

本資料は 〇/年 7月 3/日付けで登録区分、
変更する。

[技術情報室]

高速増殖実証炉設計研究(58年度ループ型炉)

—主な成果と今後の課題—

昭和 59 年 12 月

動力炉・核燃料開発事業団

高速増殖炉開発本部

この資料は、動燃事業団の開発業務を進めるため、限られた関係者だけに配布するもの

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

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

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

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

高速増殖実証炉設計研究 (58年度, ループ型炉)

— 主な成果と今後の課題 —

1984年12月

川島 協* 清水一民* 古平 清* 佐々木修一*

奈良義彦** 土屋毎雄** 飯田正明** 小杉敏夫** 神戸 満**

要 旨

本報告書は、58年度に実施した、電気出力100万kWのループ型高速増殖実証炉設計研究(①プラントシステム ②炉心・燃料 ③原子炉構造 ④1次冷却系 ⑤2次冷却系 ⑥燃料取扱系に関する設計研究)の成果を見直して、主要成果とその評価及び今後の課題についてまとめたものである。

本設計研究は、主配管にベローズ継手を採用すると同時に各所に工夫を入れて物量削減(格納容器物量を同出力LWRの2倍以下、目安値として格納容器直径54m以下を目標に設定)を目指し行なわれ、設計検討の結果格納容器直径50mを得た。

* FBR本部, 開発調整室, 実証炉ブロック

** 大洗工学センター, 高速大型炉グループ

目 次

1. はじめに	1
2. 設計研究方針	2
3. 設計研究項目	7
3.1 プラントシステム	13
3.2 炉心・燃料	17
3.3 原子炉構造	25
3.4 1次冷却系	33
3.5 2次冷却系	41
3.6 燃料取扱設備	47
4. 主な成果と今後の課題	57
4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題	65
4.2 炉心・燃料に関する主な成果と課題	91
4.3 原子炉構造に関する主な成果と課題	107
4.4 1次冷却系に関する主な成果と課題	117
4.5 2次冷却系に関する主な成果と課題	131
4.6 燃料取扱設備に関する主な成果と課題	147
4.7 まとめ	171
5. あとがき	181
付録-1 プラント及び機器システムの主要目	185

1. はじめに

動燃における実証炉設計研究は昭和50年度からメーカーの協力を得て行なわれてきている。昭和50～53年度の4年間は予備設計研究としてパラメータサーベイやトレードオフスタディを中心に幅広い検討を行なった。昭和54年度から56年度の3年間は、第1次概念設計としてもんじゅの外挿を基本とした全体の概念設計を実施した。

その中では、炉心燃料（太径化）や燃料交換機（2重回転オフセット方式へ変更）、燃料出入機（シュート移送セル方式）、原子炉容器流入方式（上部流入）等、大型化と経済性向上の観点からもんじゅからの改良ないし発展も行なわれている。

昭和57年からは、あらためて第2次概念設計として建設費低減（軽水炉の2倍程度を目標）を中心に安全性、運転性の向上を考慮した設計研究に着手した。ここでは、建設費低減方策の抽出を幅広く行ないその一環として、主配管ベローズ継手、直接炉心冷却系の採用、炉構造コンパクト化のための炉心の追求等多くの方策の追求を実施した。

58年度からは、技術的課題の解決方向を探るためのトピカルスタディに重点を移すこととし検討を行なった。

設計研究の実施に当っては本社、大洗のFBR関係者の密接な協力のもとに行われた。仕様書の形にまとめられたが主旨の徹底をはかるべく解説書も作成された。

設計作業は、(株)東芝、(株)日立製作所、富士電機(株)及び、三菱重工業(株)の各社の協力を得て実施されたが、作業の内容は各段階で、動燃団との間に設置した設計会議あるいは分科会の場で検討されその後の作業に反映された。中間報告会を本社で、最終報告会を大洗でそれぞれ開催し動燃団でこれまで得られている知識と経験が設計研究に最大限反映する努力が払われた。メーカーの作業の結果は以下の報告書としてまとめられている。

2. 設計研究方針

57年度から第2次概念設計を開始させるに当たり、会社内外で公式、非公式に多くの議論がなされた。これらを整理して以下の通り、方針としてまとめた。

(1) 設計研究の目的

「もんじゅ」着工という段階に移った今日の時点で「もんじゅ」に続く実証炉の開発目標と研究開発計画を改めて見直し、建設主体が決定するであろう基本仕様選定に有効な基礎資料の一部としてループ型に関するデータを提供する。

(2) 設計研究の持つべき性格

- ① 「常陽」, 「もんじゅ」の開発とR & Dの経験から得た国内FBRに携わる人々の知恵を、開発手法と技術概念のステップアップに生かしたものであること。
- ② 電気事業者の設計研究の一環になるよう相補的なものであること。
- ③ 今後の国際協力の新たな展開への備えとなるものであること。
- ④ 動燃事業団に与えられた使命としてのR & D計画の基礎資料となるものであること。

(3) 設計研究の重点項目

- ① 安全性を確保して且つ建設費低減
- ② 「常陽」「もんじゅ」で蓄積された技術の活用
- ③ 実証炉着工までに拡大し得ると予想される技術の活用

この方針に従い主な狙い(表2.1.1)とその具体的目標及びアプローチ(表2.1.2)が設定された。これら作業は3年間でまとめるものとし、57, 58年度にかけて検討を行ない、59年度に不足事項の見直し、全体まとめを行なうこととした。

表 2.1.1 第 2 次概念設計の主な設計仕様

[第 2 次概念設計目標：1990年初め頃着工し得る実証炉を対象に建設費（物量）が軽水炉の 2 倍以下となる設計概念を作る。]

	狙い	新技術の導入	細かな工夫	支援作業
経済性	<p>建設費最小化 （物量最小 コンパクトプラント） 目標</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉容器室外径 < 20 m φ 格納容器直径 < 50 m φ 	<ul style="list-style-type: none"> ベローズ配管継手☆ 免震建屋☆ 	<ul style="list-style-type: none"> 半径方向ブランケット層数削減☆ 最外層中性子遮蔽体交換なし☆ SG による崩壊熱除去★ EVST 容量削減☆ その他全面的に工夫を盛り込む 	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準・指針の合理化 設計条件の合理化
安全性 信頼性	<p>事故予防能力の拡大 （CDA プリベンション） 目標</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉停止機能の多様化 崩壊熱除去の多様化 <p>弱点の補強 大型化に伴って生じる 設計上の問題点をさける</p>	<ul style="list-style-type: none"> 直接炉心冷却系（DRACS）★ 新型炉停止機構（SASS） 	<ul style="list-style-type: none"> 炉容器壁保護装置★ 中間熱交換器伝熱管座屈防止☆ 炉内 ISI 設備☆ 	<ul style="list-style-type: none"> R & D 計画
	バックアップ設計検討 （代案検討）	シュート方式用台車型燃料出入設備☆		第 1 次概念設計の補完

