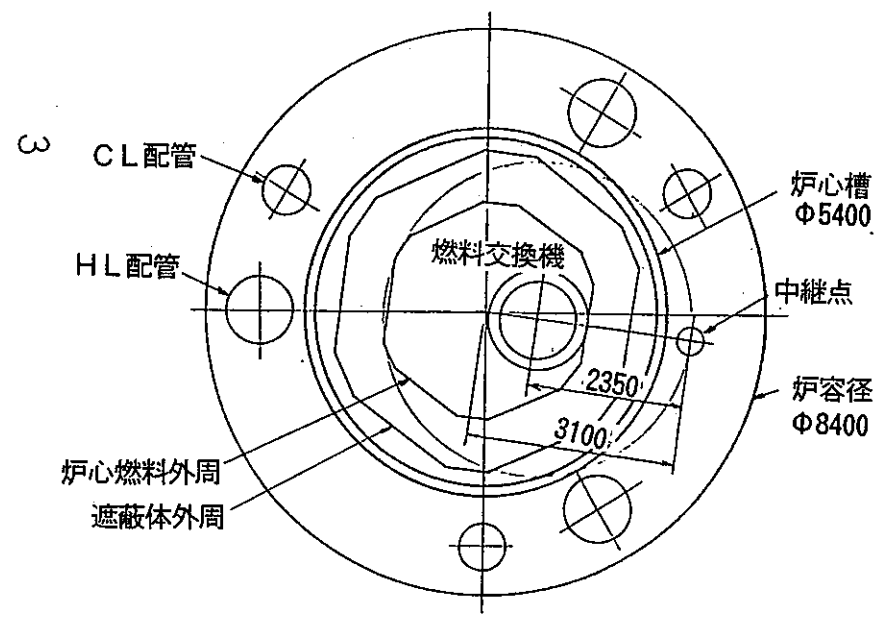
- UCS待避
- 炉心拘束
- 1次系流出
- 中継位置
- 燃料出入口

90' 設計

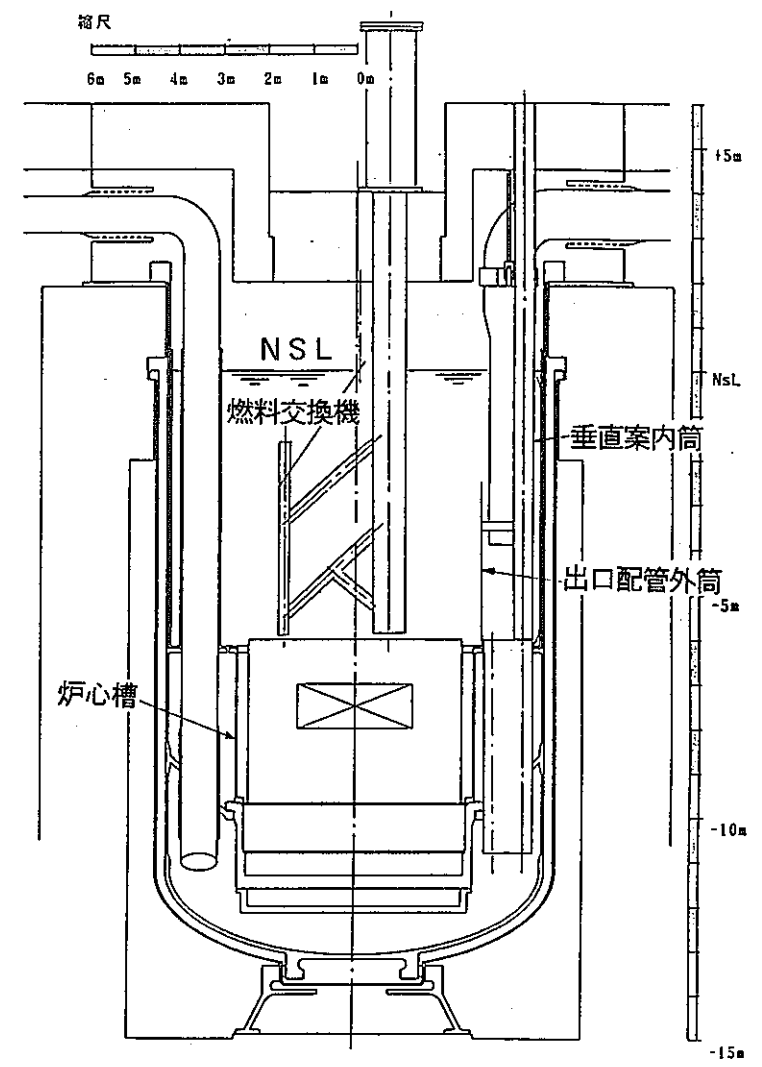
- UCS引抜
- 炉心槽
- 出口配管外筒
- 炉心槽外側
- 垂直案内管

88' 設計

- 2重回転プラグ
- 炉心槽なし、自立
- 内筒
- 内筒内側
- 傾斜シュート



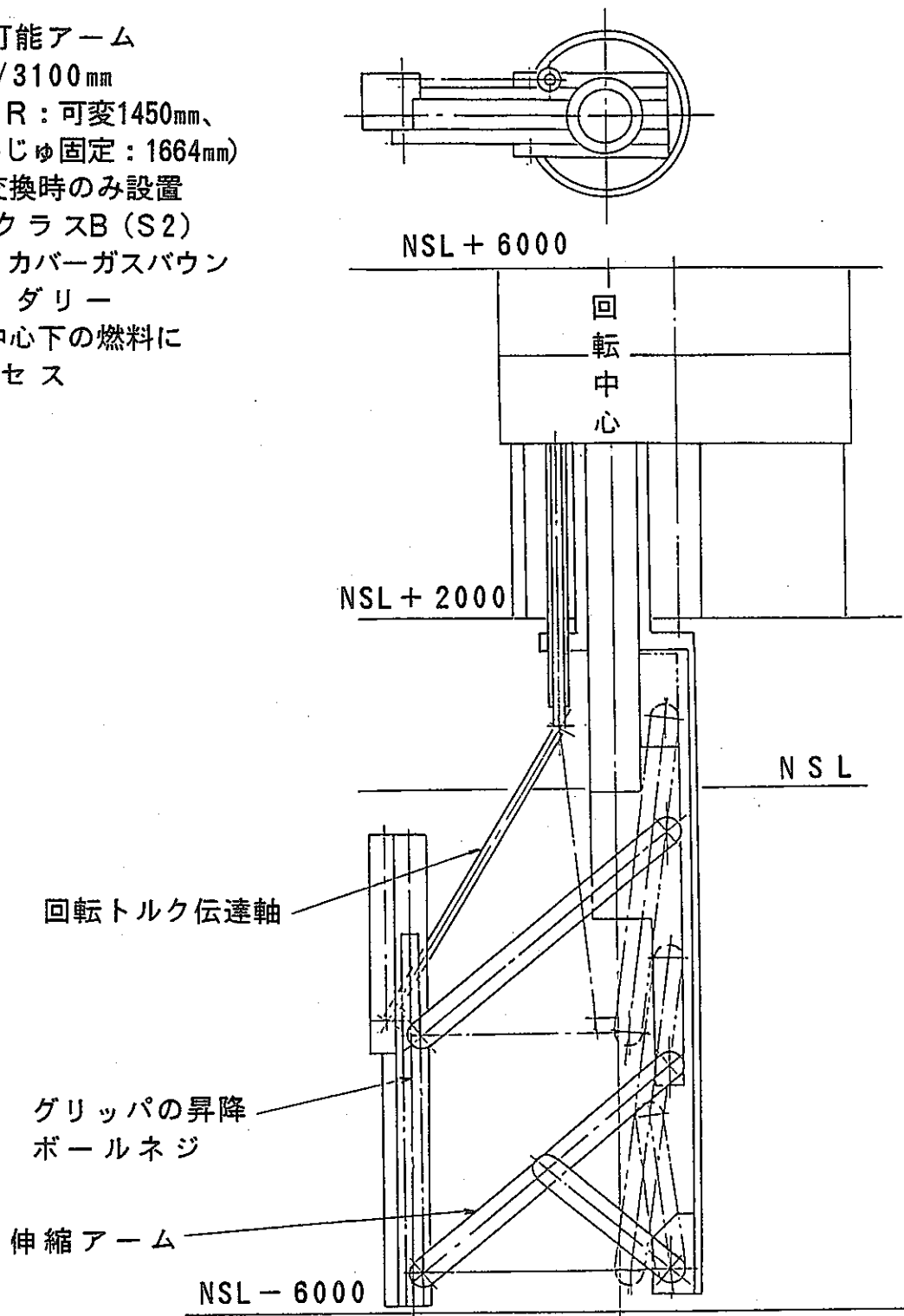
原子炉上面図



原子炉構造断面図

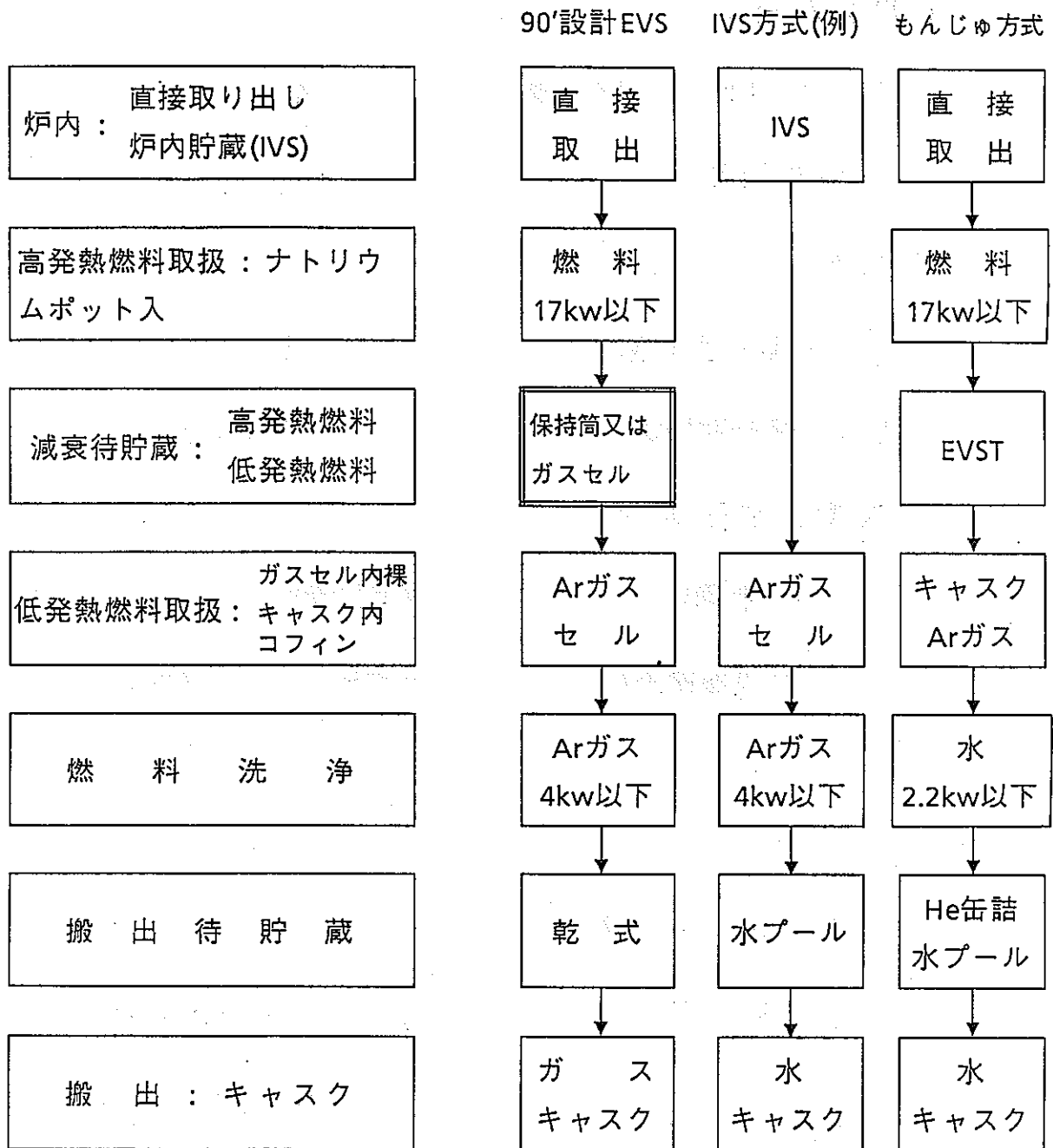
燃料交換機の概要

- 長大可能アーム
2350/3100mm
(PFR: 可変1450mm、
もんじゅ固定: 1664mm)
- 燃料交換時のみ設置
- 耐震クラスB (S2)
S2: カバーガスバウン
ダリー
- 回転中心下の燃料に
アクセス



4. 除熱性評価

(1) 使用済燃料の取り扱い



ナトリウムポット保持筒式貯蔵設備の除熱性能についての検討

(2) 検討条件

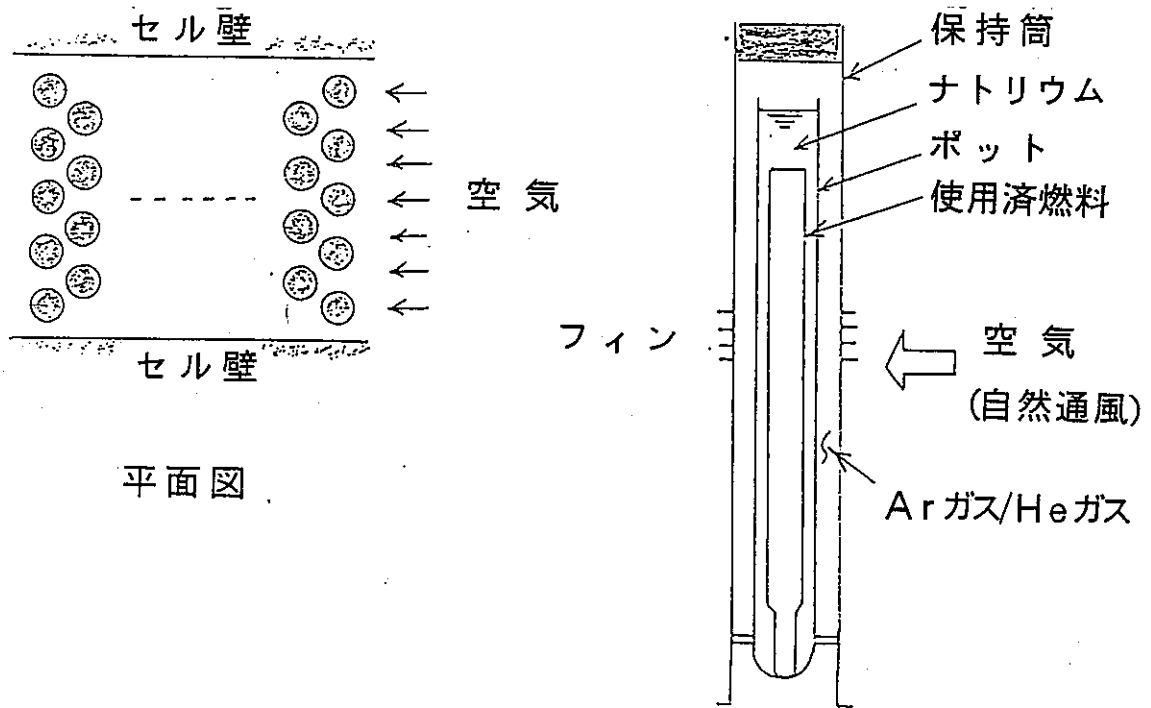
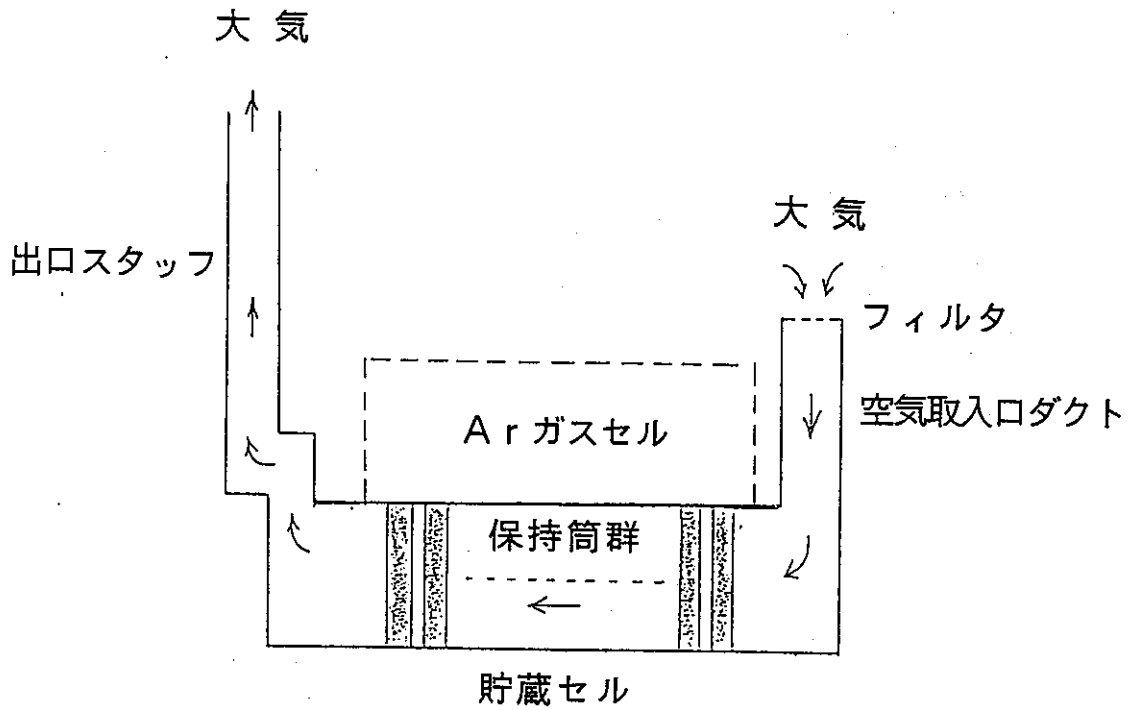
1] 燃料集合体

取出時の1体当たり発熱量	最大17kw
燃料要素数	217
全長	4300mm
ラッパ管対面距離	155.5mm
燃料交換時取扱数	100体/回
被覆管制限温度	
(強制通風冷却	: 通常貯蔵時 550℃)
自然循環冷却	: 異常時 675℃)

2] 解析パラメータ

使用済燃料発熱量	4 ~ 20 kw
外面等価伝熱面積	ポット及び保持筒直径 ポット・保持筒間ギャップ フィン高、フィンピッチ
外面放射率	0.15 ~ 0.8

[3] 冷却体系



保持筒冷却体系

4] パラメータ解析

暫定基本条件		90'設計	86'設計
ポット外径		216mm	267.4mm
保持筒外径		245mm	298.5mm
ポット・保持筒ギャップ		8mm	9.0mm
伝熱長		4.3m	4.3m
フィン高		20mm	—
フィンピッチ		20mm	—
フィン肉厚		2mm	—
表面放射率		0.5	0.5
ギャップ内ガス		Arガス	Arガス