☆印：新規仕様（これまでの概念設計であまりやっていないもの）

★印：電事連設計の仕様と一致しているもの

表 2.1.2 第 2 次概念設計の主な検討方針 (1 / 3)

サブシステム	目 標	検 討 方 針	過去の成果による分析	仕 様	リスクミニマムのための代案仕様
プラント	(1) 建設費 \leq 軽水炉 $\times 2$ を目標に建設費最小プラントイメージ具体化	物量 \leq 軽水炉 $\times 2$ に目標を置き換える。対象の軽水炉は最新のもの(10年後着工に近いもの)とする。 新概念 (cf. ベローズ) の導入, 基準等の見直し, 簡素化等を行って建設費最小プラントの具体化をはかる。	「もんじゅ」見直し, 関連体系の経験あり。	建設費最小プラントのイメージの具体化を行う。 物量評価の尺度として, 建屋容積, コンクリート, 鉄, SUSケーブル量, 空調容量をとる。	
	(2) システムパラメータの見直し	原子炉出口温度及び原子炉出入口温度差についてパラメトリックサーチを行う。	予備設計で経験もあり, 「もんじゅ」の経験あり, 電力実証炉での研究あり。	原子炉出口温度は 460℃ \sim 530℃ \sim 550℃ 出入口温度差は 130℃ \sim 145℃ \sim 170℃ 上記条件の範囲で, 総物量最小化と構造健全性を評価尺度として行う。	
	(3) 物量最小化の見地からの設計思想, 基準, 条件等の見直し, 整備	軽水炉の実績, 世界の動向等を踏まえて見直しを行う。		物量最小化の見地からの設計思想, 基準, 条件等の見直し, 整備	
炉心・燃料	(1) 細径ピン/太径ピン燃料が置き換え可能であることの確認		予備設計(その4)で見通し有	細径ピン 271 本 / 太径ピン 217 本 ラップ管外形寸法は全く同じ 圧力損失低減考慮	
	(2) 炉心直径の低減	制御棒本数約 20% 低減 (31 本 \rightarrow 26 本) 半径方向ブランケット 1 層削減 最外層の可動遮蔽体の燃料交換機による交換無し 可動遮蔽体の削減	概念設計(II)で余裕あり (Super Phenixは21本) 概念設計(III)で増殖率は 0.02 程度低下 最外層の可動遮蔽体照射変形小 (CDFR の設計例)	制御棒本数 26 本 (含む, 新型炉停止装置) 半径方向ブランケット (2 層 160 体) 許容中性子照射量の見直し	
	(3) 燃料集合体全長短縮	上部 / 下部遮蔽体低減 810/260 \rightarrow 700/250 mm 燃料要素プレナム長さ低減 170/1050 \rightarrow 170/950 mm		集合体全長 4700 mm 以下 許容中性子照射量の見直し クリープ損傷制限, 被覆管最高温度見直し	
	(4) レファランス炉心選定のためのデータ整備	今までの検討結果を比較, 検討, 評価し実証炉レファランスを選定するためのデータ整備	細径 / 太径ピンを用いた均質, 非均質炉心の特性評価 標準炉心: 均質, 7.4 mm太径ピン	レファランス炉心選定のためのデータ整備	

表 2.1.2 第2次概念設計の主な検討方針(2/3)

サブシステム	目 標	検 討 方 針	過去の成果による分析	仕 様	リスクミニマムのための代案仕様
原子炉構造	<p>(1) 炉容器上部胴径の縮小 (13mφ→12mφ)</p> <p>(2) 炉容器ピット生体遮蔽外径の縮小 (21mφ→19mφ)</p> <p>(3) 炉容器高さの低減 (19m→17m)</p>	<p>炉心燃料設計の結果を反映すると同時に、燃料交換機構、ハウジング直径の縮小、回転プラグ直径の縮小により上部胴径縮小</p> <p>上記検討結果を反映させた上で最小な固定遮蔽体厚さを決定し、炉容器ピット生体遮蔽外径の縮小</p> <p>炉心支持構造及び高圧プレナム構造の変更による下部プレナム部高さ低減</p> <p>燃料交換機のグリッパーのカバーガス中での取扱いによるナトリウム液面高さの低減</p>	<p>予備設計(その4)での検討あり</p> <p>概念設計(II)での検討あり</p>	<p>炉容器にDRACS用熱交換器及び一体型純化装置の設置を考慮した上で上部胴径12mφ目標</p> <p>生体遮蔽径19mφ目標</p> <p>受け皿の冷却を考慮した上で炉容器高さ17m目標</p>	
1次冷却系	<p>(1) 格納容器縮小</p> <p>(2) 主循環ポンプのつめ</p>	<p>1次主冷却系配管にベローズ継手を導入して配管系の縮小をはかる</p> <p>ベローズ配管システムに適合したポンプとして片吸込、コールドレグ方式の見直し</p>	<p>ISES の検討あり</p> <p>概念設計(III)で、通常配管の場合片吸込型ではLOPI 対策上限界</p>	<p>1次主冷却系配管にベローズ継手を導入し、格納容器径を50mにする</p> <p>片吸込・コールドレグ方式で直径及び軸長の短縮化をはかる</p>	両吸込・ホットレグポンプ
2次冷却系	<p>(1) 補助建屋縮小</p> <p>(2) 物量低減</p>	<p>2次主冷却系配管にベローズ継手を導入して配管系の縮小をはかる</p> <p>ダンプタンクとNa-水反応生成物収納容器共用化</p>	<p>概念設計(I)ではベローズ継手採用の場合、補助建屋投影面積は20%減(8360m²→6640m²) 配管長は15%減(702m→603m)</p> <p>概念設計(III)で見通しあり</p>	<p>2次主冷却系配管にベローズ継手を導入して配管と補助建屋の縮小化をはかる (110m→90m)</p> <p>ダンプタンクとNa-水反応生成物収納容器の共用化</p>	

表 2.1.2 第2次概念設計の主な検討方針 (3/3)

サブシステム	目 標	検 討 方 針	過去の成果による分析	仕 様	リスクミニマムのための代案仕様
燃料取扱設備	<p>(1) 燃料交換機の縮小 (据付部径 2.2mφ → 1.8mφ) (グリップ全長 1.2mL → 1.0mL)</p> <p>(2) 燃料出入設備の縮小 (シュート内径 650mφ → 550mφ) (移送セル 13m^H × 5m 24m^L → 10m^H × 4m^W × 17m^L)</p> <p>(3) EVST 径の縮小</p> <p>(4) 燃料取扱建屋の縮小 (建坪 76m × 45m → 60m × 35m)</p>	<p>炉心設計の見直しを反映して、小回転プラグ貫通孔縮小</p> <p>炉容器ガス空間の見直しを反映してグリップ長さ縮小</p> <p>燃料バケット、シュート構造の見直しによりシュート内径縮小</p> <p>移送セル内機器及びシステムを簡素化して移送セル縮小</p> <p>貯蔵本数の見直しにより EVST 径縮小</p> <p>He 缶詰の省略、水中貯蔵設備、貯蔵本数の削減、配列ピッチの見直しにより、燃料取扱建屋の縮小</p>	<p>概念設計(Ⅲ)の炉心設計に余裕あり</p> <p>概念設計(Ⅲ)の炉容器ガス空間の短縮の見通しあり</p> <p>概念設計(Ⅲ)の貯蔵本数削減 (400本 → 300本)</p> <p>常陽の経験、もんじゅの検討あり</p>	<p>二重回転オフセットアーム方式 小回転プラグ据付部径 1.8mφ 目標 グリップ全長 1.0m^L 目標</p> <p>シュート移送セル方式 シュート内径 550mmφ 目標 移送セル寸法 10m^H × 4m^W × 12m^L 目標</p> <p>貯蔵本数 300本 目標とし、EVST 縮小</p> <p>省缶詰方式水中燃料貯蔵設備 貯蔵本数の削減 コンパクトな配列ピッチ 建坪 60m × 35m 目標</p>	