[2] 1次パラメータ解析結果

○保持筒外径 245~400mm

φ245 : 15.5kw除熱

φ300 : 18kw除熱

φ400 : 22kw除熱

○ポット保持筒間ギャップ 4、8、16mm

4mmギャップ : 16.5kw除熱

8mmギャップ : 15.5kw除熱

ギャップの影響は小。 ポットの製作上から

ギャップは8mm

○フィン高 20~100mm

20mmH : 15.5kw除熱

40mmH : 18kw除熱

100mmH : 21kw除熱

40mmH以上では除熱量の増加率はフィン効率低下により頭打

○ 保持筒内面放射率 0.5→0.15

保持筒外径 $\phi 300$: 12.5 kW 除熱

$\phi 500$: 18.5 kW 除熱

放射率の低下による影響は大。ナトリウム付着による放射率の低下は、
保持筒方式の除熱性能を左右する

○ ギャップ内ガス Ar ガス→He ガス

保持筒外径 $\phi 300$: 18.5 kW 除熱 (He ガス)

: 12.5 kW 除熱 (Ar ガス)

ギャップ部のガス伝導による伝熱性能の改善

[3] まとめ

① 90年度設計条件 (暫定)

保持筒外径 : $\phi 350$ mm

フィン高 : 20 mm

フィンピッチ : 10 mm

放射率 ポット外面 0.5

保持筒内面 0.15

伝熱長 : 5.3 m

ギャップ内ガス : Ar ガス

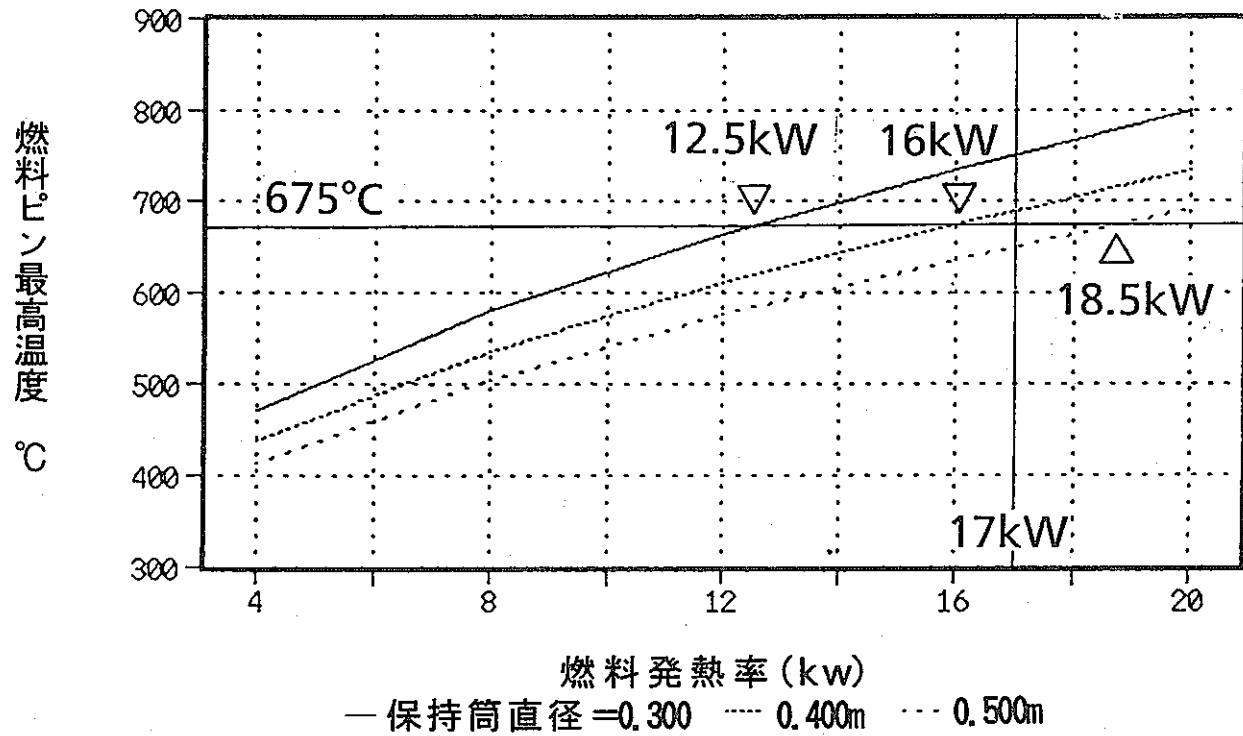
② 今後の検討

○ 燃料冷却に要する伝熱条件の整理 R&D項目の抽出

○ 設計条件での多次元解析による除熱性能の確認

[4] 解析結果 (例)

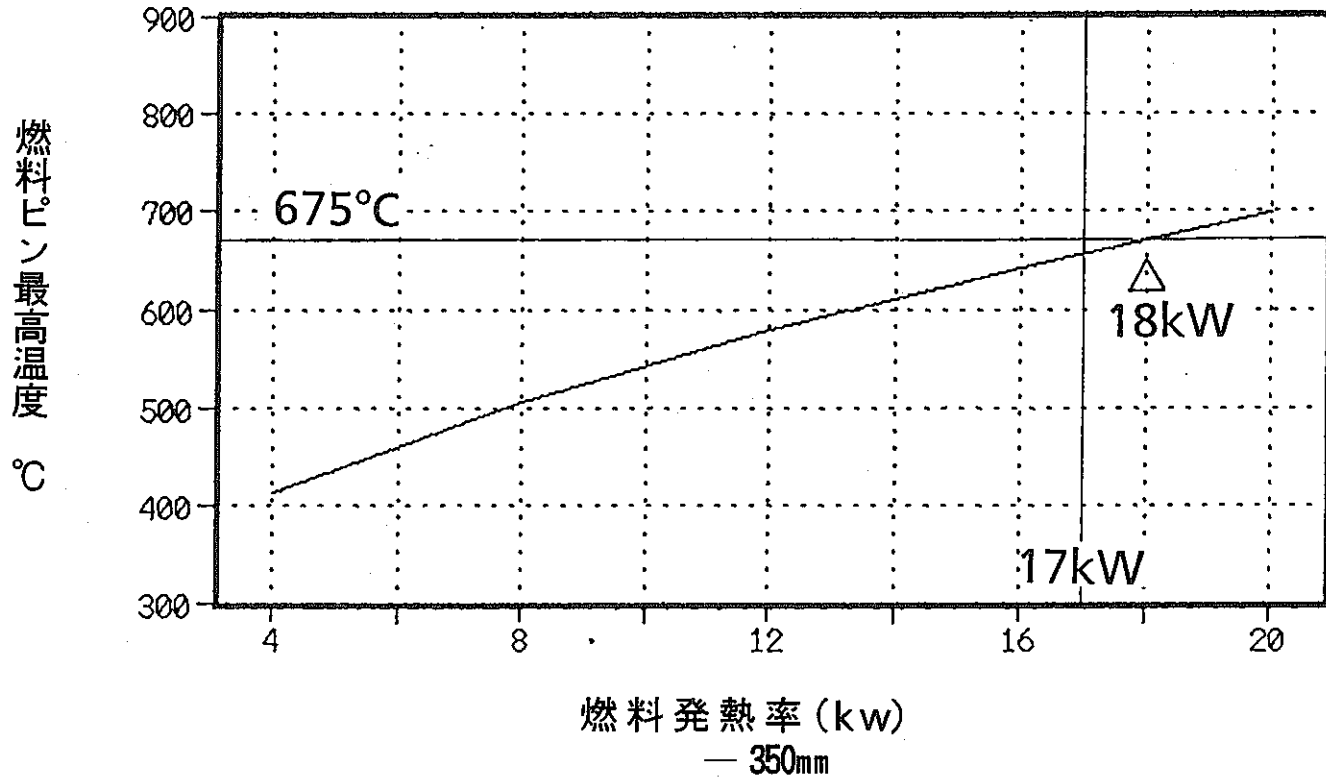
Ar 保持筒 (0.300-0.600m) 675°C
燃料発熱率と燃料ピン最高温度



除熱量17kwを得るには
保持筒直径 : 500mm程度

保持筒冷却体系 : Arガス ; ポット外面輻射率 $\epsilon_p = 0.5$, 保持筒内面輻射率 $\epsilon_j = 0.15$
; 保持筒外径300mm , 400mm , 500mm ; フィン高20mm ,
ピッチ20mm ; 伝熱長4.3m

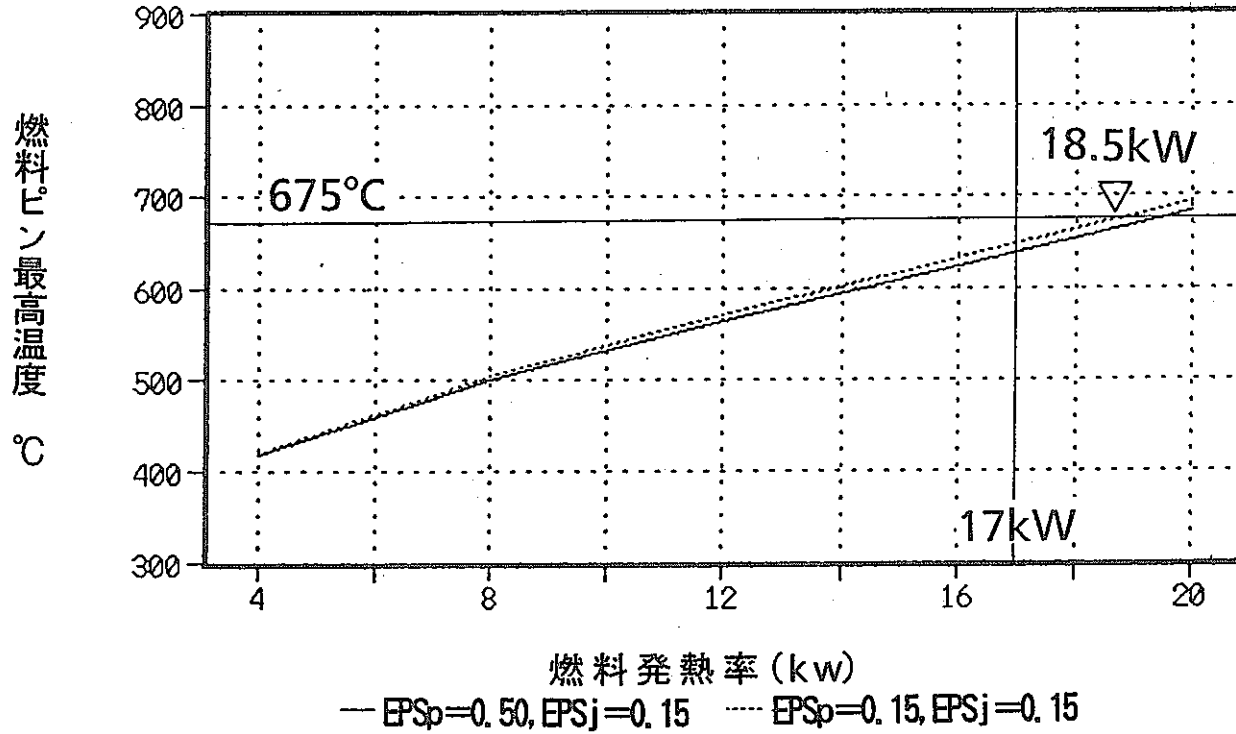
Ar 保持筒 (0.350) 5.3m
 フィンピッチ=10mm, 伝熱長=5.3



保持筒冷却体系： 保持筒外径350mm, フィンピッチ10mm、伝熱長5.3m, ポット輻射率0.5 (外面), 保持筒輻射率0.15 (内面), Arガス

除熱量17kwを確保

He保持筒 (0.300-0.600m) 675°C
 燃料発熱率と燃料ピン最高温度



He入り保持筒冷却体系：ポット外径300mm；ポット外面輻射率 ϵ_p および保持筒内面 ϵ_j を変化させたケース；伝熱長4.3m；フィン高20mm，フィンピッチ20mm

放射率が0.15に低下しても除熱量17kWを確保

5. まとめ

(1) 燃料取扱系システム機器構成

① 着脱式固定プラグ搭載可変アーム長

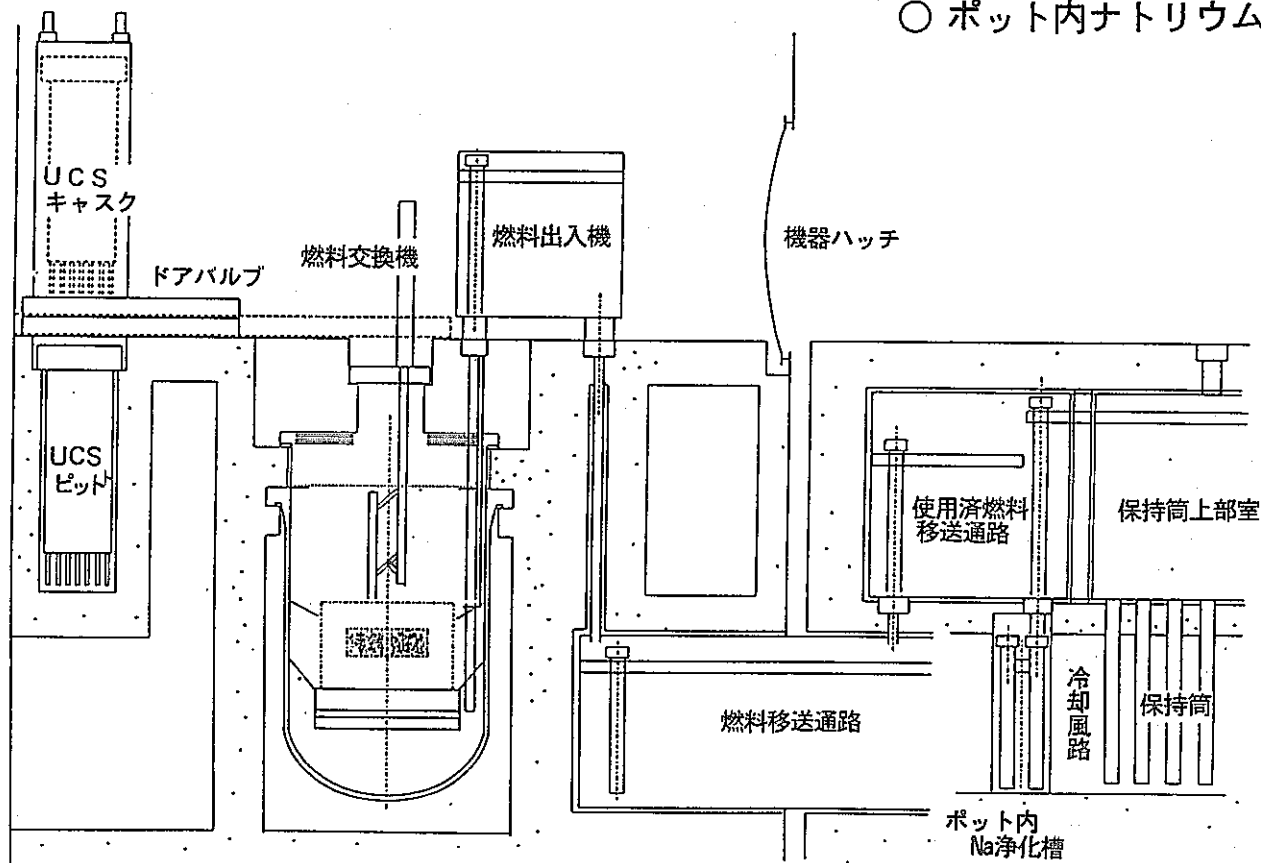
燃料交換方式

- 燃料交換機
- 燃料出入機
- 燃料中継槽
- 燃料移送機

② EVSナトリウムポット・保持筒式減衰

待貯蔵方式

- 燃料移送機
- 保持筒内燃料貯蔵ラック
- ポット内ナトリウム浄化槽



(2) E V S ナトリウムポット・保持筒式減衰待貯蔵設備

- ① 発熱率17 k w使用済燃料の被覆管温度を自然循環空冷によって、675°C以下に維持しうる設計条件を見いだした。
- ② 上記冷却体系にあっては、ポット・保持筒間の放射率が伝熱性能におよぼす影響が大きいので、今後、ナトリウム付着状況におけるポット及び保持筒表面の放射率を把握する必要がある。
- ③ 自然循環対流、放射伝熱、熱伝導を伴う本設備のような体系の伝熱性能を評価できる解析コードを整備する必要がある。

6. 今後の検討の進め方

- 現時点での今後の検討課題と問題点を各部のコメントをもとにまとめらる。
- さらに、燃料取出しプロセスの基本機能および付帯機能を整備する。

機能の検討結果を機器仕様に反映する。

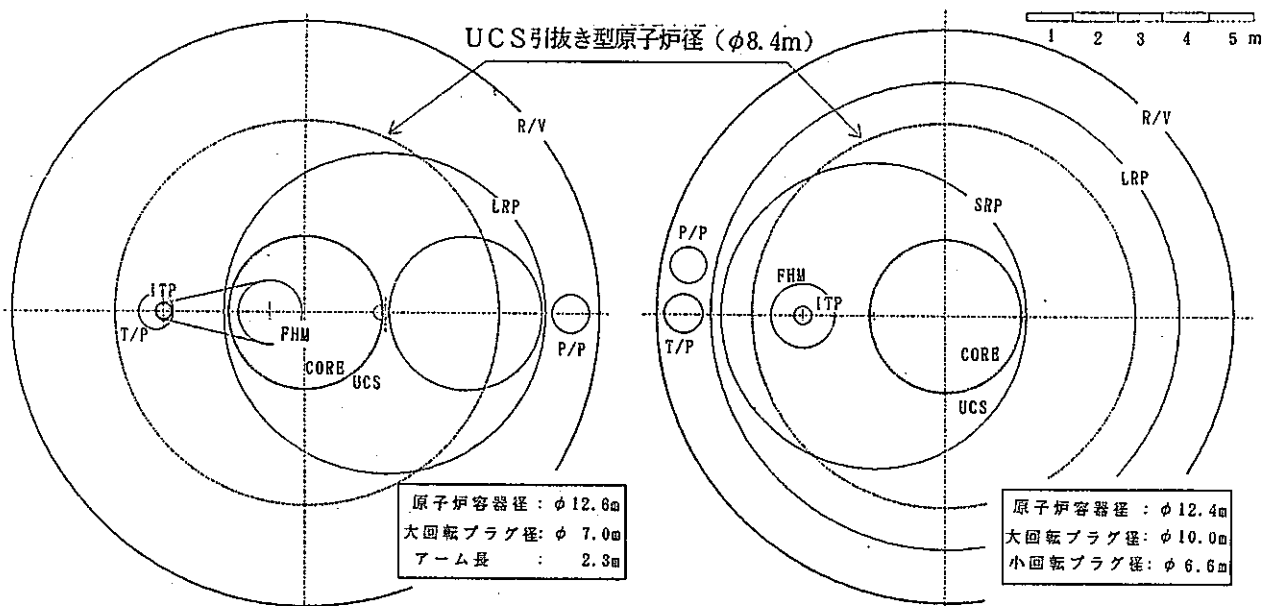
- プロセス構成機器の仕様を決定し、概略構造図を作成する。
- セル内を移送中の使用済燃料の除熱性能を評価する。