3. 設計研究項目

設計方針を受けた58年度設計作業における各系統の設計研究項目とその背景となる考え方を以下に示す。

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>1. 目 的</p> <p>「常陽」, 「もんじゅ」及び実証炉予備設計, 概念設計を通して, 現在までに蓄積されている技術, 及び今後実証炉着工までに拡大し得ると予想される技術を十分に活用し, また可能な限り海外の技術も活用して, 実現可能なループ型実証炉プラントについて, 建設費最小を主目標とした設計研究を行い, そのために必要な研究開発項目の具体的な実施計画の立案を行う。</p> <p>2. 共通作業方針</p> <p>(1) プラント全般及び各部検討にかかわる設計基準, 設計思想, 設計条件等を建設費低減の手段等の面から更に検討を加え, 今期設計研究に反映する。</p> <p>(2) 建設費低減のために従来と異なる設計基準, 設計思想, 概念等を用いた場合は, その効果の比較表を作成する。</p> <p>(3) 各系統別, 機器別に物量算定を行い, 第 I 次概念設計, 及び第 2 次概念設計(1)との物量比較を行う。</p>	<p>実証炉の設計研究の基本は「常陽」「もんじゅ」から得られた経験を最大限に活用することであるが, 実証炉完成時点でもその時代にふさわしい原子炉であるために, 今後着工までに拡大し得ると予想される技術も積極的に導入して行く。現在 FBR 開発国の共通の目標は建設費の低減であるが 57 年度は動燃内外から約 180 件の建設費低減方策を摘出した。一部は 57 年度の設計研究に取り込んできたが 58 年度は本方策の採用をさらに検討し, 建設費最小を目ざした設計研究を行う。また本設計研究に付随した研究開発項目を摘出し, 57 年度作成した研究開発計画を改訂して 58 年度版を作成する。</p> <p>前年度に, 設計基準, 設計思想, 設計条件等の中で, 建設費低減に関係があり, かつ現実に則せばその改訂も可能と想像されるものの摘出を行い, 一部は 57 年度の設計研究に反映してきた。本年度はさらに多くこれらの適用がでないかどうか検討し, 可能なものは採用する。</p> <p>(1)で検討の結果, 採用したものについては, 従来のものとの比較表を作成し, 定量的にその効果の程度が把握できるようにしておく。</p> <p>57 年度は建設費低減方策を広く募り, その一部を設計研究に取り込んだ。これらの方策を実現するには設計上,</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>さらに各種代案についても物量比較を行う。</p> <p>(4) 地震検討</p> <p>① 施設の耐震重要度別分類を行う。</p> <p>② 鉛直動地震を加えた耐震設計を行う。</p> <p>(5) メンテナンス計画</p> <p>① システム及び機器について、必要頻度の検討を含めメンテナンス計画を作成する。</p> <p>② 分解点検スペース、アクセスルート、機器の仮置場等機能上必要なスペースを考慮する。</p>	<p>R & D上の多くの努力と投資が必要となる。その努力の成果をPRするためにも、また投資説得のためにも、総合的な利得評価をし、結果を明らかにしておきたい。なお本来建設費で行うべきであるが、現在の検討の範囲では金額に触れるのは適切でないと判断し、物量に置き換えることにした。</p> <p>“もんじゅ”の経験の上にとって新しい設計概念の取扱い及びより高い経済性追求を実現し得る合理的な分類を旨とする。</p> <p>将来は鉛直動地震に対する評価も義務化される可能性もあるため、それに対処できる検討しておく。</p> <p>メンテナンスは原子炉の運転計画、被曝低減化等に大きな影響を与える。このためメンテナンスに必要な頻度、日数等を検討し、メンテナンス計画を作成して、運転計画、被曝低減化等の検討資料とする。</p> <p>57年度設計研究では、分解点検スペース、アクセスルート、機器の仮置場等の必要スペースを考慮した配置についての検討がなされていなかったため、今回これらの検討を行い、格納容器径50mの裏付ける結果を得る。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>(6) ナトリウム漏洩対策 ナトリウム漏洩対策設備の検討と、それに基づいた合理的な漏洩検知システムの検討をする。</p>	<p>“もんじゅ”までのR & Dの成果をベースに、1次冷却系ナトリウム漏洩を想定してその対応策(床ライナ施工, 空調設備, 漏洩ナトリウムの回収法等)を検討する。また応答性, 信頼性, 耐久性, 経済性を考慮した合理的な漏洩検知システムを検討する。</p>	
<p>(7) 燃料破損率 燃料破損率は0.1%とする。</p>	<p>プラントに対する検討条件として破損率を1%と仮定するのは在来炉の実績からすればあまりに非現実的であり, 0.1%を目標とした。</p>	
<p>(8) 計装制御システム 光ファイバ等の最新技術を適用可能箇所に採用する。</p>	<p>光ファイバはすでに他分野で実用化され, 軽水炉でも採用が検討されつつある。初期の設計研究における計装制御システムの検討はとかく従属的になりがちであり, そのためR & Dも後まわしになる。時間のかかるR & Dの適切な掘りおこしのためにも新技術の採用が可能かどうかを検討する。</p>	
<p>(9) 深層防護の思想 安全評価は深層防護 (Line of Defence) の思想を取り入れる。</p>	<p>実証炉においても他のFBR及び軽水炉と同様に, 安全に関する設計研究の基本は深層防護の考え方である。すなわち次の3つのレベルを網羅する。①異常が発生しないようにする。②たとえ異常が発生しても, それが進展して大</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>(10) 研究開発計画</p> <p>研究開発項目を明らかにし、報告書の各該当個所に記述すると共に研究開発計画書としてまとめる。</p>	<p>きな事故にならないようにする。③たとえ大きな事故が発生しても周辺の公衆に災害を及ぼさないようにする。</p> <p>本年度の設計研究を進めながら、57年度の研究開発計画書(案)を見直し、修正、追加、又は削除すべき研究開発項目を摘出して、58年度版の研究開発計画書(案)をまとめて提案する。なお各項目が生れた設計書上の箇所に、必要が生じた過程を記す。</p>	

3.1 プラントシステム

プラント全体についての横断的な検討が必要とされる項目について検討する。

すなわち、プラントの全体概念、規模、運転性、特性等を把握する上で重要な項目、又、建設費低減に寄与すると考えられる項目について検討する。

3.1 プラントシステム

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>設計研究項目</p> <p>(1) 各種運転状態 各種運転状態 (cf 温態待機, 冷態待機等) を設定の上, 各運転状態のヒートバランスを作成する。又, 各状態の変化の手順と所用時間を検討する。</p> <p>(2) 熱過渡解析 代表的なプラント異常状態を選び出し, それについて熱過渡解析を行う。</p> <p>(3) 原子炉の事故評価 イベントツリーを作成し, その上で代表的事象について事故解析評価を行う。</p>	<p>プラントの設計において原子炉の運転, 停止状態以外の各種状態の設定が必要となる (例えば燃取機器の検討に燃交モードにおける温度, 流量等の条件が必要)。従って, 各種状態の設定及びその役割の明確化さらに各状態のヒートバランス, 状態保持方法, 各状態への移行手順等の検討が必要である。</p> <p>ベローズ配管システム (通常配管システムに比し, 配管長約 1/2) での流動特性, 熱過渡特性把握のため, プラント動特性解析を行う。また機器設計上の影響 (流体のコストダウン特性, 熱衝撃条件等) についても検討する。</p> <p>実証炉のイベントツリーを作成し, 代表的事象について解析評価 (各パスに至る確率評価) を行う。また実証炉で採用している原型炉と異なる機器, システム (CASS, DR AOS 等) について事故評価上どんな位置付けかも明らかにし, 添入, 十のヒナ型を作る。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>(4) 換気空調設備の検討</p> <p>格納容器内水持込み、空調設備の格納容器内外設置等の検討を行った上で、換気空調系の計画のための基礎データを収集整理し、換気空調設備の検討を行う。</p>	<p>格納容器内への水持込みについては“もんじゅ”でも検討されたが、その検討結果を踏え、再度本当に持込みができないかどうか検討する（心証の問題があればその対策も）。さらに水持込みの有無及び格納容器内、外への設置により、設備の大きさがどう変わるかも検討する。</p>	
<p>(5) 建家空間利用率の検討</p> <p>原子炉建家空間の検討を行うため電気・計装設備及び主要諸設備について容量及びサイズを検討する。</p>	<p>経済性向上のために建家は必要最小容積を目標に設計される。したがって建家設計に先だって建家空間を占めるもの（電気・計装設備、機器搬出入口、メンテナンス機器設置場所、サポート類など）の容量、サイズを検討しておく必要がある。</p>	
<p>(6) 補助炉心冷却系の検討</p> <p>熱慣性、自然対流及び自然放熱等を考慮して、直接炉心冷却系だけで対処できるようにシナリオをつくる。又シナリオを成立させるための問題点を摘出し、解決策を検討する。</p>	<p>補助炉心冷却系として、直接炉心冷却系だけで対処できるようなシナリオを検討する。冷却能力としては熱慣性、自然対流及び自然放熱等を考慮するものとし、かつ安全審査、工事認可、使用前検査の対応（解析のみでなく、機能の確認手法等も検討）についても十分考慮し、検討する。</p>	
<p>(7) CP, FP 低減策の検討</p> <p>腐食生成物（CP）及び核分裂生成物（FP）の量を評価して、低圧損 CP トラップ付燃料集合体検討を含め、CP, FP 低減策を検討する。</p>	<p>① CP トラップを取り込むべきか否か、先ずその必要性を定量的に評価し、その上でどのような CP 低減策（抑制法、除去法）を取り込むのが適切か、また取り込むこと</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>(8) 所内動力の検討 換気空調系を含む所内動力を算定する。</p> <p>(9) プラントの総物量最小化と構造の健全性確保との両面から、最適な原子炉出口温度を検討する。</p> <p>(10) 建屋および主要機器用の免震構造の検討を行い、その上でのプラント及び各部について耐震性を検討する。</p>	<p>によるメリット，デメリットはどの程度かを検討する。これにより実証炉向けの CP 対策の判断材料を整備したい。</p> <p>② FP についても燃料破損率の 0.1%における FP 量を検討し，その結果 FP 低減策を取り込む必要があるかどうか，また取り込むことによるメリット，デメリットはどの程度かを検討する。</p> <p>57年度の所内動力の概略内訳の検討により換気空調系と主ポンプ動力が大きな要因であることを確認した。正味発電量増加による建設費低減を図るため，その詳細な分析を行う。</p> <p>57年度も同じ仕様で進めたが，結果的に出口温度と冷却系のコスト関係のみが得られた。本年度はもっと広範囲な観点（プラント総物量最小化，構造健全性確保）から最適な出口温度を検討する。</p> <p>近来，免震構造の研究が発達し，仏などではすでに原子炉プラントに適用している。免震構造を採用すれば経済性も期待できることから本設計研究においても建屋及び主要機器用の免震構造の検討を行う。またその構造を採用したもののについて耐震性を検討する。</p>	

3.2 炉心・燃料

炉心・燃料に関する設計研究としては、原子炉構造の物量低減を達成するために、炉心をできるかぎりコンパクト化する設計を行なう。また、レファレンス炉心として望ましい基本仕様を選定するためのバックデータとして各種代案炉心概念の特性について比較評価を行い、下部FPガスプレナムを持つ太径燃料要素271本の大型集合体の基本仕様選定根拠を明らかにする。

本設計研究では、前年度設計の成果をベースに大型集合体の採用による燃料集合体の削減、冷却材炉心圧力損失の低減および制御棒の長寿命化を目標とした設計研究を行うと共に、炉心熱的裕度の明確化等特性評価の詳細化をはかる。また、さらに物量の低減を目標とした代案炉心概念の成立性についても検討を実施する。