13) 燃取計機器設備の検討

1990年10月24日

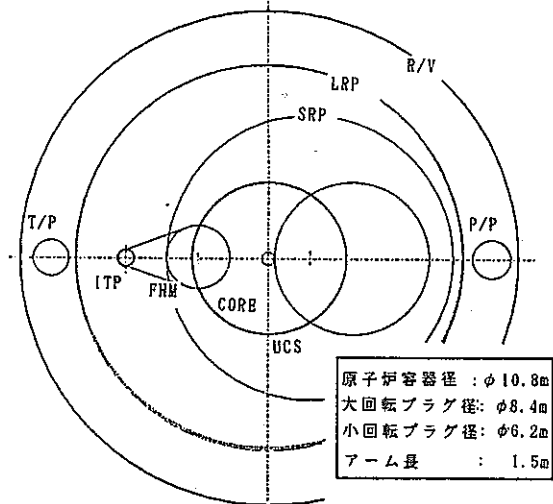
大洗工学センター

機器構造開発部 機器システム開発室

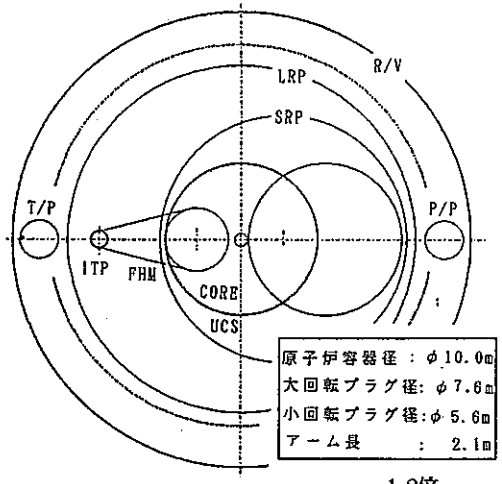


単回転ブラグ固定アーム方式 1.5倍

二重回転ブラグ直動式 1.5倍

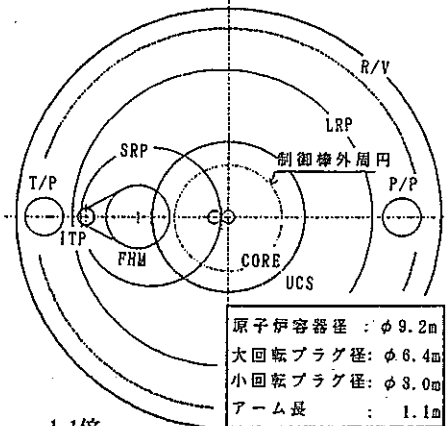


二重回転ブラグ固定アーム方式 1.3倍



二重回転ブラグ可変アーム方式 1.2倍

略 字 説 明	CORE : 燃交対象炉心エリア	○燃交対象エリア半径 (遮蔽体第1層)	1620mm
	R/V : 原子炉容器	○炉内中継ボット半径	3100mm
	UCS : 炉心上部機構	○UCS胴径	φ3360mm
	LRP : 大回転ブラグ	○UCSフランジ幅 (片側)	100mm
	SRP : 小回転ブラグ	○大ブラグレール幅 (片側)	300mm
	FHM : 燃料交換機	○小ブラグレール幅 (片側)	200mm
	ITP : 炉内中継ボット	○FHM掘付け面径	φ1500mm
	T/P : 燃料出入機孔	○炉内配管径	32B(φ800mm)
	P/P : 炉内配管	○制御棒駆動機構径	φ300mm
		○グリッパ先端口径	φ300mm
	○出入機孔径	φ765mm	

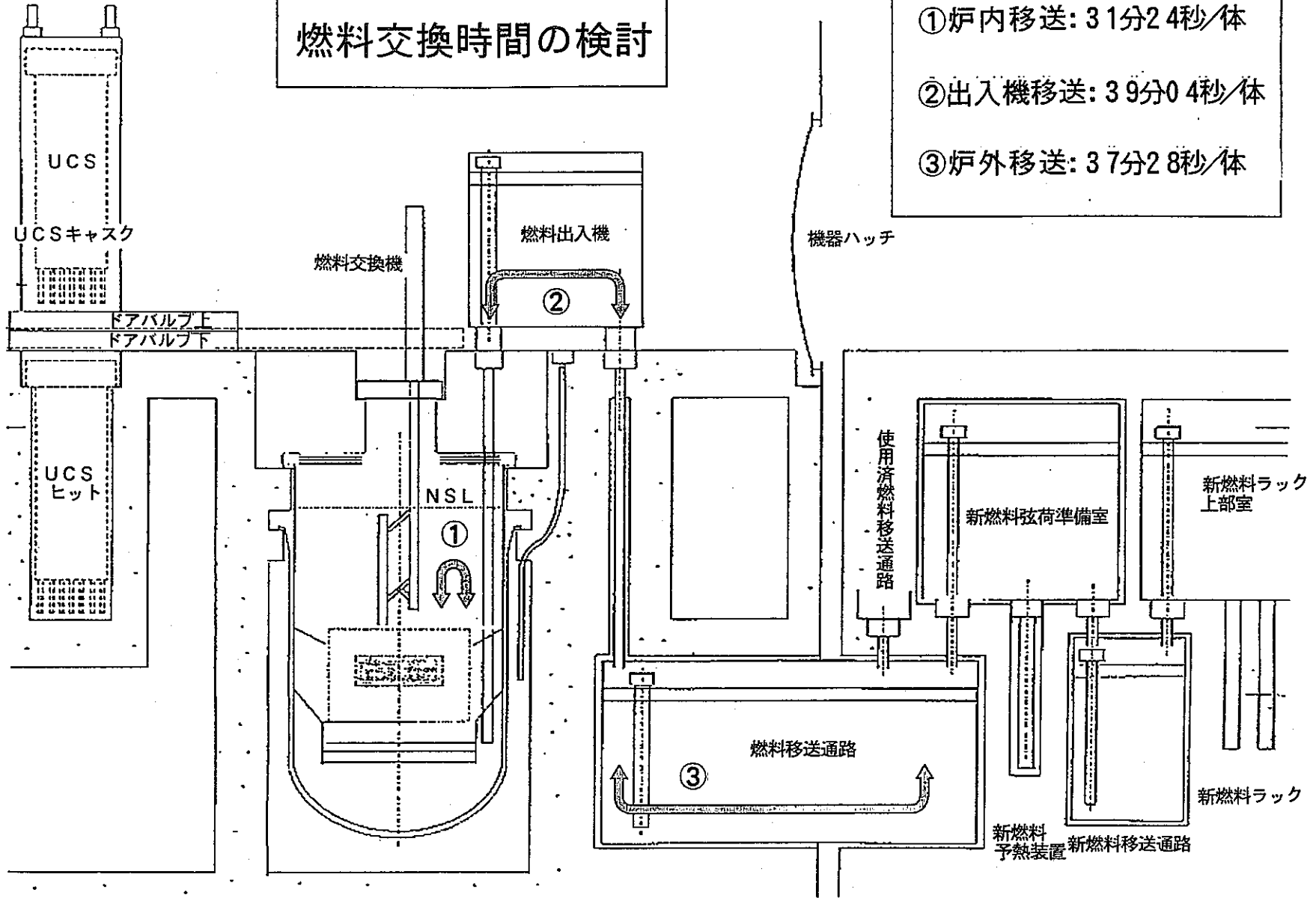


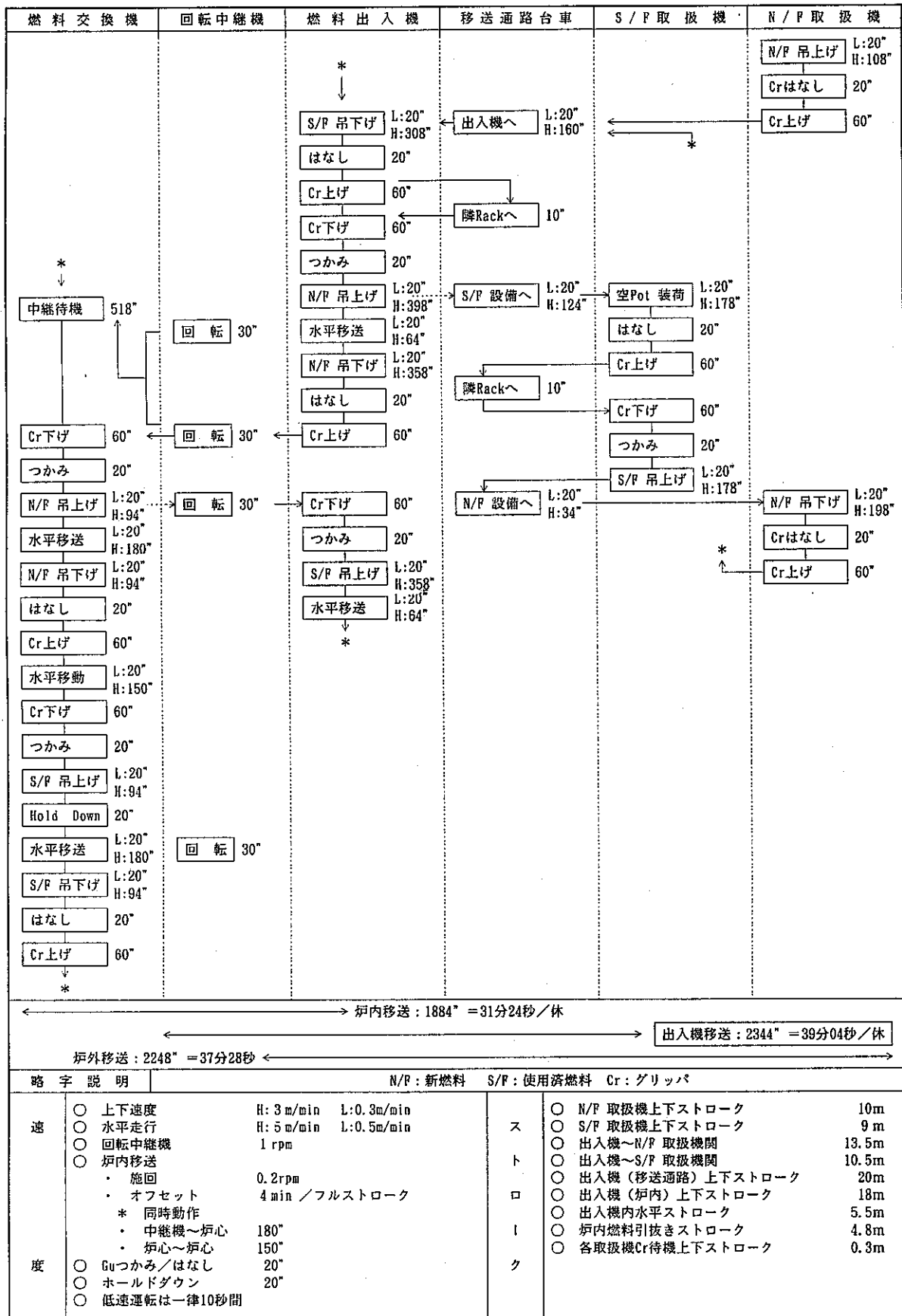
原子炉容器径の検討

二重回転ブラグ切欠きUCS方式 1.1倍

燃料交換時間の検討

- ① 炉内移送: 31分24秒/体
- ② 出入機移送: 39分04秒/体
- ③ 炉外移送: 37分28秒/体





燃料交換時間の検討

14) 安全設計・安全評価 content

安全設計の基本方針

システムの設計

安全保護系・原子炉停止系 原子炉の停止

崩壊熱除去系 炉心の冷却

原子炉格納施設 放射生物質の放散防止

安全評価

評価事象

運転時の異常な過渡変化

事故

設計基準外事象

立地評価

システムの解析・評価等 下半期

炉工室

機器室

システム室

P安室

炉安室

ADS

材料室

安全設計方針

安全確保の目標

軽水炉の目標と同等（ $+\alpha$ ）とする。現行の決定論的手法に基づき、以下の目標を達成する。

- ① 通常運転時：一般公衆及び従業員の放射線被曝を許容線量以下にする。+ALARA の考え方。
- ② 各種事故時：周辺公衆に対し著しい放射線被曝のリスクを与えない。発生事故当たり5mSv以下をめやすとする。
- ③ 立地評価：立地評価に係るめやす線量を越えないように、安全防護施設との関連において公衆からの離隔を確保する。
(④ 各種事故時を超える発生頻度の領域に被曝線量のクリフエッジがないようにする。)

安全設計の基本方針

- ① 通常運転時：ALARAの考え方においては軽水炉の線量目標値を参考とする。
- ② 放射性物質放散防止のための多量障壁を設ける。
- ③ 深層防護による安全確保を図る
 - 第1レベル：異常が発生しないように、高品質・高信頼度の設計・製作等を行う。
 - 第2レベル：異常の早期検出・拡大防止のために、異常検出系、安全保護系等の設備を設ける。
 - 第3レベル：たとえ事故が発生しても、周辺の公衆に著しい放射線被曝のリスクを与えないために、放射線物質の漏洩を適切に抑制することができる安全防護設備を設ける。
- ④ 敷地周辺の外部事象により、原子炉施設の安全性が損なわれないように設計する。
- ◇ ②③④ ←→ 安全設計審査指針

安全評価方針

① 安全評価の方法

安全評価の方法は、軽水炉のそれと同一、すなわち原則として「決定論的評価方法、単一故障基準」の適用を想定する。立地評価については、現行の「原子炉立地審査指針」に従い、「重大事故、仮想事故」の考え方を適用する。

② 設計基準事象

設計基準事象（DBE）の検討に当たっては、系統及び機器の信頼性を高める設計対応により、重大な炉心損傷に至る事故事象の発生頻度を極力低減するものとし、このような設計の妥当性を評価する観点を含めて、適切なDBEを選定するものとする。

③ 判断基準

基本設計及び基本的設計方針の妥当性を評価する安全審査段階にあっては、安全性の判断基準は原型炉及び軽水炉と同様の枠組を考える。

④ 重大事故及び仮想事故

重大事故は上記(2)の考え方によるDBEの中から、放射性物質放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定する。仮想事故は、重大事故、設計基準外事象を考慮して、より多くの放射性物質の放出を仮想する。

⑤ 設計基準外事象に対する安全裕度

設計基準事象よりも発生頻度が低い事象についても、それにより周辺の公衆に対する放射線被曝のリスクが著しく増大することがないことを確認するために、代表的な事象について安全裕度を評価するものとする。

安全保護系・原子炉停止系の設計方針

- ① 安全保護系：原子炉停止系を緊急作動させるための信号回路
工学的安全施設の作動を行わせるための信号回路
- ② 安全設計上の要求条件←→（安全設計審査指針）
機能……過度時の機能、事故時の機能、故障時の機能
信頼性…多重性、独立性、計測制御系との分離、試験可能性
- ③ 信号回路設計の基本的考え方
 - ① 原子炉停止系は、主炉停止系と後備炉停止系の2系統で構成し、原則安全保護系を含め独立2系統の構成とする。
 - ② 検出器については、設計基準事象に対して、実用上可能な限り主炉停止系及び後備炉停止系それぞれに1以上のトリップ信号が得られるよう設計する。また、実用上可能な限り多様化を図る。
 - ③ ロジック回路は主炉停止系用と後備炉停止系用とで多様化を図る。
 - ④ 多数決ロジックは原則として2アウトオブ3とする。
 - ⑤ 主循環ポンプ主モータの電源の遮断器の開放（インターロック）は原子炉トリップ遮断器の開放信号から発信する。
- ④ 安全評価上の考慮

プロセス量が計測誤差等を考慮して設定した解析上のトリップ設定値に達したとき原子炉トリップ信号を発信する。応答時間遅れとしては、トリップ設定値に達した時点から、原子炉トリップ遮断器の開放が完了するまでの時間を取り、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように定める。

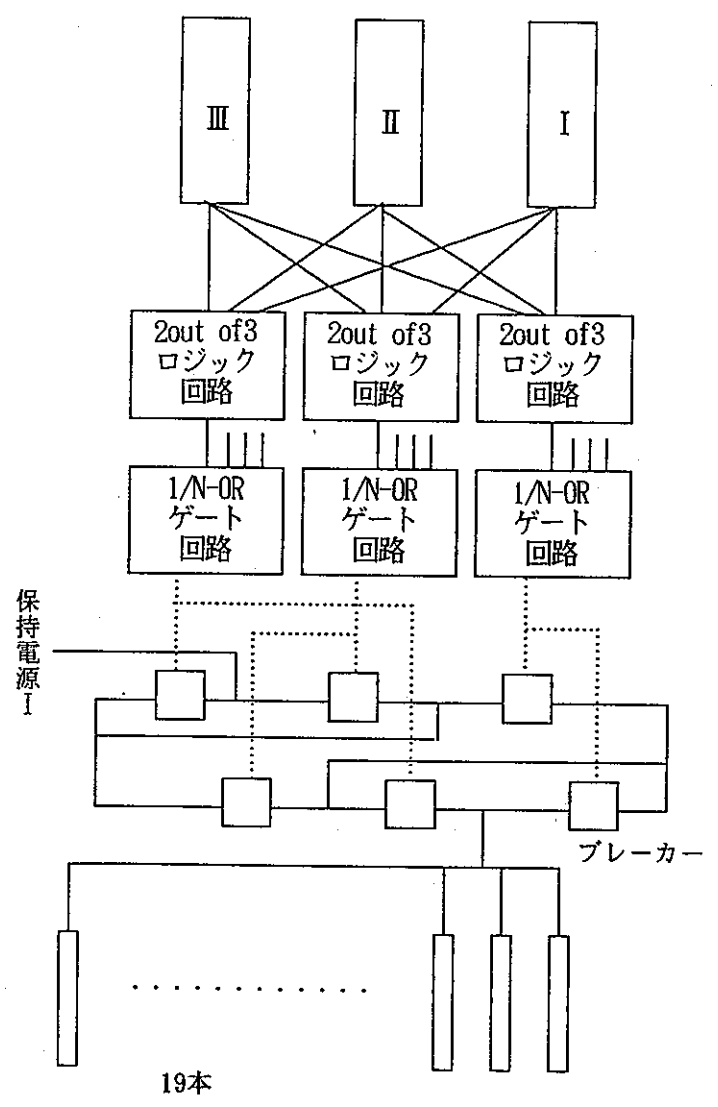
工学的安全施設作動系の監視変数が非安全側に生じる誤差を考慮した作動設定値に達したとき、工学的安全施設作動信号を発信する。動作時間として作動状態に達した時点から、工学的安全施設の起動動作完了までの時間を取り、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるような値を使用する。