3.2 炉心・燃料

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>1) 主要設計条件</p> <p>(1) 炉 心</p> <p>① 炉心燃料はプルトニウムウラン混合酸化物とする。</p> <p>② 炉心およびブランケット燃料に使用するウランは0.3%劣化ウランとする。</p> <p>③ 標準炉心は、プルトニウム富化度が異なる2領域の均質炉心とする。</p> <p>④ 半径方向ブランケットは一種類とする。</p> <p>⑤ 中性子源は燃料の自発核分裂以外のものを使用する。</p>	<p>① 我が国のFBR開発の基本路線のひとつ、「常陽」「もんじゅ」の実績から変更の必要なし。</p> <p>③ 領域分割による出力分布平坦化の効果は1→2領域で約30%、2→3領域で約5～10%改善である(予備設計及び第2次概念設計(I)で確認)。逆に燃料製作上、誤装荷防止からは領域数が少ない方が好ましい。しかし炉心設計の容易さも考慮し、ここでは2領域とした。また炉心については、「常陽」、「もんじゅ」及び海外炉で実績があり、かつ設計の容易さも考慮し均質とした。</p> <p>⑤ 中性子源なしで設計可能と思うが、大型炉の実績がなく、炉心へのインパクト(中性子無の設計から有への変更よりは有より無の方が楽)を考慮し、本検討では一応中性子源を有としておく。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>(2) 炉心構成要素</p> <p>① 燃料集合体は燃料要素外径 7.4 mm, 1 集合体当りの要素数 271 本とする。</p> <p>② 炉心燃料集合体全体の圧損は, 3.5 kg / cm² 以下とする。</p> <p>③ 炉心高さは 1 m とする。</p> <p>④ スウェリング式は別途指示する。</p>	<p>① 56～57 年度に標準の 217 本 / 集合体と比較しながら 271 本 / 集合体についても構造及び炉心特性上の検討を実施し(代案), 出力平坦化, 燃取設備(崩壊熱)の見直しから炉心燃料及び燃交本数削減, 炉内計装簡略化にメリットの多いことが判った。ここでは一応燃料仕様を示したものは 3) (2) ① における評価のベースを定めたもので詳細仕様はこの評価結果による。</p> <p>② 57 年度に圧損と炉心寸法の間係をサーベイした結果, 圧損 1 kg / cm² 低減により炉心直径は 85 mm (3,288 → 3,372 mm) 増加する。炉心直径の増加より圧損低減のメリットが大と判断。</p> <p>③ 圧損低減等今年度の燃料集合体の構造を検討する時, 炉心高さを変えずに検討するため。</p> <p>④ 従来便宜的に HEDL × 0.3 を使ってきたが, 現燃料設計上これではスウェリングが大きく, 燃料の目標寿命達成(集合体平均 8 万 MWD / t) ができない。最新のデータ及び今迄の R & D 実績により実証炉にふさわしいスウェリング式を PNC より提示することにした。</p>	<p>集合体圧損 - 1 kg / cm² を狙っており, バンドル部圧損と限定することをやめ, 集合体全体で圧損 1 kg / cm² 減とする。</p> <p>内外の要望大</p>

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>⑤ 制御棒の構造は主系統はベント型，後備系統棒は密封構造とする（設計寿命は3年以上を目標とする）。</p> <p>⑥ 燃料挙動解析は，CEDAR コードを使用する。</p> <p>⑦ 炉心構成要素のノズルは支持構造物との組合せを考えた構造かつ流量配分計画上調整されたものとする。</p> <p>2) 検討項目</p> <p>(1) 炉 心</p> <p>① 炉心熱的裕度の検討</p> <p>② 仮想事故解析</p>	<p>⑤ 主系統はベント型，常時引抜かれてる後備系統は密封型とし3年寿命の設計を行う（3年寿命にするために何が問題かも本年度設計で課題摘出する）。</p> <p>従来の制御棒の検討は，反応度収支が中心で構造的検討が不十分であった。</p> <p>⑥ PNC の開発した CEDAR コードは現時点の最良コードであり（多くのPIEデータをもとに開発，改良された），これを用いて燃料挙動解析を行う。</p> <p>⑦ ノズルと支持構造物がそれぞれ独自でなく，両者の組合せで流量配分の構造を検討する。</p> <p>① より現実的な制御棒挿入パターンにより炉心の熱的裕度を評価する（従来の仮定がどの程度厳しく，設計余裕がどの程度かを確認）。また今迄未検討であった移行炉心についても燃料交換及び制御棒運用計画の検討を行い，炉心の裕度を確認する。</p> <p>② 新型炉停止装置，直接炉心冷却系が仮想事故事象のシナリオにどう位置付けられるかを明らかにする。事故事象の推移，防護策，発生確率を検討，評価する。</p>	<p>CEDAR コードを使用し，不具合点は順次改良していく。</p>

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>③ 破損燃料検出系設計のためのデータ整理</p> <p>(2) 炉心構成要素</p> <p>① 炉心燃料健全性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料要素，燃料集合体の目標寿命（取出平均燃焼度 8 万 MWD / t 以上）を実現できる燃料を設計する。また同時に材料照射特性，及び燃料仕様も含め健全性の検討評価する。 <p>② 燃料ペレット密度，穴明きペレットの検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料ピンの詳細挙動解析を行い，燃料ペレット密度の影響および穴明きペレット採用の効果と課題を明らかにする。 	<p>③ FFD / L の設計に必要なデータを整備する。現在タグガスを採用しているが大型炉になると燃料本数多くなり検出精度上問題があり，かつタグガスもコストが高く経済的でないという定性的な検討だけのため定量的な評価をする。</p> <p>① 集合体が大型化し，照射量も若干大きくなるために生ずる問題点把握のために検討する。57 年度の検討では BDI が制限条件となり 760 日照射（Max 84,000 MWD / t[*]）が限界で，設計目標 876 日（取出平均燃焼度 80,000 MWD / t 及び集合体最大燃焼度 98,000 MWD / t）を達成できなかったので，材料照射特性（スウェリング，クリープ他），燃料仕様（密度，寸法ほか）の見直しを含め，設計寿命が実現できる燃料設計を行う。また，今後の課題も摘出する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計余裕確認のため確率論的評価を行う。 <p>② 燃料ペレット密度は，燃料中心温度，PCMI 等に大きな影響を及ぼすため，現ペレット密度を中心にパラメトリックサーベイを行う（課題があれば摘出）。また穴明きペレットは，燃料の最高温度が低く抑えられる等のメリット多く，SPX-I では採用されている（SPX-II ではコスト低減にマイナスということで不採用の方向）。</p>	<p>FFDL 装置の設計条件</p> <p>* 燃料集合体最大燃焼度</p>

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>③ ブランケット燃料の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡時，事故時の燃料の挙動を解析し健全性を評価する。 <p>④ 制御棒集合体及び下部案内管</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒集合体及び下部案内管について，地震時挿入性，流力振動等の評価も含めて検討を行う。 <p>⑤ 流量調節機構の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第2次概念設計(I)の炉心支持構造物及び燃料集合体内流調機構の設計結果を再度見直し(炉心燃料集合体内には流調機構を設けぬ方向で)流量配分計画上炉心支持構造物と燃料集合体と調和のとれた構造検討とする。 ・ 上記検討結果に基づき，流量配分誤差評価を実施し，炉心の熱的健全性評価を行う。 ・ 非定常時の流量再配分効果を評価し燃料の健全性を評価する。 <p>⑥ 耐震検討</p> <p>耐震解析を行い炉心の耐震構造の検討および燃料</p>	<p>従って一応穴明ベレットについて解析し，メリット，デメリットの定量的な検討を行なう。</p> <p>③ ブランケット燃料についても設計条件は「もんじゅ」と同じとしているが，一応定量的な評価をし，健全性及び裕度の確認をし，問題点の有無を探す。</p> <p>④ 大型化に伴なって制御棒の挿入性，流力振動等の問題が「もんじゅ」と同様の制御棒，下部案内管の構造で吸収できるかを確認し，その上で集合体全体の検討をし問題点の有無を把握する。</p> <p>⑤ 燃料集合体と炉心支持構造物の流量配分検討を行う。非定常時の流量配分効果を評価し，燃料健全性の確認を行う。定常，非定常時の炉心流量配分方法(これまで分割少なくする方向で検討)が従来の方法と同じでよいかその妥当性を確認する。</p> <p>⑥ 集合体を大型にした(2),(2),①)ことにより，炉心の耐震挙動を解析しパッド位置，ラッパ管剛性の最適化</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>集合体の地震時健全性を評価する。</p> <p>⑦ 燃料集合体寸法精度の緩和 現状のラップ管及び被覆管の寸法精度について、設計上の要求精度を明らかにし、要求寸法精度を緩和する。</p> <p>3) 代案検討項目</p> <p>① ブランケット燃料削減炉心の検討 第2次概念設計(I)よりも更にブランケット燃料を削減した炉心について検討する。</p> <p>② 軸方向非均質炉心 第2次概念設計(I)よりも更に制御棒本数を削減した炉心について検討する。</p>	<p>を行うとともに燃料の地震時健全性を確認する。</p> <p>⑦ 合理的な工作精度仕様をつくるため、設計上の要求精度を明確にする。また傷等の検査基準についても緩和できるものがあるかどうかも検討する。</p> <p>① 57年度は、半径方向ブランケットを一層減らした場合(3層→2層、-90体)、増殖比が0.02程度低下するが、可動遮へい体外接円径は約300mm低減(5,400→5,100φ)できることが判った。更にステンレス鋼より遮へい性能の優れた材料を用いた場合(グラファイト、ベリリウムほか)の構造成立性上の問題、コスト上の不利な面と層数削減(又は物量削減)による炉容器の小型化による有利な面とについて比解検討する。</p> <p>② 57年度に、19本制御棒の炉心の可能性を得たので(反応度収支)核熱的な評価を行う。</p>	<p>軸非均質は、炉心構成は均質をベースとしており、種々の検討は均質で実施し、それを軸非均質に置き換え追加検討していた。今回は均質と同じ炉心構成という</p>

項 目	背 景（解 説）	備 考
<p>③ ブランケット燃料集合体 ブランケット燃料集合体の出口冷却材温度が寿命中一定になるようなブランケット燃料集合体の構造を検討する。</p> <p>④ 制御棒集合体及び下部案内管の構造検討 制御棒出口冷却材温度が隣接燃料集合体と同程度となりかつ制御棒ストロークによる変化が小さくなる構造を検討する。</p> <p>⑤ 可動遮蔽体の検討 ステンレス鋼以外の材質の遮蔽体の性能の評価及びライセンサビリティについて検討する。またこれらの遮蔽材を用いた場合の炉容器まわりの遮蔽効果について評価する。</p>	<p>③ 次項④と共に、サーマルストライピングの原因の一つであり、かつ原子炉出口温度を低下させる要因でもあるので、ブランケットへ常時必要流量流すようにし無駄流量を少なくする方策を考える。</p> <p>④ 炉上部のサーマルストライピングの原因であるので制御棒の全ストローク（全引抜～全挿入）において、制御棒出口温度が隣接集合体の出口に近くなるような構造検討を行う。</p> <p>⑤ 57年度の検討において、ステンレス鋼以外の遮へい材として、仏、英でも用いているグラファイトを使用すれば遮へい体層数を一層（4→3層）へらせることが判った（遮へい性能のみの検討）。58年度はグラファイトを含め、ステンレス鋼以外の遮へい材について総合的に検討し採用の可能性を確認する。</p>	<p>前提条件を外し軸非均質についてC/Rの削減を検討</p>

3.3 原子炉構造

原子炉構造に関する設計研究では、昨年度実施した第2次概念設計(I)の成果を継承し、

- プラント全体として系統・機器間の調和をはかる。
- 建設費低減を目標に更に原子炉構造を縮小する。
- 直接炉心冷却系(DRACS)の1次系を強制循環系にする。
- 縮小化した炉構造の成立性をより詳細に検討する。
- 各種代案設計検討を行い、更に合理的な炉構造設計の可能性を探る。
- 原子炉監視システムを見直し、系統の整理・統合をはかる。