安全保護系の信号*

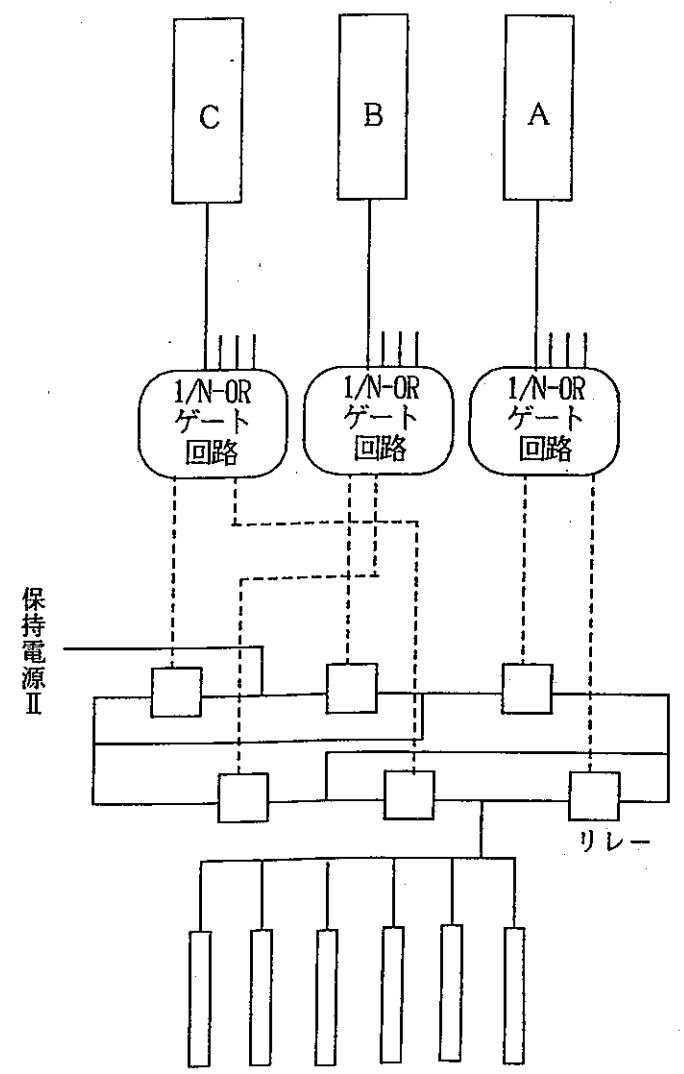
原子炉トリップ信号		検出器	トリップ設定値	備考
主 炉 停 止 系	出力領域中性子束高 低設定 高設定	γ線補償型電離箱	30 % 112 %	検討中
	出力領域中性子束変化率高	同上		
	1次主冷却系循環ポンプ回転数低（出力領域中性子束に対する比の低下）	電磁ピックアップ		
	1次主冷却系循環ポンプ回転数高（出力領域中性子束に対する比の増大）	同上		
	2次主冷却系循環ポンプ回転数低（出力領域中性子束に対する比の低下）	同上		
	原子炉容器出口Na温度高	K型シース熱電対	550 °C	検討中
	蒸気発生器出口Na温度高	K型シース熱電対		
主 ・ 後 備 共 通	線源領域中性子束高	BF ₃ 比例計数管		1 out of 2
	常用母線電圧低	不足電圧リレー		
	原子炉容器Na液位低	誘導連続式液位計		
	燃料破損検出	DND (BF ₃ 比例計数管)		
	タービントリップ	主蒸気止め弁位置検出器		
	地震加速度大（水平・垂直方向）	制御用地震計		
後 備 炉 停 止 系	広域中性子束高 低設定 高設定	核分裂計数管		
	広域中性子束変化率高	同上		
	1次主冷却系流量低（広域中性子束に対する比の低下）	渦電流式流量計		
	2次主冷却系流量高（広域中性子束に対する比の増大）	同上		
	2次主冷却系流量低	同上		
	IHX 1次側出口Na温度高	K型シース熱電対	400 °C	

※：検討中である。設計基準事象の解析結果と相互に検討する。

主炉停止系



後備炉停止系



計測チャンネル

論理回路

遮断器

制御棒

安全保護系及び原子炉停止系の構成

崩壊熱除去系の設計方針

- ④ 原子炉停止時の崩壊熱除去：蒸気発生器を用いたタービンバイパス系、補助冷却系、メンテナンス冷却系
- ④ タービンバイパス系：プラントの通常停止時に使用し、適当なプラント状態で補助冷却系に引き継ぐ。
メンテナンス冷却系：低温停止後のメンテナンス時（1ループドレン時）において冷却機能の多重性を確保するため設ける。どのループをもメンテナンスできるために、メンテナンス冷却系は主冷却系と独立な系統構成とする。また、ドレンするループ数を1系統に制限することにより、メンテナンス冷却系は1系統設ける。
- ④ 原子炉トリップ時：タービンバイパス系で除熱し、タービンバイパス系が期待できないときに補助冷却系を使用する。ただし蒸気発生器及びタービンバイパス系は安全系としない。（安全機能を有しない）ため、安全評価上はタービンバイパス系の機能には期待しない。タービンバイパス系を作動させた場合が厳しい場合は別途考慮する。
- ④ 補助冷却系：主冷却系2次系分岐型（IRACS）とし、ナトリウム空気熱交換器により除熱する。補助冷却系は1ループ当たり1系統設け、安全設計上の単一故障に対処する。外部電源喪失に対処して非常用ディーゼル発電機を———系の系統毎に独立して設けるものとする。強制循環冷却機能に直接かかわる系統及び設備は工学的安全施設とする。
- ④ 除熱容量
- | | | | |
|-----------|----------|-------------------------|-------------|
| 補助冷却系： | 強制循環冷却機能 | 運転時の異常な過渡変化時 | 2系統の運転 |
| | | 事故時 | 1系統のみの運転 |
| | 自然循環冷却機能 | 短時間の全交流動力電源喪失 | 3系統の自然循環 |
| | | 事故時1系統のみ1時間運転後 | 同1系統自然循環引継ぎ |
| メンテナンス冷却系 | 強制循環冷却機能 | 異常時補助冷却系1系統のみ24時間運転後引継ぎ | |
- ④ 設計基準事象の解析を通して検討する。

原子炉格納施設の設計方針

- ① 原子炉格納施設：原子炉格納容器、コンファインメントエリアを設ける。
原子炉格納容器：下部コンクリート製、上部鋼製のハイブリッド型。下部コンクリート製容器は鋼製ライナ張りとする。配管、電線等の格納容器貫通部はコンファインメントエリアに貫通させる。上部鋼製容器はコンクリート製のトップドームで覆う。
- ② 1次冷却材漏洩事故時：漏洩ナトリウムはガードベッセルで貯留し、高所配管にはリークジャケットを付設する。したがって下部コンクリート製容器の鋼製ライナにはナトリウム貯留機能を持たせない。運転床下以下の1次冷却系を収納する室は窒素雰囲気とする。炉上部ピット室は空気雰囲気としたい（BDBE解析結果と受けて判断する）。
- ③ 最高使用圧力・温度：設計基準事故（1次冷却材漏洩事故）時に生じる内圧、温度に余裕をみて設定する。この余裕は設計基準外事象で想定される内圧、温度を下回らないように設定する。床下窒素雰囲気での1次冷却系室の設計漏洩率は、100mmAq(事故時温度)で100%/dとする（暫定）。
- ④ 漏洩率：最高使用圧力、常温で1%/dとする。コンファインメント循環排気装置を設け、放射線物質の放散の可能性のある事故時にコンファインメントエリアを負圧に保ち、排気はフィルターを通して排気筒から放出する。循環排気装置には格納容器から漏洩したガスを再循環させる機能をもたせる。
- ⑤ 原子炉格納施設は工学的安全施設であり、動的機器は外部電源喪失時に、非常用電源で駆動できるよう設計する。設計隔離弁全閉時間は20秒未満とする。耐震クラス分類はAsとする。
- ⑥ 設計基準事象、設計基準外事象の解析を通して検討する。

安全上の機能別重要度分類 (FBR : 設計研究案)

機能による分類		安全機能を有する構築物、系統及び機器										安全機能を有しない 機能及び機器
重要度による分類	分類	異常の発生防止の機能を有するもの (PS)					異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)					
		定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系	分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系		
安全に 関連する 構築物、 系統及び 機器	クラス1	PS-1	その損傷又は故障による事故に起因する炉心の著しい損傷又は、燃焼系、冷却系、及びその他の機器の破損を引き起こすこと。	1) 原子炉冷却材パウンダリ機能	原子炉冷却材パウンダリを構成する機器・配管		MS-1	1) 異常状態発生時に停止し、炉心を冷却し、炉心の温度を下げ、炉心の温度を下げ、炉心の温度を下げる。2) 未臨界維持機能。3) 原子炉停止後の除熱機能。4) 炉心冷却機能。5) 放射性物質の閉じ込め機能。放射線透過及び放出低減機能。6) 1次Na燃焼抑制機能。7) 安全上特に関連する機能。	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系 (スクラム機能)	制御棒案内管	
				2) 過剰反応度の抑加防止機能 (ボイド化防止)	制御棒駆動機構、制御棒カバースタック				2) 未臨界維持機能	原子炉停止系	モータ冷却系	
				3) 炉心形状の維持機能 (変形、振動防止)	炉心支持構造物 (炉心支持構造物、炉心支持構造物、燃料集束を除く。)				3) 原子炉停止後の除熱機能	補助冷却設備、空気冷却器までの系統、ボーンモータ	モータ冷却系	
				4) 燃料貯蔵設備の臨界防止機能	新燃料ラック、保持筒				4) 炉心冷却機能	主冷却材ポンプのコーストダウン機能、ガードベッセル		
	クラス2	PS-2	1) その損傷又は故障による事故に起因する炉心の著しい損傷又は、燃焼系、冷却系、及びその他の機器の破損を引き起こすこと。2) 通常の運転時に発生する炉心の過熱、燃料の劣化、及びその他の機器の破損を引き起こすこと。	1) 原子炉カバースタック機能	原子炉カバースタックを構成する機器		MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷、破損、及び放射線透過及び放出低減機能。2) 2次Na燃焼抑制機能。3) Na水反応抑制機能。4) 異常状態への対応上特に関連する機能。	1) 放射性物質放出の防止機能	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系、排気筒		
				2) 原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし、パウンダリに直接は接続しないもの)	1次Na補助系、冷却材純化系、1次メンテナンス冷却系				2) 2次Na燃焼抑制機能			
				3) 2次冷却材を内蔵する機能	2次主冷却系を構成する機器・配管系 (冷却材内蔵機能)				3) Na水反応抑制機能	圧力開放板、反応生成物取納設備		
				4) 原子炉冷却材パウンダリに直接は接続しない放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの小さいもの)、使用済燃料貯蔵設備				4) 異常状態への対応上特に関連する機能	1) 事故時のプラント状態の把握機能 2) 異常状態の緩和機能 3) 制御室外からの安全停止機能	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系、排気筒 (SASS) 制御室外炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	
	クラス3	PS-3	1) 異常状態に起因する事故に起因する炉心の著しい損傷又は、燃焼系、冷却系、及びその他の機器の破損を引き起こすこと。2) 原子炉冷却材中放射能の濃縮、燃料の劣化、及びその他の機器の破損を引き起こすこと。	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1、PS-2以外のもの)			MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、主要な機器を維持する機能。2) 異常状態への対応上特に関連する機能。	1) 出力上昇の抑制機能	タービンランバック系、制御棒引抜阻止インターロック		
				2) 冷却材の循環機能	冷却材ポンプ及びその関連系				2)			
				3) 放射性物質の貯蔵機能	放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの小さいもの)				3)			
				4) 電源供給機能 (非常用を除く。)	主蒸気系 (隔離弁以前)、給水系 (隔離弁以前)、送電線、変圧器、開閉所				2) 異常状態への対応上特に関連する機能	緊急時対策上重要な機器の及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所、燃料監視装置、放射線監視装置、非常用照明、C G F F D	
			5) プラント測量・制御機能 (安全保護機能を除く。)	原子炉制御系、原子炉計装、プロセス計装								
			6) プラント運転補助機能	補助蒸気系、制御用圧縮空気設備 (MS-1以外)								
			7) 冷却材の凍結防止機能	余熱ヒータ								
			1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中の濃縮防止機能	燃料設備								
			2) 原子炉冷却材の浄化機能	冷却材純化系 (純化機能)								

評価事象(1)：運転時の異常な過度変化（案）

設 計 研 究
(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 ① 原子炉の起動時における制御棒の異常な引き抜き ② 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ③ 制御棒の落下及び不整合
(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 ① 1次冷却材流量減少 ② 1次冷却材流量増大 ○ 1次冷却系の停止ループの誤起動 ③ 外部電源喪失 ④ 2次冷却材流量減少 ⑤ 2次冷却材流量増大 ⑥ 給水流量喪失 ⑦ 給水流量増大 ⑧ 負荷の喪失
(3) ナトリウムの化学反応 ① 蒸気発生器伝熱管小漏洩

原 型 炉
(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 ① 未臨界状態からの制御棒の異常な引き抜き ② 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ③ 制御棒の落下
(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 ① 1次冷却材流量減少 ② 1次冷却材流量増大 ③ 外部電源喪失 ④ 2次冷却材流量減少 ⑤ 2次冷却材流量増大 ⑥ 給水流量喪失 ⑦ 給水流量増大 ⑧ 負荷の喪失
(3) ナトリウムの化学反応 ① 蒸気発生器伝熱管小漏洩

評価事象(2) : 事故(案)

設計研究	原型炉
(1) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化 ① 制御棒急速引き抜き ② 気泡通過	(1) 炉心内の反応度の増大に至る事故 ① 制御棒急速引き抜き事故 ② 燃料スランピング事故 ③ 気泡通過事故
(2) 炉心冷却状態の著しい変化 ① 燃料集合体内冷却材流路閉塞 ② 1次主冷却系循環ポンプ軸固着 ③ 2次主冷却系循環ポンプ軸固着 ④ 主給水ポンプ軸固着 ⑤ 1次冷却材漏洩 ○ 原子炉容器内冷却材出入口配管の破損 ⑥ 2次冷却材漏洩 ⑦ 主蒸気管破断 ⑧ 主給水管破断	(2) 炉心冷却能力の低下に至る事故 ① 冷却材流路閉塞事故 ② 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 ③ 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 ④ 主給水ポンプ軸固着事故 ⑤ 1次冷却材漏洩事故 ⑥ 2次冷却材漏洩事故 ⑦ 主蒸気管破断事故 ⑧ 主給水管破断事故
(3) 環境への放射性物質の異常な放出 ① 放射性気体廃棄物処理施設の破損 ② 燃料取替え・取扱に係る事故 ③ 1次冷却材漏洩 ④ 1次冷却系補助設備からの冷却材漏洩 ⑤ 1次アルゴンガスの漏洩	(3) 燃料取扱いに伴う事故 ① 燃料取替取扱事故 (4) 廃棄物処理設備に関する事故 ① 気体廃棄物処理設備破損事故
(4) 原子炉格納施設内圧力、雰囲気等の異常な変化 ① 1次冷却材漏洩 ② 1次冷却系補助設備からの冷却材漏洩	(5) ナトリウムの化学反応 ① 1次ナトリウム補助設備漏洩事故 ② 蒸気発生器伝熱管破損事故
(5) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事故 ① 燃料ピンの破損 (FFD) ② 蒸気発生器伝熱管破損 ③ 使用済燃料貯蔵設備に係る事故 ④ 2次冷却材漏洩 (Na燃焼)	(6) 原子路カバーガス系に関する事故 ① 1次アルゴンガス漏洩事故

x ←

CDAポテンシャル事象の安全評価上の取扱い（案）

ポテンシャル事象		特 徴	設 計 対 応	評 価 上 の 取 扱	ソ ー ス タ ー ム 関 連
カ テ ゴ リ					
ATWS系	ULOF	炉心流量減少時に原子炉のトリップに失敗。冷却材が沸騰し、全炉心損傷に至る。	自己作動式反応度抑制設備(SASS)。→安全設計方針へ取り入れ	SASSが一定の機能を果たすことを評価。 CDA評価（SASSが作動するにも拘わらず評価するとして特定の条件を設定、もしくは最確評価）。 目標は原子炉容器内終息。	エナジェティックな事象推移では、カバーガスバウンダリのすき間等を通して、炉心インベントリのあがる割合が格納容器内床上へ放出される。 （PAHR失敗時は原子炉容器メルトスルー）
	UTOP	正の反応度が挿入され原子炉出力が上昇した時に原子炉トリップに失敗。定格出力時は事象進展が遅く、炉心の部分損傷に留まる。部分負荷時はULOF型の事象推移。	同上 （SASSで可能なところは対応）	コンシケンスからみてULOFへ包含させる。	同上
	ULOHS	タービンによる除熱源喪失時に原子炉トリップに失敗。ポンプの熱的損傷又はインターロックによりLOF型の事象推移、もしくは炉心温度上昇による炉心損傷。	同上 主循環ポンプトリップ信号の発信は、原子炉トリップ信号の下流側から発信させる。	同上	同上
LOHRS系	PLOHS	原子炉トリップ時に、崩壊熱除去系の除熱源が喪失し、崩壊熱除去に失敗。	炉心損傷まで時間的余裕がある。崩壊熱除去系の自然循環機能を確保するため必要な動的機器は手動操作可能な設計方針とする。 →安全設計方針へ取り入れ	全動力電源喪失事象よりも発生頻度は小さいと考えられ、設計方針の確認のみ。	（原子炉容器メルトスルー）
	LORL	1次冷却材漏洩事象時に、原子炉はトリップするが、崩壊熱除去のための液位確保に失敗。 PLOHSと同様の事象推移。	1次冷却系からサイフォン現象を起こす系統を設けない。 ガードベッセルの信頼性確保 →安全設計方針へ取り入れ	設計方針の確認のみ。	（原子炉容器メルトスルー）
LOPI		1次冷却系配管の大破損により、炉心冷却に支障をきたす。	DBEとして対応すべきものは対応する。	DBEを超える事象については設計方針の確認のみ。スクラムに成功の場合はLORL、失敗の場合はULOFへ包含させる。	冷却材バウンダリ破損時の燃料被覆管ギャップ中FP
LF		燃料集合体内の流路閉塞等により燃料が損傷し、損傷が伝播する可能性がある。	FFDを設ける。	設計基準事象として燃料ピンの破損を想定し、FFDの妥当性を評価する。 設計基準を超え損傷が伝播する事象はコンシケンスからみてULOFへ包含させる。	

設計基準外事象をFBRの特徴を抑える上での代表的1事象に絞る。（反応度最大の炉心体系でない、ポイド反応度が正となる）

評価事象(3)：設計基準外事象・立地評価事象（案）

設 計 研 究
<p>設計基準外事象</p> <p>① 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失</p>
<p>立地評価</p> <p>(1) 重大事故</p> <p>原子炉格納容器内</p> <p>① 1次冷却材漏洩事故</p> <p>原子炉格納容器外</p> <p>② 使用済燃料貯蔵設備に係る事故</p> <p>(2) 仮想事故</p> <p>格納容器の床上ソースターム(冷却材バウンダリの健全性を前提とせず)</p> <p>格納容器の健全性を前提とする</p> <p>格納容器外の事故については設計依存</p>