等に留意して検討を実施する。

3.3 原子炉構造

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>1) 主要検討条件</p> <p>① 断熱構造は熱抵抗体方式とする。</p> <p>② 燃料交換機で取扱わない可動遮蔽体（交換頻度の少ないもの）も取出せる構成とする。</p> <p>③ 遮蔽線源については別途指示する条件を使用する。</p> <p>④ 直接炉心冷却系用熱交換器の1次側に強制循環機能を設ける。</p> <p>⑤ 原子炉出入口の炉構造の圧損（燃料集合体を除く）は1.0 kg/cm²以下（目標）とする。</p>	<p>57年度の検討により熱抵抗体方式の方が炉壁冷却方式よりも起動停止時の許容昇降温率が大きくとれること（前者が25℃/h，後者が11℃/h），また必要な開発試験の規模も少なく済むことが分った。そこで本年度はその詳細検討を行い，その構造の確立と問題点の把握を行う。</p> <p>57年度検討により，可動遮蔽体3層のうち最内周以外の2層はプラント寿命中炉外へ取出す必要のない見込みを得た。そこでこれらの可動遮蔽体は，燃料交換機では取扱わないこととし，燃料交換機構の取扱い領域を縮小することにより炉構造のコンパクト化をはかる。</p> <p>本検討においては，例えば炉心あるいは大回転プラグの偏心などとの組合せも検討する。</p> <p>57年度の検討により，通常停止時の冷却をDRACSを用いて行うためには，1次側を強制循環する必要のあることが分かった。</p> <p>57年度までは圧損を減少させることを検討はしてなかったが，全体的な炉心圧損低減と合わせて1次系全体の低減をねらい，その問題点を明らかにする。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>⑥ 燃料交換機グリッパはその一部分をナトリウム液面上に出すことも考慮する。</p> <p>⑦ 1 体型純化装置を炉内に設置する。</p> <p>⑧ 炉心構成要素の仕様は 1. 炉心・燃料の項で定められた炉心燃料集合体（燃料要素数 271 本，燃料ピン外径 7.4 mm φ）の仕様とする。</p> <p>⑨ 炉内構造物は万一の場合は取出せる構造としておく。</p>	<p>57 年度にはその可能性の見通しを得たので，本年度はシステム全体の検討を行い，最適な方式を追求し，合わせてその問題点を明らかにする。</p> <p>57 年度には DIHX と同程度の大きさで可能との見通しを得たので，本年度はそれを具体化し，システム上，単体上の課題を把握する。</p> <p>炉心との整合をとる。</p> <p>「常陽」および「もんじゅ」と同じ思想であるが，この検討を通して，将来の大型炉でもこの思想を通していくべきか否か，そのメリット・デメリットを明らかにする。</p>	
<p>2) 検討項目</p> <p>(1) 原子炉構造系統設計</p> <p>① 炉内構造物，直接炉心冷却系用中間熱交換器の伝熱管についても ISI の方法を検討する。</p> <p>② 制御棒駆動機構と炉心構成要素の地震時相対変位について検討する。</p>	<p>これまで未検討だったが，海外でも議論されている点であり，その問題点を明らかにするため，構造および方法の検討を行う。</p> <p>57 年度設計では炉心支持構造の許容変位量の取り分を暫定的に 10 mm とし地震時相対変位の検討を行った。原子炉構造全体の耐震挙動を分析して制御棒挿入性を満足し得る相対変位を明らかにし，大型炉でも「常陽」「もんじ</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>③ 保温設計の最適化を行う。</p> <p>④ 予熱計装ケーブル，ケーブルトレイ，アクセラート，空調ダクト，オーバフローノズルなどの検討を行う。</p> <p>⑤ 固定遮蔽体についてその材質，形状の変更を含む総合的な最適化を検討する。</p> <p>(2) 原子炉構造設備</p> <p>① 炉容器壁の健全性を評価する。</p> <p>② 回転プラグベアリングスタンドの見直しを行い，炉構造の縮小化を検討する。</p> <p>③ 燃料交換機のプラグ部分（回転プラグ貫通部）の構造についても検討する。</p>	<p>「μ」と同様の思想が通せるか否かを検討する。</p> <p>保温材を従来よりも厚くして放熱量を減少させる効果と比較し，大型炉におけるその最適値を追求する。</p> <p>全体のコンパクト化が実現可能かを確認する。それにより細かな部分についても開発上の問題点を探し出す。</p> <p>これまで検討してきたステンレス鋼に限定せず，他の遮蔽体も含めた検討を行い，大型炉としての最適化を追求する。</p> <p>炉容器壁（炉壁断熱構造も含む）に関し，総合的健全性の検討を行う。</p> <p>回転プラグベアリングスタンドは炉上部の縮小化の制約条件になっている。その設計条件（ガタ系を含む系の耐震解析手法，床応答曲線，Na蒸着，シール機構のし易い条件などを総合的に）の見直しも含め，その縮小化をさらに追求する。</p> <p>本年度設計では燃料交換方式は“2重回転プラグ回転直動式”（3重回転プラグ直動式と同一だが，大回転および中回転プラグを原子炉構造の分担，小回転プラグおよびF</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>④ 直接炉心冷却系用中間熱交換器の遮蔽プラグ貫通部構造について、遮蔽および断熱の観点より検討の詳細化を行う。</p> <p>⑤ 炉心支持板のたわみ量の見直しを含め、構造強度解析を行い、炉心支持構造物の健全性を評価する。</p> <p>⑥ 燃料交換時間短縮のため、差し込み、取り外しのしやすいケーブルコネクタの検討を行う。</p> <p>⑦ 炉壁断熱方式について検討し、熱抵抗体方式（支持方法を含む）と炉壁冷却方式の比較選定根拠書を作成する。</p> <p>(3) 制御棒駆動機構の操作</p> <p>① 制御棒駆動機構の操作特性、振動特性等の検討を行う。 （「炉心燃料」の 3）-（2）-④ と調整）</p>	<p>HMを燃取系の分担とする。5.-3)-（2）-① 参照）のため、中回転プラグと小回転プラグとの取合い部分の検討も行うものとする。</p> <p>熱的影響および貫通部のストリーミング対策は未検討である。</p> <p>57年度は簡易計算を行った。本年度は仕様に合わせる。</p> <p>「常陽」「もんじゅ」の経験により、この作業が運転員におよぼす影響が大きいため、制御棒駆動機構などのケーブルについて検討する。</p> <p>これまでに両方式とも一応検討されている。その比較選定の基礎資料を整備し、R & D計画の具体化に資するため。</p>	

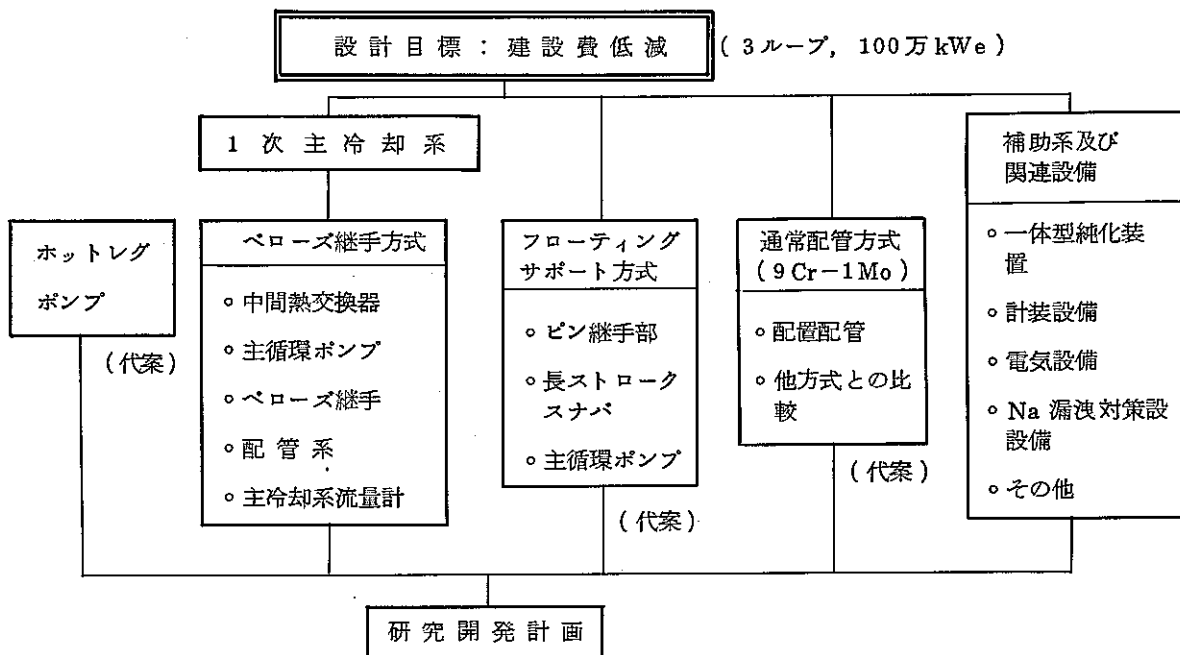
項 目	背 景 (説 明)	備 考
<p>② 配管破断事象も考慮して新型炉停止装置の検討を行う。</p> <p>(4) 直接炉心冷却系</p> <p>① 通常時および過渡時の炉内流動について、主冷却系への流れも含めて直接炉心冷却系用熱交換器の作動特性を検討する。</p> <p>② 直接炉心冷却系の運用方法を整理する。</p> <p>③ 直接炉心冷却系用中間熱交換器及び遮蔽体構造の取出し時の接近性について検討する。</p> <p>④ 直接炉心冷却系全体のシステム及び構成機器の詳細化を行う。</p> <p>(5) 関連計測制御設備</p> <p>① 原子炉計装のシステム（ハードおよびソフト）を検討する。</p>	<p>流量喪失事象（LOF）および配管破断事象（LOPI）を考慮して、最適な新型炉停止装置の見通しを得る。</p> <p>直接炉心冷却系起動時における炉心冷却の状態を正確に把握するため、主冷却系への流れも含め総合的な熱流動解析を行い、57～58年度に開発中の新型崩壊熱除去システム設計計算コードを用いる。</p> <p>これまでの検討結果（2次系除熱喪失時、1次系除熱喪失時、メンテナンス冷却時）を含め総合的に整理し、DRACS方式の是非の判断資料を整理する。</p> <p>DIHXを引抜く場合の接近性を考慮した本体および遮蔽体の検討を行う。</p> <p>システムおよび機器（電磁ポンプ、逆止弁、フローダイオードなど）につき詳細に検討する。</p> <p>57年度までに各計装の個々については検討されているが、見方を変えて、保護動作も運転員に必要な情報を迅速に提供する総合的システムを新たに検討し、新しい炉計装システムの開発の方向性を得る。</p>	