原 型 炉
<p>技術的には起こるとは考えられない事象</p> <p>(1) 局所的燃料破損事象</p> <p>① 燃料要素の局所的過熱事象</p> <p>② 集合体内流路閉塞事象</p> <p>(2) 1次主冷却系配管大口径破損事象</p> <p>(3) 反応度抑制機能喪失事象</p> <p>① 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象</p> <p>② 制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象</p>
<p>立地評価</p> <p>(1) 重大事故</p> <p>① 1次冷却材漏洩事故</p> <p>② 1次アルゴンガス漏洩事故</p> <p>(2) 仮想事故</p> <p>格納容器の床上ソースターム</p> <p>格納容器の健全性が前提</p>

炉心・燃料・遮蔽設計

- 。燃料照射データ、PIEデータの拡充（照射初期のデータも含む）
- 。被覆管、ラッパ管材料の照射特性の解明→不確かさ幅の低減
- 。過出力係数、工学的安全係数の合理化→常陽、もんじゅ経験の
評価と反映
- 。燃料設計用コードの選定と整備
- 。燃料設計における設計条件の合理化・明確化（例：DDI制限）
- 。炉心変形挙動の解明
- 。現行のR&D計画の着実な遂行（炉定数調整、JASPER計画等）

システム・安全設計、機器・設備設計

- 設計用コードの選定と整備（現象解明コードの設計コード化）
- 設備設計に係る要素技術の高度化（ポンプ、IHX、シールベローズ、逆止弁等）
- SUS316LCN鋼のデータ拡充
- 燃取系機器の高度化（動的機器としての信頼性・効率化）
- FBRに適した水一蒸気系の検討
- DBEの選定、安全保護系の構成に係る合理化・体系化
- 配置設計、計測・制御設計分野の強化

90年10月24日「FBR設計研究中間報告会」の質疑応答集

2) システム設計

No.	質問・コメント	解 答
1	(質問) 保持筒の構造と冷却方法はどうか。(技開部 砂押)	保持筒はナトリウムポット1個を収納する円筒状容器で、外部を空気で冷却する。内部は保持筒上部室と共通のアルゴンガス雰囲気である。(前田)

3) 炉心核・熱設計

No.	質問・コメント	回答
1	<p>(質問) 定格ノミナル最大線出力410w/cmの設定は、FBRの実用化シナリオの中でどのように位置付けているか？</p> <p>(燃材部 桂川)</p>	<p>本プラントの炉心設計では、現状の技術で見通せる範囲で仕様を設定している。過出力係数として1.17を設定したが、中には制御棒誤引抜による出力歪分を含めており、この設定自体合理化、切詰を念頭においた設定である。燃料設計のところで詳しく報告するが、この条件のもとで燃料中心温度は制限値ギリギリとなっているのが現状である。</p> <p>(大久保)</p> <p>(コメント) 実用化段階での高線出力化については中空ペレットの採用を含めて検討していくことになる。本プラントの設計では中実ペレットの使用を前提にしている。</p> <p>(山下)</p>
2	<p>(質問) 将来の高燃焼度化に対してどのような設計対応を考えているか？</p> <p>(燃材部 桂川)</p>	<p>平均燃焼度約9万Mwd/tの炉心設計を実施したが、被覆管最高温度は約650℃程度である。高燃焼度化に対しては運転サイクルの延長等により、燃料寿命を延長することになるが、現状における被覆管温度の裕度をこれに当てることが考えられる。もちろん、燃料寿命を延長すれば出力のミスマッチが大きくなるため、流配は厳しくなる方向なので現状の被覆管温度の裕度を全て使えるわけではないが、高燃焼度化の余地はあると考えられる。また、高速中性子照射量が改良オーステナイト鋼の使用限界に近くなっているため、高燃焼度化に際しては、ラッパー管に対するフェライト鋼の採用等が必要になるものと考えられる。</p> <p>(大久保)</p>
3	<p>(質問) この炉心燃料設計を行う上でグリッド型集合体の採用に関する検討は行ったか？</p> <p>(燃材部 桂川)</p>	<p>グリッド型集合体の採用は考えていない。ワイヤ型燃料集合体の採用を前提として設計を行っている。</p> <p>(大久保)</p>

3) 炉心核・熱設計

No.	質問・コメント	回答
4	<p>(質問) ナトリウムボイド係数の値が示されたが、この炉心設計においては、安全性に関連しボイド係数等の反応度係数について最適化を指向した設計となっているのか？ (安工部 柴)</p>	<p>この炉心設計においては、ボイド係数の低減等を設計目標とはしておらず、従って、ここで示した反応度係数値は出来合いの数値である。 (大久保)</p>
5	<p>(質問) 最大線出力の向上にも関連するが、過出力係数、工学的安全係数の運転実績等による合理化をプラント性能の向上にどのように反映していくのか？ (炉燃室 中江)</p>	<p>現状では、そこまでの検討は行っていない。 (山下)</p>
5	<p>(質問) 出力分布、燃焼解析で、制御棒深度を設定して解析しているが、集合体出力、出力履歴等に対する包絡性はいえるのか？ (炉燃室 中江)</p>	<p>実際のプラントにおいてサイクル初期に制御棒深度がどの程度になるかは、設計段階では一義には決定し得ない。制御棒深度を不確かさに起因する出力分布の不確かさ等については、現状の設計レベルでは考慮していない。 (大久保)</p>
6	<p>(質問) 燃料ピン径を細径側、例えば 7.5mmとした場合には設備設計にどのようなインパクトがあるか？ (炉安 野中)</p>	<p>この炉心設計では、径ブランケット無しで増殖比1.05、運転サイクル15ヶ月等が設計条件となっている。従って、ピン径 8.5mm、ワイヤ 1.2mmというように、従来の仕様と比べると太径ピン、細径ワイヤとして燃料体積比を高めている。ピン径を 7.5mmにした場合には、燃料体積比が低下し、燃焼反応度が増大することが考えられ、制御系の設計が苦しくなると予想される。 (大久保)</p>

4) 燃料設計

No.	質問・コメント	回答
1	<p>(質問) EBR-IIで行われたRTCB試験での燃料仕様等は、今回設計での条件と異なっている。その違いを考慮した上で、許容スミア密度を評価しているのか。</p> <p>(炉燃室 田中)</p>	<p>EBR-IIでは、燃焼速度が速く、燃料スエリング速度が速いため、被覆管のPCMI破損は生じ易い。これを考慮するならば、本設計では許容スミア密度は高めとなるが、寿命末期での中心空孔の縮小に伴う温度上昇を考えると、現状のスミア密度でも高過ぎる可能性がある。</p> <p>(菰田)</p>
2	<p>(質問) BDI制限目安値3dw(ワイヤ径3本分)の設定根拠は。</p> <p>(炉燃室 田中)</p>	<p>「もんじゅ」仕様燃料バンドルの炉外BDI模擬試験での、被覆管とラップ管の接触限界は1.5dw~2dwである。GEで行われた217本バンドル試験では2.15dwである。ADSで行われた271バンドル試験では3dwである。</p> <p>今回設計では217本バンドルであるが、ピン径が太くワイヤピッチが短いので、ピンは曲がりにくいことを考慮して、3dwとした。</p> <p>(菰田)</p>
3	<p>(質問) 炉工室で行われたBDI発生時のバンドル部圧損係数測定試験での燃料仕様は。また、異なる仕様への適用性は。</p> <p>(炉燃室 中江)</p>	<p>ピン径がφ7.5mmの271本バンドルである。ピン間ギャップの減少に伴い、冷却材がワイヤを乗り越えにくくなるため、圧損係数が増加すると考えられるが、この考えが妥当であることが本試験にて確認できた。また、BDIが大きくなると、ピンの曲がりによって、圧損係数の変化することが懸念されたが、無視できることが分かった。</p> <p>このような訳で、本設計仕様への適用性はあると考えている。</p> <p>(菰田)</p>
4	<p>(コメント) Phenix照射用集合体設計において、寿命末期での集合体出口温度上昇評価を行う必要がある。今後、協力をお願いしたいと思っている。</p> <p>(炉燃室 中江)</p>	<p>拝承。</p>

5) 遮 蔽 設 計

No.	質 問 ・ コ メ ン ト	回 答
1	<p>(質問) 炉内構造物の照射量検討には、熱中性子の効果を含めているのか。</p> <p>(動技開部 永井)</p>	<p>今回の評価には含めていない。</p> <p>(山岡)</p> <p>熱中性子の効果については研究をすすめているところであるが、本設計では暫定的に原型炉の高温構造設計指針を用いる方針である。</p> <p>(永田)</p>
2	<p>(質問) 遮蔽を削減することでコストが下がると考えているのか。</p> <p>(安工部 柴)</p>	<p>具体的評価をしているわけではないが、遮蔽を削減することで全体の物量が低減しコストが下がると考えている。</p> <p>(山岡)</p>
3	<p>(質問) 遮蔽体のコストはどれくらいと考えているのか。</p> <p>(動技開部 永井)</p>	<p>粗い評価でステンレス遮蔽体は約1000万円、B₄C遮蔽体は約1億円と算出した。但し、B₄Cは常陽の制御棒の実績に基づいている。遮蔽体ではスペックが違うと思われる、購入量も多くなるので実際にももっと安くなる可能性がある。濃縮B₄Cを用いた遮蔽構成のコストは、このような高めの評価を行っても基準構成の数10%増である。</p> <p>(山岡)</p>
4	<p>(質問) 軸方向遮蔽をSUSに変更した場合の二次Na放射化増大を、IHX周囲の遮蔽で抑えることを考えているか。</p> <p>(動技開部 砂押)</p>	<p>それによって二次Na放射化の抑制は十分可能と考えられるが、SUS置換による二次Na放射化増大への影響は検討中であり、IHX周囲の遮蔽は現状では考えていない。</p> <p>(山岡)</p> <p>下期にIHX周りの構造を具体化していくが、遮蔽の結果をみて必要なら遮蔽設置も考える。</p> <p>(永田)</p>

6) 高増殖炉心の検討

No.	質問・コメント	回答
1	<p>(質問) 径ブランケットを追加するのではなく、軸ブランケットを厚くすることによって、増殖比を上げることはできないか。 (機器室 中本)</p>	<p>パラメータサーベイの結果、軸ブランケットはすでに基底増殖炉心で上下に35cm付いているので、さらに厚くしても中性子が届かず、増殖にはほとんど寄与しないことがわかった。 (石川)</p>
2	<p>(質問) 基底増殖炉心と高増殖炉心の運用はどのように考えているのか。一つの炉心で併用するのか。 (機器室 中本)</p>	<p>コストに影響を与えることなく、必要に応じて、基底増殖炉心と高増殖炉心を一つの炉心で併用できれば最もよいが、蒸気条件・流量配分など、何らかの設計上のデメリットはあろう。今後、定量的に検討しなければならないが、現状では、必ずしも基底増殖炉心の取替炉心として高増殖炉心を位置づけてはおらず、構造がほとんど同じ「双子車」のようなものとして、両炉心を位置づけてもよいと考えている。(山下) 以前は、増殖比 1.2を達成するのは簡単なので設計上の重要な問題ではないことを示せばよいと考えていたが、最近、遮蔽体削減などの観点から、両者の違いを強調した方がよいと考え始めた。 (岡林)</p>
3	<p>(コメント) 増殖比を上げるために、建設コストが大きく増大することになってはまずい。 (本社動技開部 永井)</p>	

7) 設備設計全体概要

No.	質問・コメント	回答
1	<p>(質問) 上部流出入配管の固定プラグ切欠部 Na ミスト、FP についてはどのような対策を考えるのか。 (技管室 中西)</p>	<p>配管の支持方法を含めて下期以降で構造形状を検討する。 (永田)</p>
2	<p>(質問) <ul style="list-style-type: none"> ・上部流出入配管の入口配管の支持はどうなっているのか。 ・遮蔽プラグの構造・遮蔽材はどうなっているのか。 (開発部 山崖)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・両端固定で考えている。 (永田) ・今後検討するが、一部コンクリートとなる。 (永田)

8) 高速炉用材料強度基準の改訂

No.	質問・コメント	回答
1	<p>(質問) 実証炉設計研究のどこで、 材料強度基準が役立つのか。 (開発部 山崖)</p>	<p>下期で検討する原子炉容器の成立性を見 通すためには、高速炉構造用 SUS 316の 材料特性を活用する必要がある。 (永田)</p>

9) ホットレグ配管シールベローズの検討

No.	質問・コメント	回答
1	<p>(質問) シールベローズと配管の間には断熱材を入れ、ベローズの温度を下げる必要はないか。 (開発部 山崖)</p>	<p>断熱材を入れて 400℃以下とする。 (永田)</p>
2	<p>(質問) 直方向のベローズの変位量 10mmの仮定は適切か。</p>	<p>大概略の当たり数値である。詳細は下期に検討する。 (永田)</p>
3	<p>(質問) 1 kg/cmf、400℃の設計条件で、肉厚 5 mmは必要か。 (技開部 亀井)</p>	<p>座屈強度確保に必要な厚さと理解している。 (永田)</p>
4	<p>(コメント) 軸長 2 mは長すぎるので、発表のとおり短くする必要がある。 (技開部 亀井)</p>	
5	<p>(コメント) 断熱材に対するNaベーパーの付着を考慮しておく必要がある。手前で、ベーパートラップできる工夫もある。 (技開部 亀井)</p>	

10) 炉容器上部プレナムへの内筒設置に係る検討

No.	質問・コメント	回答
1	<p>(質問)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 解析モデルにはディッププレートが考慮されているか。 (開発部 山崖) • スロッシングによる液面変動があるが内筒による抑制効果はないのか (技管部 中西) • フローコストダウンはどのように推定したか。 (技開部 岡林) 	<ul style="list-style-type: none"> • モデルには入っていない。ディッププレートの必要性は、下期に検討する。 (永田) • 内筒削除による効果は検討中である。スロッシング対策は、必要と考えている。 (永田) • もんじゅノミナル条件でのフローコストダウン曲線について、ポニーモータ流量だけを90設計条件として適用した。 (村松)

11) ガードベッセル充填材の検討

No.	質問・コメント	回答
1	<p>(質問) 充填材の絞り込みの強度の項目は、何を評価するためにあるのか。</p> <p>(機器室 軍司)</p>	<p>積み重ね時にある程度の強度が必要であるためである。</p> <p>(中村)</p>
2	<p>(質問) 耐Na性はどの程度必要か。</p> <p>(機器室 軍司)</p>	<p>Naとの反応によって充填材に割れが生じても容積を満せば十分との考え方もあるが、充填材の交換を考えると、取り出しの容易さを考える必要がある。この意味で耐Na性が必要と考えた。</p> <p>(中村)</p>
3	<p>(質問) ガードベッセルの容積は、285m³が正しいのか。</p> <p>(本社 動技開部 山下)</p>	<p>315m³が正しい。充填材の必要量は170m³となる。</p> <p>(中村)</p>
4	<p>(コメント) 充填材だけでなく、ガードベッセルの形状についても、検討する必要がある。</p> <p>(技開部 亀井)</p>	
5	<p>(質問) ISIについて、保温材表面から観察(もんじゅ)ができるようにするか。</p> <p>(技開部 亀井)</p>	<p>ISIについては、今後の検討課題と考えているが、現段階で充填材の検討を行うにあたり、①接近性の確保(ファイバースコープ程度)、②Na漏洩検出系の設置は考慮にいれる必要があると考えている。</p> <p>(永田)</p>
6	<p>(質問) サポート(配管)は、メンテナンスフリーとなっているが、充填材とサポートを組み合わせ合理化できないか。</p> <p>(技開部 亀井)</p>	<p>充填材の形態を絞りこんだ段階で、検討してみたいと考えている。</p> <p>(永田)</p>

12) 燃取系システム

No.	質問・コメント	回答
1	(質問) ・燃料交換機の洗浄は考えるのか。 ・ポット内のNaは浄化するのか。 (技開部 砂押)	・洗浄しないで使いたいが、今後検討する。 (中大路) ・浄化して戻す方向で考えている。 (中大路)
2	・Na付着状況で放射率0.5を確保できるのか。 (技管室 中西)	・放射率についてはR&Dで値を把握する必要がある。放射率を確保するのに必要な場合は表面洗浄も考える。 (中大路)
3	・保持筒外の空気温度は、除熱による上昇を含んでいるのか。 その値は、 (機器室 中本)	・除熱による上昇分を含んでいる。出口で130℃位である。 (中大路)
4	・炉心内の破損燃料の位置同定はどうするのか。 (P安室 原)	・同定確認は必要と考えるが、どの方法によるかは未定である。今後検討が必要と考える。 (山下)
5	・炉内の反射体の取り換えは燃交時に行うのか。 (技管室 砂押)	・定期的な燃交とは別枠で考えているが、使用済燃料のように貯蔵せず、直接洗浄し保管することになると予想している。 (前田)

12) 燃取系システム

No.	質問・コメント	回答
6	<p>(コメント) もんじゅのR&Dを行った観点から、FFDLについてコメントする。</p> <p>FFDLの方法としては、タグガス法、セレクトバルブ法、 SHIPPING 法があるが、現在の主流は、タンク型炉では、炉上部のゆとりからセレクトバルブ法がとられている。</p> <p>(小型炉、例えばEBR-IIでは、タグガス法である。)</p> <p>FFDLの機能が要求されるのは、発電炉ではOn-Power時でないという意味がないと考える。従って、SHIPPING法は、集合体数本レベルでの位置決めがあらかじめ何らかの方法でできてないと使えないと思う。</p> <p>また、タグガス法は、集合体1体毎の同定を行うとすれば、コストの観点からいって、もんじゅレベルが限度であろう。もんじゅのR&Dをおこなっていた私の計算によれば、同定すべき集合体の数が増えるに従い、タグガスの濃縮度が高くなるために、ガス拡散による製法では、タグガスのコストは指数関数的に増大する</p> <p>大型炉の運転モードとして、RBCBを許容するとすれば、炉上部の配置をよく検討することにより、セレクトバルブを設置するのがベストであると考え。従って、(設計の)初期から考える必要があると思う。</p> <p>(機器室 林道)</p>	

13) 燃取系機器設備の検討

No.	質問・コメント	回 答
1	<p>(質問) 燃料の発熱率4 KWは貯蔵期間の律則となるか。 (本社 動技開部 永井)</p>	<p>燃交サイクル15か月を考えると、燃料の4 KWまでの減衰期間(6か月)は十分とれる。 (永田)</p>

14) 安全設計・安全評価

No.	質問・コメント	回答
1	<p>(質問) 設計基準外事象としてATWS・ULOFに代表させたいという主張には根拠があるか。 (実験炉部 溝尾)</p>	<p>大型炉については仮設であるが、原型炉以降の研究開発を踏まえて絞る段階にきている。FBRとして一般的に主張できるようにするために、ULOFに包含しがたい事象は設計方針で対応させる。 (森山)</p>
2	<p>(質問) 安全評価を行って設計を修正してもらえるか、それとも評価するだけで良いか。 (安工部 柴)</p>	<p>第一目標としては、現状設計の評価である。次の段階として設計の改良について議論していきたい。 (森山)</p>

部長会資料
平成2年6月22日

平成2年度のFBR設計研究について

1990年6月

技術開発部

プラント工学室

目 次

I. 設計研究の進め方	182
1. 年間計画	182
2. 上半期の設計研究の進め方	182
II. プラント構想案	183
1. プラント概要	183
2. 炉心設計	183
3. 原子炉構造及び冷却系	183
4. 燃料取扱系	184
5. 計測制御設備	184
6. 安全設計及び安全評価	184
7. 合理化設計及び代案設計の例	185
8. 主要な検討課題	185

表リスト

表 1 プラント主要目	187
表 2 炉心主要目	189
表 3 炉心構成要素主要目	191
表 4 炉心設計の設計条件(案)	193

図リスト

図 1 全体系統図	194
図 2 系統ヒートバランス(暫定)	195
図 3 炉心構成図	196
図 4 原子炉構造断面図	197
図 5 炉心上部機構引き抜き方式概念図	198
図 6 冷却系系統図	199
図 7 炉容器まわり配置図	200
図 8 燃料取扱い手順ブロックチャート	201
図 9 燃料取扱系統概念図	202

I. 設計研究の進め方

1. 年間計画

酸化物燃料サイクルの下での大型FBRの設計研究を最重点課題として実施する。

上半期は電力の実証炉設計研究を適切に支援するために、電気出力60万kW級のプラントを対象として鋭意設計研究を行う。下期にはこれを実用化に向けて出力規模を増大させた大型プラントに対して展開する。

中・小型炉、新型燃料、FBRによるTRU消滅処理等については、酸化物燃料大型FBRと異なる特徴的な検討課題の内、特に重要な技術的課題に限定して下半期において効率的に検討をすすめる。

2. 上半期の設計研究の進め方

1) 目的

平成元年度までの設計研究の成果を基礎として、下記の考え方により上半期の大型FBRの設計研究を行う。

- i) 電気出力60万kWから80万kWの範囲で実施される電力の実証炉設計研究を適切に支援するために、電気出力60万kW級のプラントを設定して設計研究を行う。実証炉の出力規模が80万kW級と設定された場合には平成元年度に実施した100万kW級のレファレンスプラントの設計研究の成果を併せて活用し、類推・内挿によって所期の目的を達成する。
- ii) 21世紀における原子力発電システムの推移として、①FBRの早期投入によるPu過剰ストックの解消、②軽水炉からFBRへの円滑な移行及び、③FBRを主体とする発電システムの確立の3段階を想定し、①及び③の段階に対応する基底増殖炉心について重点的に研究を行い、併せて②の段階に対応する高増殖炉心についてはこれまでの技術的蓄積を活用して効率的に検討を行う。
- iii) 基底増殖炉心の特色を発電プラントとしての高性能化に活かし、プラント建設費の低減と21世紀初頭におけるFBR早期投入の両立を目指して現実的設計を行う。

2) 実施方法

上記の設計研究の実施において、プラント構想の構築は主としてプラント工学室で行い、その具体化、機器・設備の設計・解析等は大洗工学センター各部課室のエンジニアリング能力と連携に基づいて全所的に展開する。

II. プラント構想案

平成2年度の設計研究対象プラントの基本的構想案を以下に示す。下記のプラント構想は、設計研究の出発点を与えるものであり、今後の全所的設計研究の展開の中で具体化され、見直されるべきものを含んでいる。

1. プラント概要

設計研究の対象とする炉型は常陽、もんじゅの経験が有効活用できるループ型炉とし、研究開発から運転・保守までの信頼性の高さというループ型炉本来の長所を最大限活かした設計を行う。

原子炉出力は約60万kW_e、炉心は均質2領域炉心とし、早期投入、建設費低減、基底増殖炉心、発電プラントとしての高性能化等の諸条件をバランスさせた存在感のあるプラントを追求する。

本プラントの主要目を表1に、全体系統図を図1に、暫定的なヒートバランスを図2に示す。

2. 炉心設計

基底増殖炉心として、径ブランケットは設置しないが、燃焼反応度を低減して運転期間の長期化（～15ヶ月）を図るため、内部転換化は高め指向の設計を行う。

上記の特色をふまえて冷却材流量配分の最適化を行い、原子炉構造設計等の諸条件の範囲で冷却材出口温度の高温化（～530℃）を図る。

炉心材料として改良オーステナイト鋼（PNC1520）を使用し、材料の照射特性上の制限から燃料の取出平均燃焼度の目標値を約9万MWd/tとする。

制御棒に関しては長寿命化とサーマルストライビング抑制対策に重点をおいた設計を行い、径方向遮蔽体にはB₄Cを使用して炉容器の中性子照射量の低減化を図る。

炉心の主要目を表2に、炉心構成要素の主要目を表3に、炉心配置図（水平断面）を図3に示す。

炉心設計の設計条件（核、熱、燃料、遮蔽等）はその根拠を含めて、今後の重要な検討課題であるが、表4の様に暫定的に設定する。

3. 原子炉構造及び冷却系

原子炉構造の特色は下記のとおりである（図4、図5参照）。

- 1) 回転プラグ方式に依らず、燃料交換時には炉心上部機構を引抜き・移動する方式として、遮蔽プラグの簡素化を図る。
- 2) 冷却系配管を原子炉容器上部流出入方式として原子炉容器からノズルを削除し、構造健全性及び信頼性の向上を図る。
- 3) オーバーフロー系を削除しつつ炉容器液面近傍熱応力対策の簡素化（熱遮蔽板方式）を図る。

冷却系の系統概要を図6に、炉容器回りの機器・配管配置を図7に示す。

1次系ホットレグ配管は、中間熱交換器での片持ち、炉容器内を自由膨張とすることで配管短縮を図っている。

1次主循環ポンプは実績と信頼性から単段片吸い込み、中間熱交換器は1次系管側の無液面方式とする。

崩壊熱除去系は実績と信頼性及び原子炉構造との整合性からIRACSとし、2次系を安全機能から出来るだけ排除することを考慮してIRACSの配管はIHX出入口ノズル付近から分岐させる。(図1参照)

原子炉容器及び1次系の主要機器・配管の構造材料は高速炉構造用SUS316(SUS316LCN鋼)、2次系機器・配管はSUS304、蒸気発生器は改良型9Cr1Mo鋼、空気冷却器及び大口径ベローズはSUS316とする。

構造設計は原則として

(1)高速炉用高温構造設計基準(案) 昭和63年6月

(2)高速炉用高温構造設計基準材料強度基準等高度化案 平成元年4月に基づいて実施する。

4. 燃料取扱系

回転プラグに依らず、燃料交換時には炉心上部機構を引抜き、移動する方式としたことに伴い、燃料交換機、燃料出入機の簡素化、合理化を図る。

格納施設外の使用済燃料の取扱い、貯蔵は基本的にはインセルクレーン方式及び乾式貯蔵、乾式洗浄とし、貯蔵中の崩壊熱除去はフィン付きポットによるArガス雰囲気自然対流除熱として安全性の向上を図る。

燃料取扱手順の概略を図8に、系統概念図を図9に示す。

5. 計測制御設備

計測制御設備は実績と信頼性から原型炉もんじゅ相当の設計を行うが以下を重点的課題として検討する。

- 1) 原子炉計装の内、制御棒誤引き抜き対策としての集合体出口温度計装の位置づけの明確化。
- 2) 原子炉容器上部流出入方式における炉容器内の配管破損検出方法の成立性。
- 3) 中性子計装の設置場所、個数等の最適化(炉心設計、原子炉構造との整合性の確保)。
- 4) 燃料破損検出系、特にFFDL設備の安全上、運転管理上の位置付けの明確化と簡素化(UCS引き抜き方式との整合性の検討を含む)。

6. 安全設計及び安全評価

安全確保の目標、安全評価の方法、安全性の判断基準、設計基準事象の選定、安全

設計方針（深層防護による安全確保等）等を原則として軽水炉及び原型炉もんじゅの枠組みと同一としつつ高速炉の安全上の特徴を考慮した安全設計及び安全評価を行う。

原子炉格納施設は建屋一体型のコンクリート製とし、格納施設バウンダリーの外側にはコンファインメント区域を設け、二重格納施設を形成する。

（図1参照）

当該プラントの安全裕度を確保することを目的として、高速炉の特徴を踏まえて適切に選定された設計基準外事象（BDBE）を対象とした安全評価を行う。

7. 合理化設計及び代案設計の例

平成2年度の設計研究対象プラントの基本的構想は上記のとおりであるが設計としてのバランス点の設定の考え方によっては下記のような合理化設計又は代案設計が考えられるのでこれらについても概略的検討を行う。

- 1) 基底増殖炉心とあわせて投入されるべき高増殖炉心（増殖比 1.2以上）の炉心設計。
- 2) 現行の原子炉等規制法の制限から運転期間を12ヶ月とした時の炉心管理方法の検討→設備利用率は低下するがきめ細かい可変バッチ方式の燃料交換によって燃料の取り出し平均燃焼度の向上が期待出来る。
- 3) 耐スエリング性のより優れた材料（改良オーステナイト鋼最適化材等）を炉心材料として選定することによる高燃焼度化の達成。
- 4) ZrHx等の高性能遮蔽材の使用による炉容器径の短縮化の可能性の検討。
- 5) 免震構造を採用することによる炉容器下振れ止めの削除等の効果の検討。
- 6) UCS引き抜き方式のバックアップとして回転プラグ方式とした場合の炉容器径の増加程度及びその波及効果の検討。
- 7) SASS、分節型制御棒の設置及びその安全上の位置付けの検討。

8. 主要な検討課題

今回提示したプラントの基本的構想を出発点として、第1編に記述した設計研究の目的を達成する為、プラント概念の具体化、機器・設備の設計及び解析を大洗工学センターとして全所的に展開、実施したい。

設計研究の今後の展開の上での主要な検討課題の一例を以下に示す。

- 1) UCS引き抜き方式の成立性を見極め及びそれに関連するR&D課題の抽出（制御棒挿入性、燃取系成立性等を含む）。
- 2) 原子炉上部流出入方式に係る概念成立性、代表的部位の構造健全性評価、耐震評価。
- 3) 炉容器液面近傍構造健全性の成立性評価。
- 4) 炉容器の耐震座屈強度確保の見通しの検討。
- 5) 配管貫通部原子炉カバーガスシールペローズの成立性評価。

- 6) IHX、ポンプのガードベッセル概念の成立性評価。
- 7) フィン付きポット方式S/F貯蔵、乾式洗浄等に係る安全設計、除熱特性等の成立性評価及びR&D課題の抽出。
- 8) 改良オーステナイト鋼(PNC1520)の設計用材料強度データの提示。
→燃材部より提示済。
- 9) ZrHx等の新遮蔽材の炉内使用に係る問題点の抽出と成立性の評価。
- 10) 代表的DBEに対する安全解析(熱過渡解析)及び代表的BDBEに対する安全評価。
- 11) 自然循環能力評価(崩壊熱除去系の系統構成の最適化等)。
- 12) SASS、分節型制御棒の設計、評価(UCS引き抜き方式やサーマルストライピング対策との整合性検討)。
- 13) プラント全体に対する運転、保守、補修性の評価。

表 1 プラント主要目

項 目	仕 様	備 考
原子炉出力	熱出力 160万kWt 電気出力 約60万kWe	実用炉出力規模下限値
炉型	ループ型、3ループ (原子炉容器上部流出入、IHX 設置)	
建設費	NOAKで軽水炉比約 1.1倍	同出力規模の軽水炉と比 較する
耐震設計	「もんじゅ」サイト条件 建屋免震なし	高地震地帯設置可能
運転期間	約15カ月/サイクル プラント寿命 40年	
原子炉出口温度	約 530℃ 蒸気条件：483℃、127kg/cm ²	
増殖比	約1.05	径ブランケットなし
炉心	均質炉心、混合酸化物燃料 燃焼度(取出平均):約9万MWd/t 材料:改良オーステナイト鋼 (PNC1520鋼)	
原子炉容器	材料: SUS316LCN鋼 炉壁保護: 熱遮蔽板	
炉心上部機構	単円筒型 燃料交換時引抜き	サーマルストライピング 対策設備なし
1次主循環ポンプ	単段片吸込み、コールドレグ	
中間熱交換器	1次冷却材管側、無液面	
蒸気発生器	無液面一体貫流ヘリカルコイル型 伝熱管材料: 改良9Cr-1Mo鋼	
原子炉停止系	主・後備炉停止系	SASSを代替設計とし て設置する

項 目	仕 様	備 考
計測制御設備	原子炉計装として以下の計装を設置する <ul style="list-style-type: none"> ・中性子計装の炉容器室設置 ・原子炉容器内計装 ・破損燃料検出装置 ・制御棒位置指示計装 主流量計は配管短縮の観点から渦電流式流量計を採用する	集合体出口温度計装を安全保護系としない
崩壊熱除去系	補助炉心冷却系（IRACS）	
使用済燃料移送設備	アルゴンガスセル・インセルクレーン	
使用済燃料貯蔵設備	フィン付きポットアルゴンガスセル内貯蔵	
使用済燃料洗浄設備	乾式洗浄	
原子炉格納施設	建屋一体型コンクリート製	コンファインメント設置 (二重格納施設を形成)
1次冷却材漏洩事故対策	ガードベッセル	

表 2 炉心主要目 (1 / 2)

項 目	仕 様	備 考
1. 基本プラント仕様		
1) 原子炉熱出力 (MW)	1,600	
2) 原子炉入口温度 (°C)	380	
3) 原子炉出口温度 (°C)	530	
4) 運転サイクル (EFPD/サイクル)	456	15ヶ月
2. 炉心		
1) 炉心型式	均質炉心	
2) 炉心富化度領域数	2	
3. 炉心構成		
1) 炉心構成要素数		
a) 内側炉心燃料集合体 (体)	156	
b) 外側炉心燃料集合体 (体)	132	
c) 主炉停止系制御棒 (体)	19	
d) 後備炉停止系制御棒 (体)	6	
e) S U S 遮蔽体 (体)	138	(2層)
f) B ₄ C 遮蔽体 (体)	252	(3層)
g) 合計 (体)	703	
2) 炉心寸法		
a) 高さ (mm)	1,000	
b) 等価直径 (mm)	約 3,010	制御棒を含む
c) 容積 (ℓ)	約 7,100	制御棒を含む
3) ブランケット厚さ		
a) 軸方向厚さ (上/下) (mm)	350/350	暫定値
4) 遮蔽体厚さ		
a) 軸方向上部遮蔽 (mm)	約 615	暫定値
b) 軸方向下部遮蔽 (mm)	約 230	暫定値
c) 径方向遮蔽 (等価厚さ) (mm)	約 750	5層分
5) 炉心構成要素配列		
a) 集合体配列ピッチ (mm)	162	
b) 集合体全長 (mm)	約 4,300	暫定値
6) 炉心等外接円 (mm)		
a) 炉心外接円 (mm)	約 3,150	
b) 制御棒外接円 (mm)	約 2,520	
c) 炉心マトリックス外接円 (mm)	約 4,750	

表 2 炉心主要目 (2 / 2)

項 目	仕 様	備 考
4. 燃料		
1) 燃料ペレット材料		
炉心	$\text{PuO}_2 \cdot \text{UO}_2$	
軸方向ブランケット	UO_2	
2) プルトニウム富化度(W/O)		$\text{PuO}_2 / (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2)$
平衡炉心 (内側/外側炉心)	15.6/20.8	暫定値
3) プルトニウム同位元素化(W/O)	$\text{Pu}^{239} : \text{Pu}^{240} : \text{Pu}^{241} : \text{Pu}^{242}$	
初装荷炉心	58 : 24 : 14 : 4	
平衡炉心	58 : 24 : 14 : 4	
4) ウラン同位元素比(W/O)	$\text{U}^{235} : \text{U}^{238}$	
炉心	0.3 : 99.7	
ブランケット	0.3 : 99.7	
5) 燃料ペレット密度(%TD)		
炉心	90	
ブランケット	94.5	
5. 燃料交換		
1) 燃料交換方式	固定3バッチ分散方式	
a) 炉心		
6. 炉心構成要素計画寿命		
1) 炉心燃料集合体 (サイクル)	3	
2) 主炉停止系制御棒 (サイクル)	3	目標
3) 後備炉停止系制御棒 (サイクル)		未定
4) SUS遮蔽体 (年)		未定
5) B_4C 遮蔽体 (年)	40	暦年

表 3 炉心構成要素主要目 (1 / 2)

項 目	仕 様	備 考
1. 炉心燃料		
1) 炉心燃料ペレット		
a) 材質	プルトニウム・ウラン 混合酸化物	
b) 外径 (mm)	7.42	
c) 密度 (%TD)	90	
d) O/M 比 (—)	1.98	
2) 軸方向ブランケット燃料ペレット		
a) 材質	劣化ウラン酸化物	
b) ウラン 235含有率 (W/O)	0.3	
c) 外径 (mm)	7.42	
d) 密度 (%TD)	94.5	
e) O/M 比 (—)	2.0	
3) 被覆管		
a) 材質	改良オーステナイト鋼	P N C 1520
b) 外径 (mm)	8.5	
c) 内径 (mm)	7.6	
d) ペレット間ギャップ (mm)	0.18	直径ギャップ
4) 燃料要素		
a) 型式	インテグラル密封型 下部ガスプレナム	
b) 全長 (mm)	約 2,806	暫定値
i) 炉心燃料体長さ (mm)	1,000	
ii) 軸ブランケット長さ (mm)	350/350	(上/下) 暫定値
c) スペーサワイヤ径 (mm)	1.20	
d) ワイヤ巻付けピッチ (mm)	165	
5) 燃料集合体		
a) 形状	正六角形断面	p/d=1.15
b) 燃料要素配列ピッチ (mm)	9.8	
c) 燃料要素数 (本)	217	
d) ラッパー管材質	改良オーステナイト鋼	P N C 1520
ii) 内対面間距離 (mm)	146.9	
iii) 板厚 (mm)	4.3	
e) 全長 (mm)	約 4,300	暫定値

表 3 炉心構成要素主要目 (2 / 2)

項 目	仕 様	備 考
2. 主炉停止系制御棒		
a) 集合体数 (体)	19	
b) 中性子吸収材	B ₄ C	
c) B-10濃縮度 (W/O)		未定
d) 制御要素数 (本/集合体)	37	暫定値
e) 型式	Na ボンド方式 ベント型	
f) 吸収体有効長 (mm)	~1,000	
g) 被覆材材質	改良オーステナイト鋼	PNC1520
h) B ₄ Cペレット密度 (%TD)	95	
3. 後備炉停止系制御棒		
a) 集合体数 (体)	6	
b) 中性子吸収材	B ₄ C	
c) B-10濃縮度 (W/O)	~90	
d) 制御要素数 (本/集合体)	37	暫定値
e) 型式		未定
f) 吸収体有効長 (mm)	~1,000	
g) 被覆材材質	改良オーステナイト鋼	PNC1520
h) B ₄ Cペレット密度 (%TD)	95	
4. SUS遮蔽体		
a) 集合体数 (体)	138	
b) 遮蔽材	SUS 316相当鋼	
c) 遮蔽要素数 (本/集合体)		未定
5. B ₄ C遮蔽体		
a) 集合体数 (体)	252	
b) 遮蔽材	B ₄ C	
c) B ₄ C密度 (%TD)		未定
d) B-10濃縮度 (W/O)		未定
e) 遮蔽要素数 (本/集合体)		未定
f) 被覆管材質	改良オーステナイト鋼	PNC1520
g) 型式	密封型 下部ガスプレナム	

表 4 炉心設計の設計条件（案）

	項 目	設 計 条 件	特 記
核 設 計	制御棒必要反応度 ・主炉停止系 ・後備炉停止系	・ワンロッドスタック条件 で低温停止 ・全数挿入時に低温停止	もんじゅに準拠
	炉停止余裕	臨界未満	
	出力係数	全運転範囲で負	
	最大反応度添加率	$8 \times 10^{-5} \Delta k/k/sec$	もんじゅの値を参考
	定格時最大線出力	410W/cm	βの過出力係数約1.2を前提
熱 流 力 設 計	冷却材最高温度	(過渡時) 未沸騰	
	被覆管最高温度 (肉厚中心)	(定格時) 700℃以下 (過渡時) 830℃以下	
	燃料最高温度	(過渡時) 未溶解	熔融温度は今後検討
	炉心圧力損失	約 4.5kg/cm ²	目安値 (集合体バンドル部圧力 損失は約 3 kg/cm ²)
燃 料 設 計	B D I 制限	約 3 dw	目安値
	D D I 制限	接触なし	
	ガス圧制限	・ C D F が 0.3以下 ・ 周方向応力が S m以下	もんじゅに準拠
	P C M I 圧制限	・ C D F が 1.0以下 ・ 周方向応力が S y以下	ガス圧制限より緩和
遮 蔽 設 計	炉内構造物累積照射量	高速中性子 ($\geq 0.1MeV$) が $1 \times 10^{21}nvt$ 以下	もんじゅ構造設計方針の最 小限界値
	2次Na放射化量	(運転時) 配管表面線量率 が0.625mrem/hr以下	2次系配管回りを非管理区 域化
	遮蔽プラグ上面線量率	(運転時) 50mrem/hr以下	もんじゅのD区分
	IHX室機器配管放射 化量	(炉停止後10日) 表面線量 率が0.625mrem/hr以下	週当たり30mrem以下
	燃料破損率	0.01%	

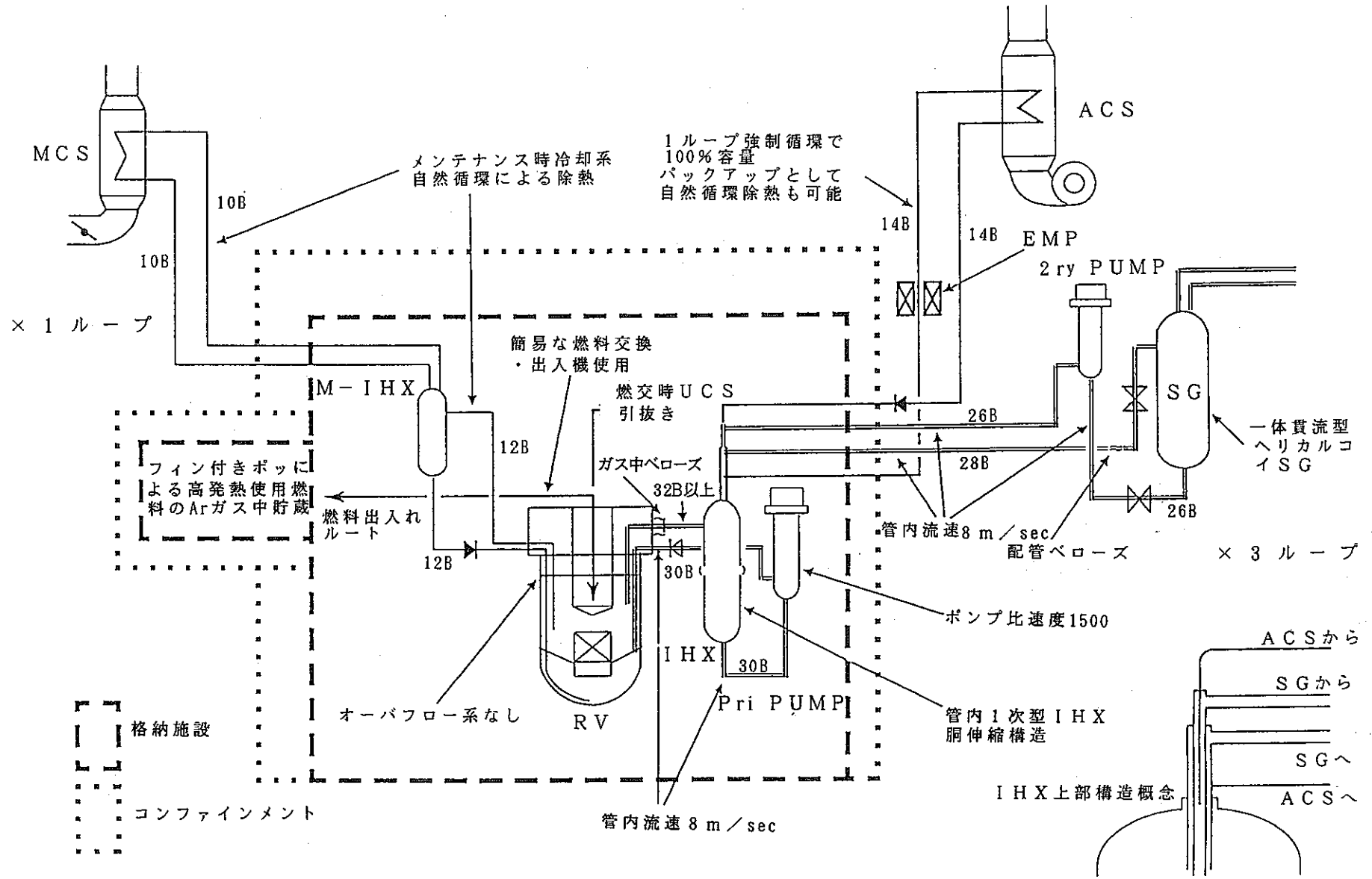


図1 全体系統図

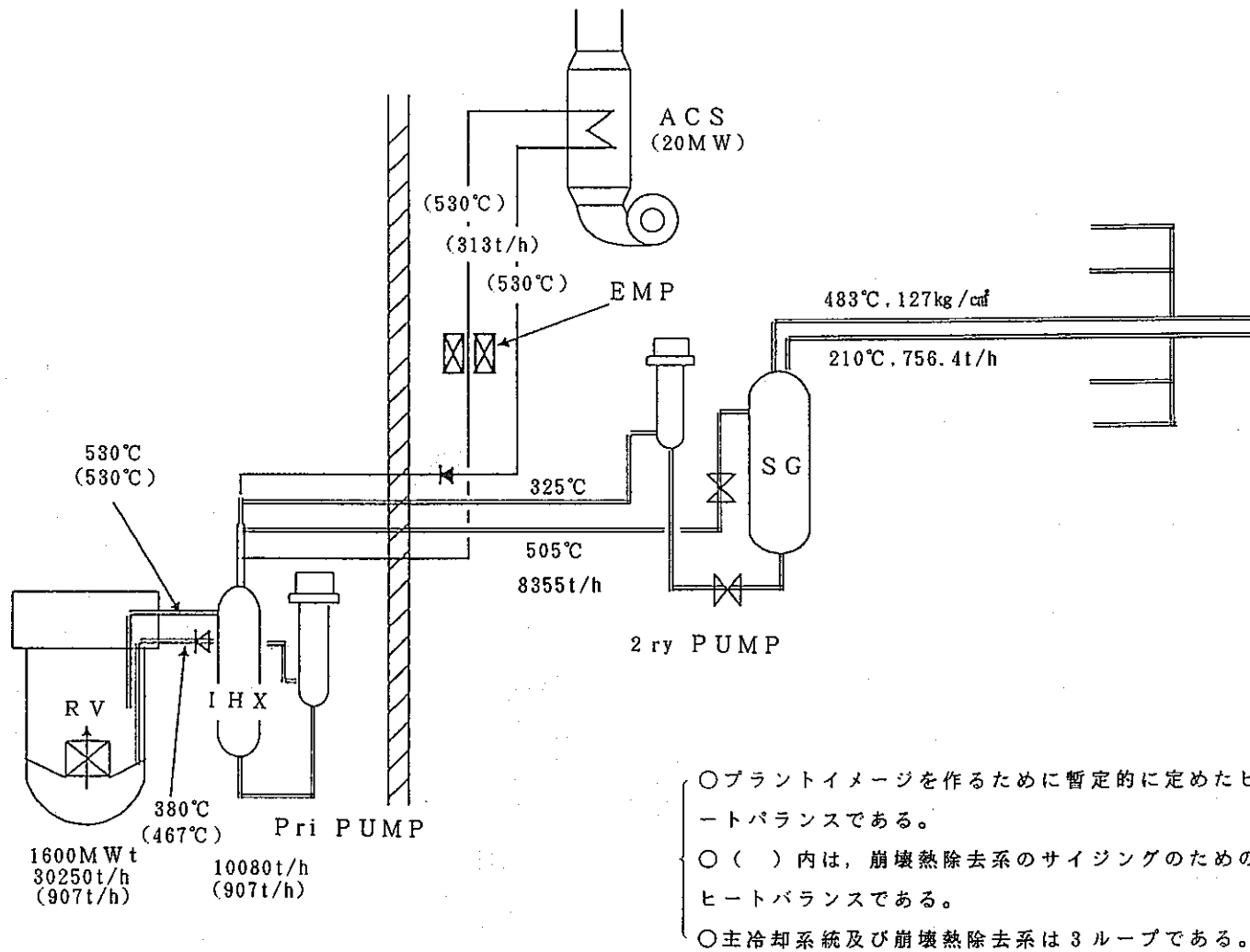


図2 系統ヒートバランス(暫定)

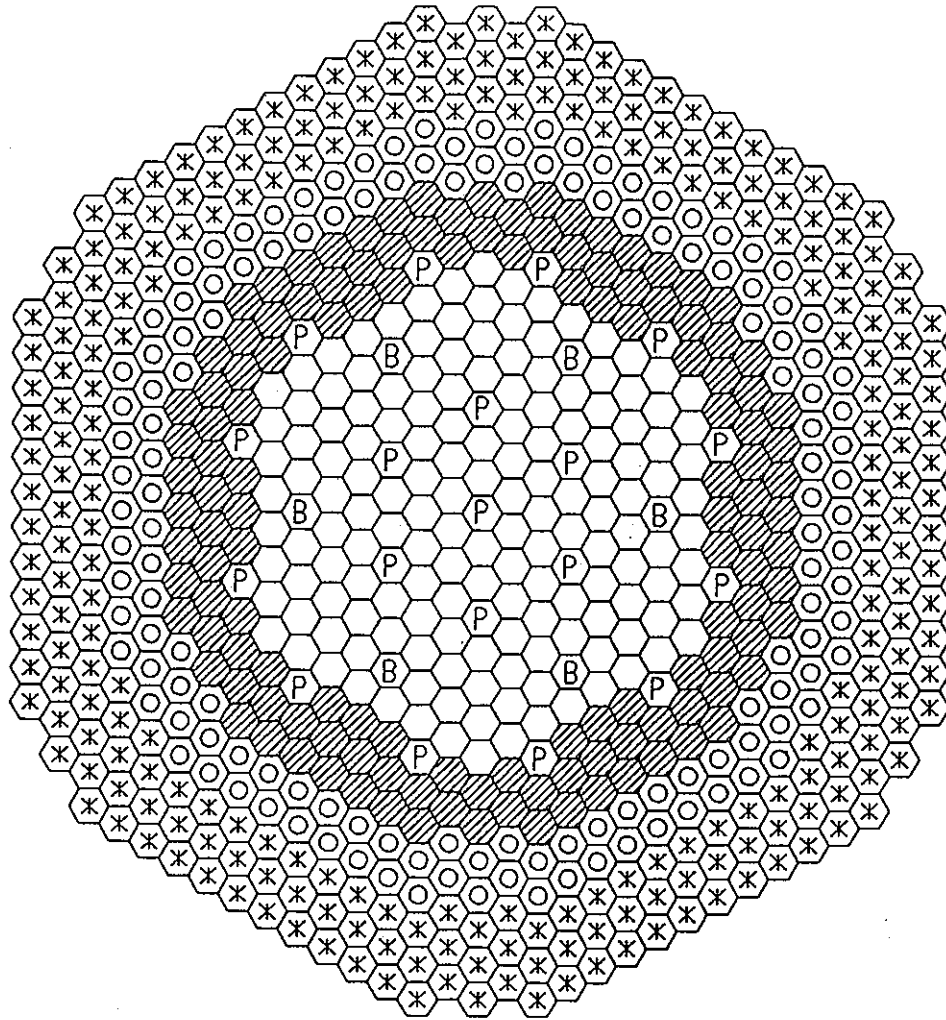
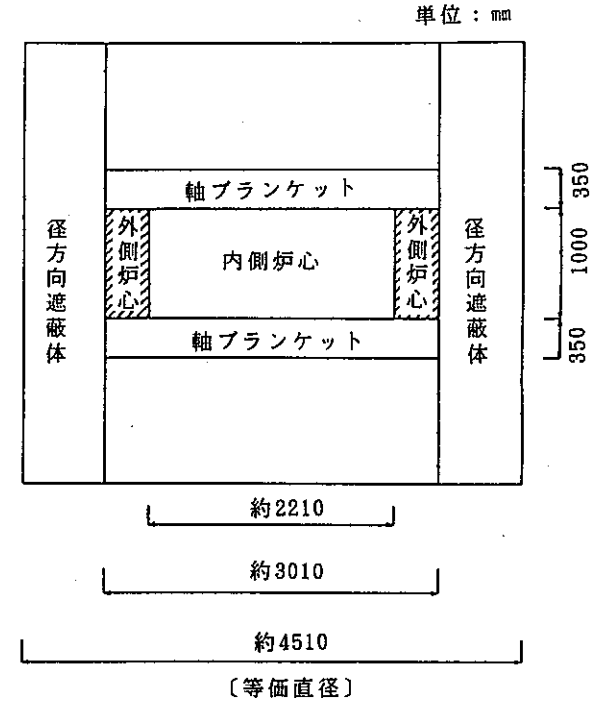


図3 炉心構成図



- | | | |
|---|-----------|-------|
| ○ | 内側炉心 | 156 体 |
| ◐ | 外側炉心 | 132 体 |
| ◎ | SUS遮蔽体 | 138 体 |
| ⊗ | B、C遮蔽体 | 252 体 |
| Ⓟ | 主炉停止系制御棒 | 19 体 |
| Ⓟ | 後備炉停止系制御棒 | 6 体 |

計 703 体

縮尺

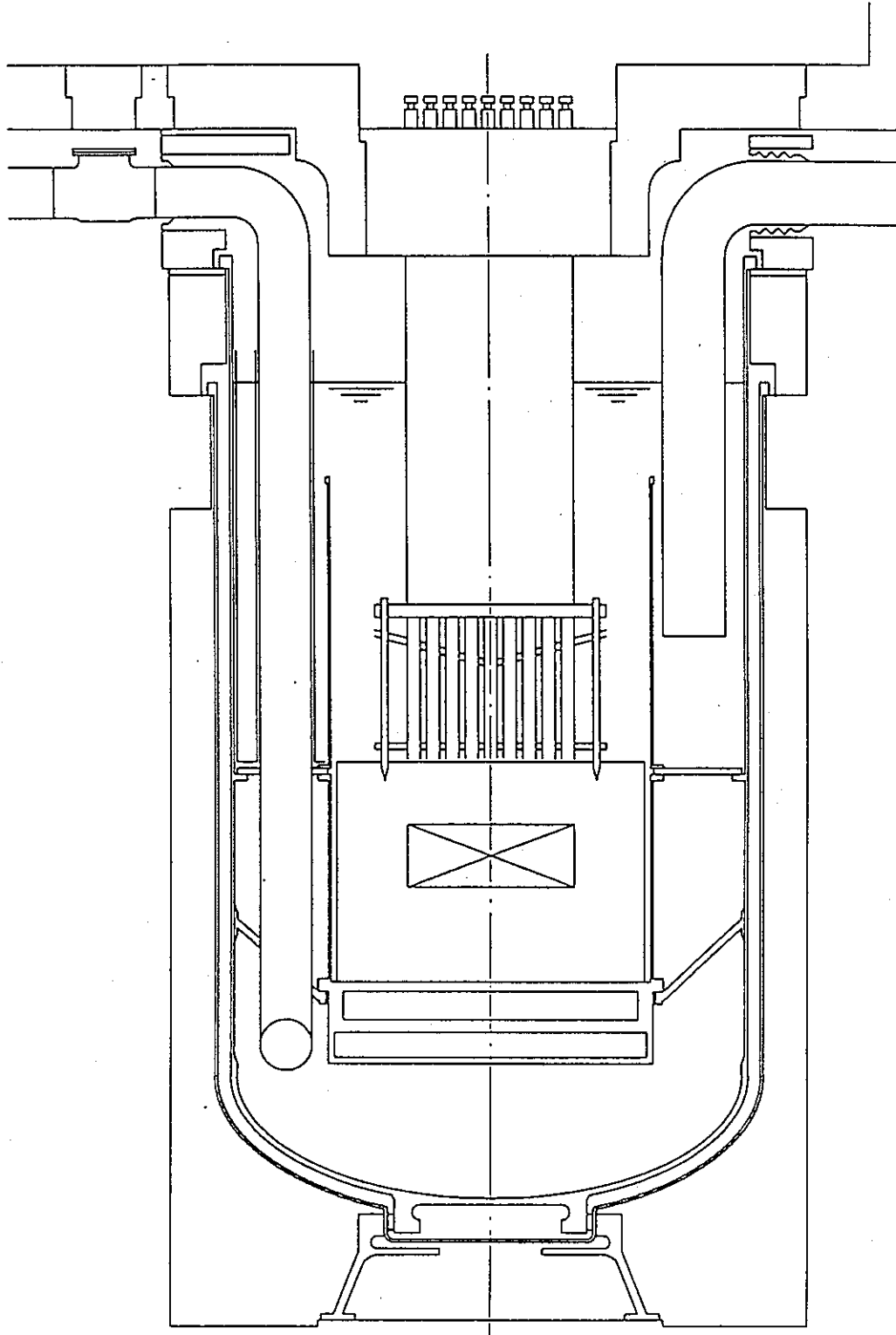
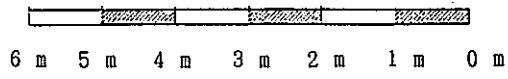


図4 原子炉構造断面

①制御棒駆動機構・耐震支持構造撤去
計測制御ケーブル・ガス配管切離し

②ドアバルブ
キャスク取付
ガス置換
引上機構取付

③UCS引上

④ドアバルブ閉
キャスク移動

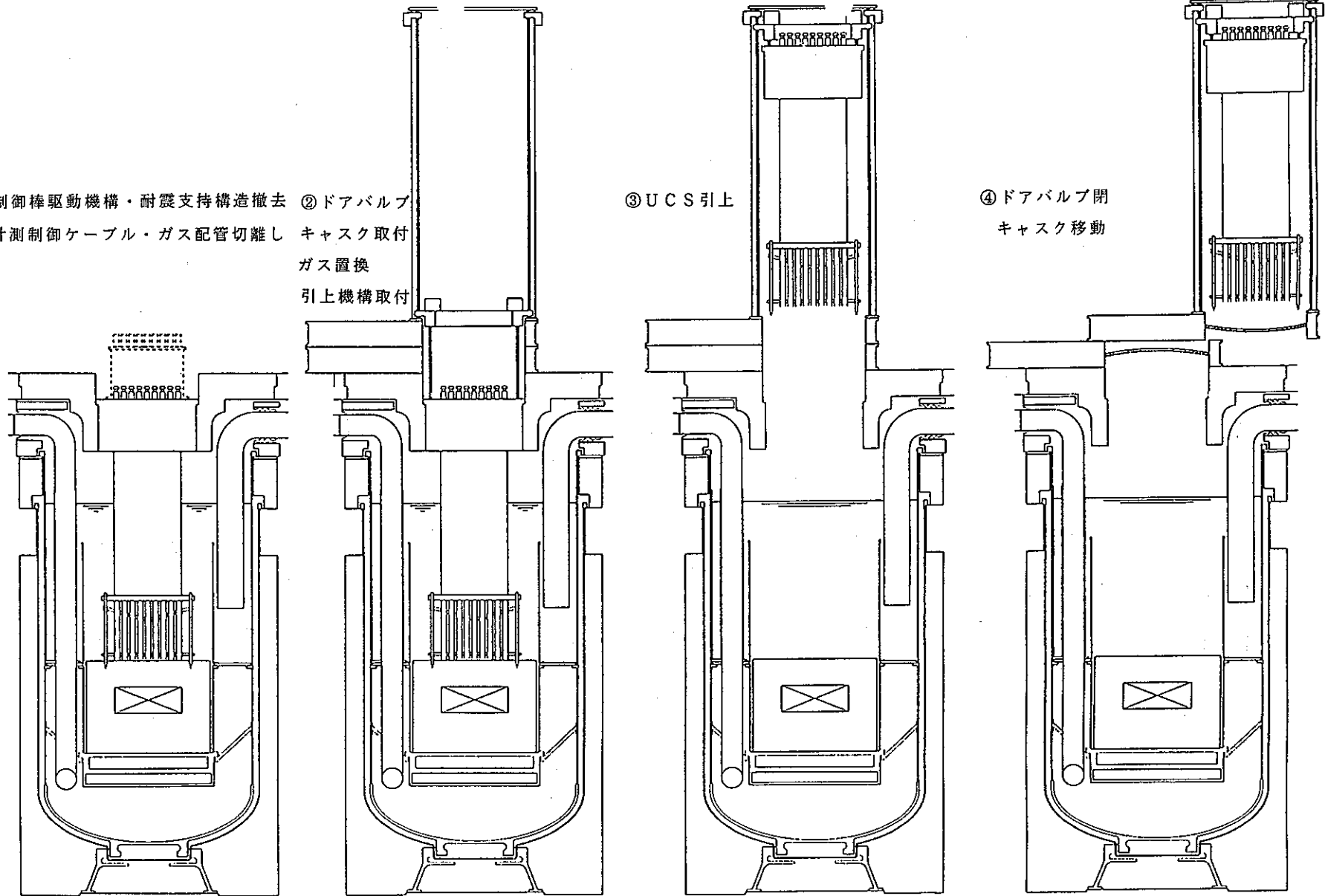


図5 炉心上部機構引抜き方式概念図

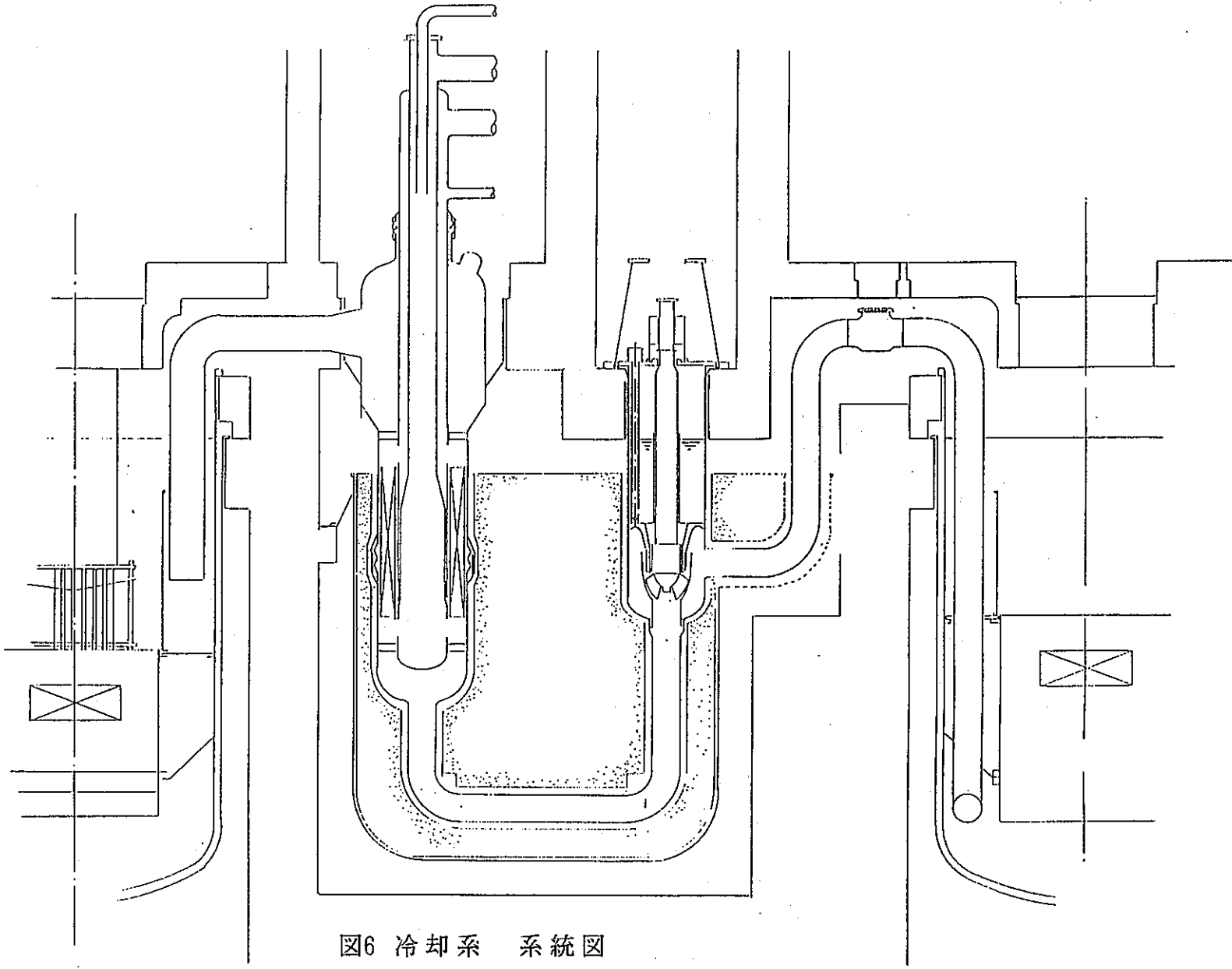


図6 冷却系 系統図

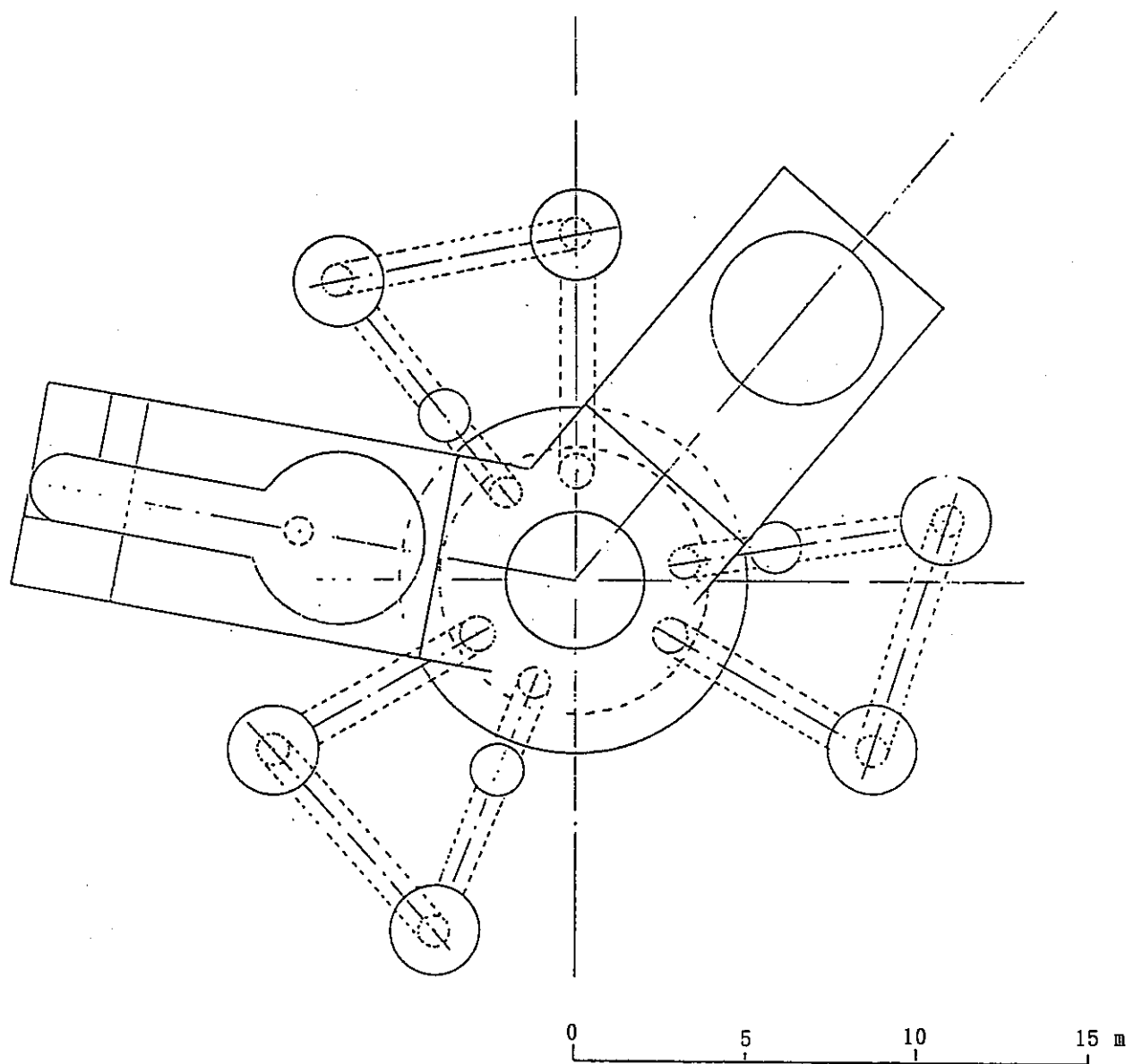


図7 炉容器まわり配置図

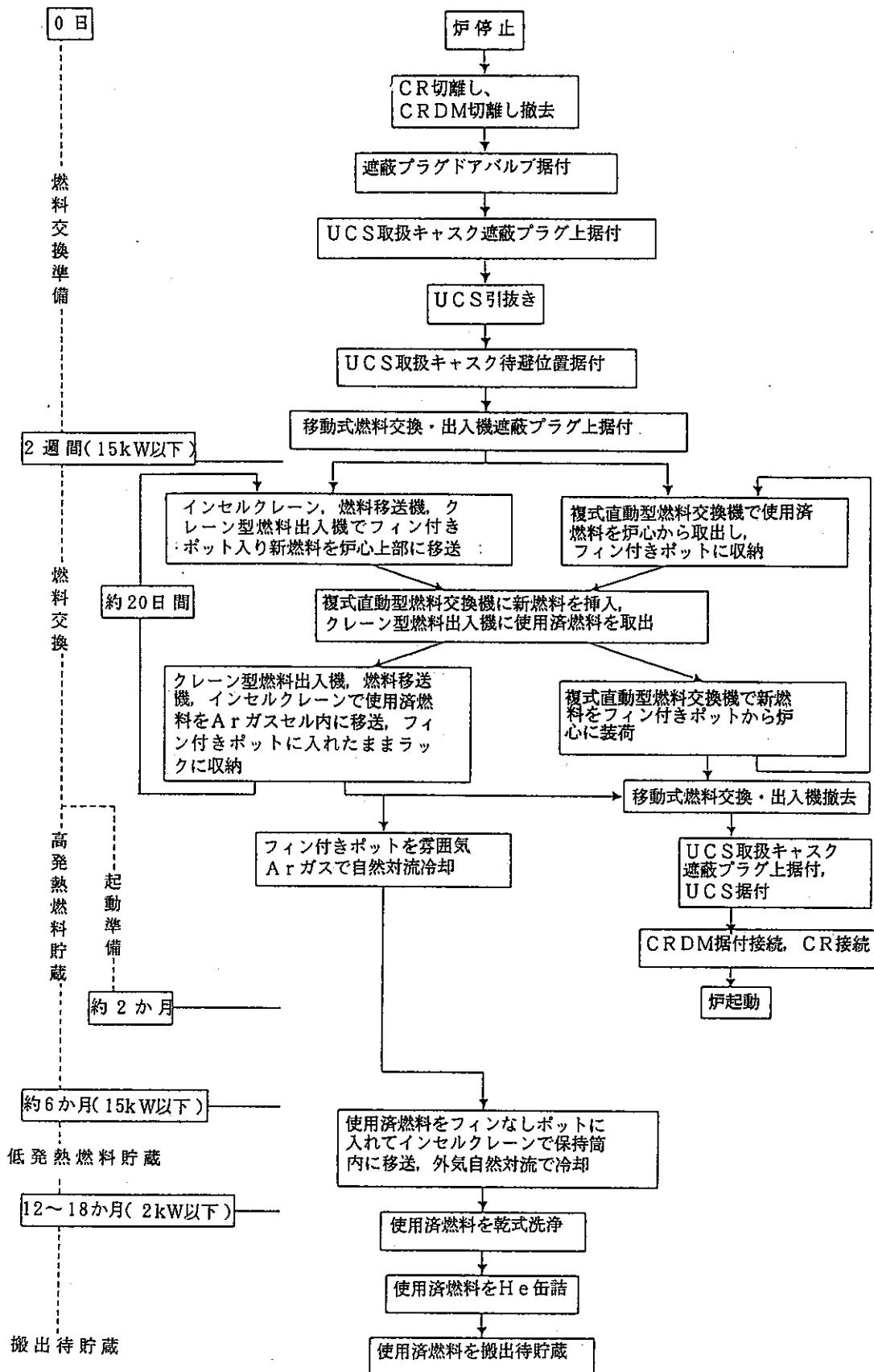


図8 燃料取扱い手順ブロックチャート

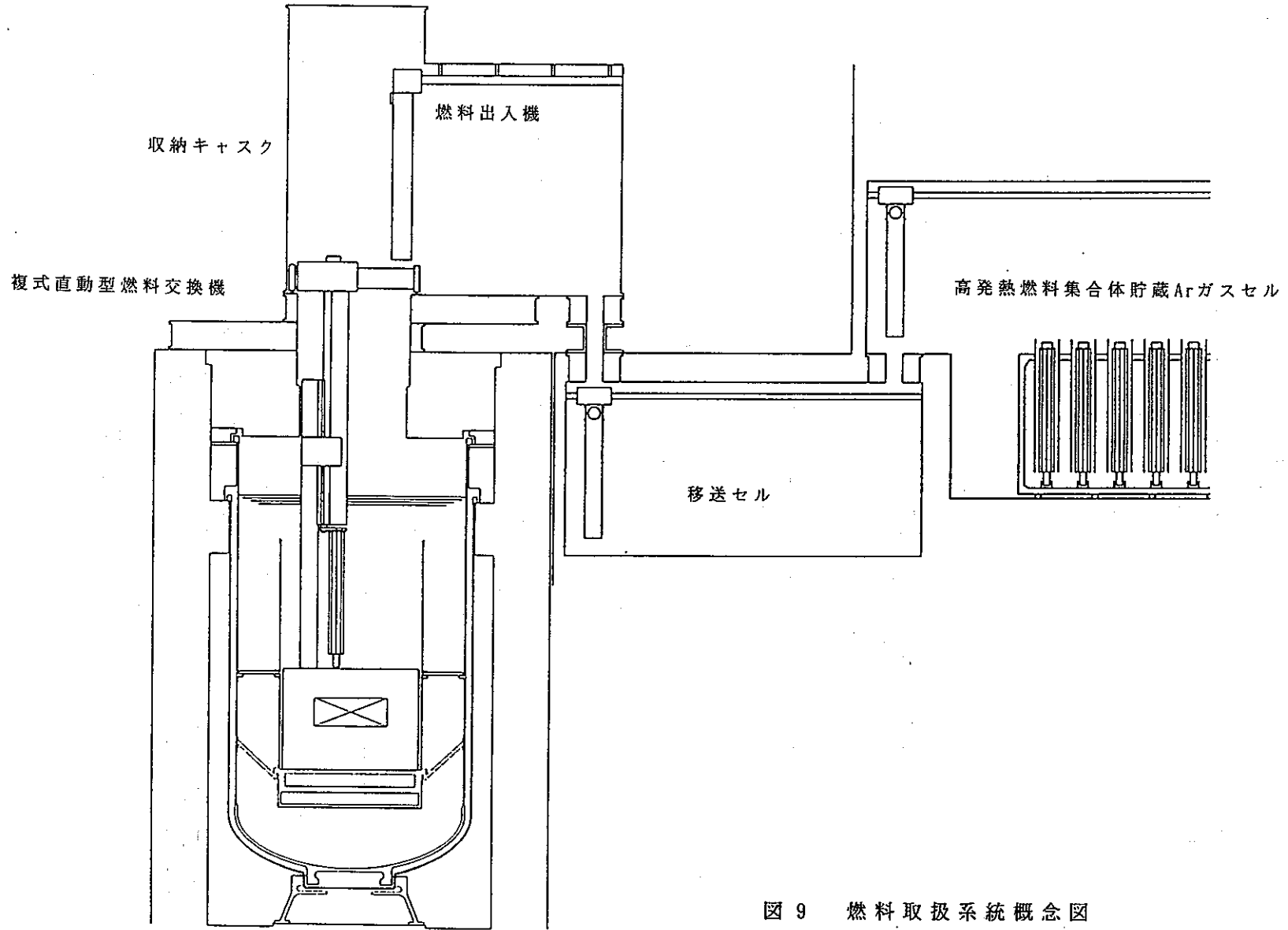


図9 燃料取扱系統概念図