項 目	背 景（解 説）	備 考
<p>② 破損燃料検出系（位置決めも含む）を検討する。 位置決めについては2重円筒式破損燃料位置検出系も含めて各種タイプについて比較検討し、選定された方式について検討する。</p> <p>3) 代案検討項目</p> <p>① モジュール流量調節機構を省略した原子炉構造の検討を行う。</p> <p>② 炉心溶融事故を仮想した炉構造の検討を行う。</p> <p>③ ホットプラグ方式の炉構造の検討を行う。</p> <p>④ 岩石等を遮蔽材として使用した遮蔽プラグ構造の検討を行う。</p>	<p>経済性、大型炉への適用性、検出の迅速性、炉上部配置への影響（コンパクト化）などの観点より比較検討する。</p> <p>燃料支持モジュールの機能のうち、流量調節機能を炉心構成要素に備える方法が検討されており、それを更に発展させて本検討を行う。</p> <p>コアキャッチャを設けた場合に炉構造にいかなる影響がおよぶかを検討する（コアキャッチャを設置する場合、炉構造に大幅な変更が課せられる可能性があるため）。</p> <p>遮蔽プラグ上面温度を200℃程度（従来の設計では70℃程度）まで上げるとした場合に、遮蔽プラグの物量がどの程度軽減するか、またケーブル等の処理をどうするか、新たな開発項目は何かなど、総合的に検討し、比較選定の根拠を明らかにする。</p> <p>遮蔽プラグのコストを下げるために岩石等の使用が有効かどうか、また他に岩石の利用がいかなるメリット、デメリットがあるかを検討する（海外では岩石等を用いた実例もあるが、なぜ我国では使えないかを明らかにする）。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>⑤ 使用済炉心燃料集合体 1 バッチ分の貯蔵が可能な炉内燃料貯蔵方式の検討を行う。</p>	<p>炉内燃料貯蔵方式を採用した場合に炉構造がどの程度影響を受けるかを検討する。また炉内の熱流力、遮蔽構造、燃料交換機構への影響を検討する。</p>	

3.4 1次冷却系

今期の設計内容は、第2次概念設計(I)で得られた建設費低減概念について、さらに検討を加えるものである。主要設計検討項目を下図に示す。



3.4 1次冷却系

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>1) 主要検討条件</p> <p>① 1次主冷却系配管はベローズ配管系として最適なシステム及び機器とする。</p> <p>② クロスオーバーレグ配管系は上部ノズル方式とする。</p> <p>③ 主循環ポンプはコールドレグ，単段片吸込型とする。</p> <p>④ 主冷却系の圧損を最小にする。</p>	<p>建設費低減の観点から57年度は配管系にベローズ継手を採用した設計研究を行い，成立性の見通しを得たが，システム機器との整合性の点からは未だ十分でない。本設計研究においては，これらの整合をとり，ベローズ継手を採用した配管系に最適なシステム・機器を求めることを条件とする。</p> <p>上記の「ベローズ配管系として最適なシステム及び機器」の一つとして上部ノズル方式を指定した。これは主ポンプの入口，出口ノズルを従来よりも高い位置に置き，圧損低減をはかりつつ配管長さを短かくし，かつベローズのメンテナンス性の改善をはかろうとするものである。</p> <p>「もんじゅ」技術の継承及びベローズ配管系の採用により炉容器カバーガス圧力が8,000 mm Aq 前後になったことから，引続き本型式を条件とする。</p> <p>主冷却系の構成がどうであれ，圧力損失はあらゆる点で小さい方が良いに決っている。特に本設計研究ではポンプはコールドレグ装置であるので，炉容器のカバーガス圧低減をはかるため系統圧損は可能な限り低いことが望まれる。このためには配管及びIHXの圧損低減が重点である。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>⑤ 遮蔽線源については別途指示する条件を使用する。</p> <p>⑥ 純化系は一体型とし、炉容器内に設置し、寿命を5年(目標)とする。</p> <p>⑦ 配管用断熱支持構造を用いる。</p> <p>⑧ 180°、90°、45°、30°直管付エルボを用いる。</p>	<p>原子炉構造の検討に使用する条件と同一条件を使用する。</p> <p>純化系配管を省略して経済性を高めるため57年度は炉容器一体型を代案で検討し、一定の見通しが得られたので本年度は本案とした。なお前年設計では寿命が一年と短いので5年を目標とする。</p> <p>配管からの放散熱量を少なくすること、ひいては空調の負荷を軽減するために用いる。FFTFなどでは概に実用化されており、動燃でも過去に検討されたことがある。</p> <p>溶接線を少なくし、ISI、その他の検査を軽減するために条件とする。</p>	
<p>2) 検討項目</p> <p>(1) 1次主冷却系配管および支持装置</p> <p>① ベローズ継手の自重、熱応力、内圧、衝撃圧力、地震等の荷重に対する健全性を評価する。</p> <p>② ベローズ継手のギロチン破断の可能性について検討する。又一般配管部との相対比較も行う。</p> <p>③ 配管系の断熱支持構造を検討する。</p>	<p>本年度は前年度設計の経験と1年間で得られた情報及び新条件(上部ノズル方式)に基づいた設計に対して自重、熱応力、内圧、衝撃圧力等の検討を行う。</p> <p>ベローズ継手のギロチン破断の可能性について具体的に検討する。また一般配管とベローズ継手では、ギロチン破断の可能性にどれ程の違いがあるか、合わせて検討しておく。</p> <p>配管からの放散熱量を少なくするため、配管表面に直接</p>	<p>2社が検討を行う。 応力の評価基準をASMEベースにするかEJMAベースにするかは別途定める。</p>

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>④ 配管及び機器の最適な保温材厚さを検討する。</p> <p>(2) 主循環ポンプ</p> <p>① ベローズ配管系に適したポンプの検討を行う。なおコストダウン特性は別途指示する。</p> <p>(3) 中間熱交換器</p> <p>① ベローズ配管系に適した熱交換器の検討を行う。なお1次側の圧力損失は最小のものとする。</p> <p>② 熱応力、地震等の荷重に対する健全性の検討を行う。特に管板部の成立性を確認する。</p>	<p>支持具を付けない(断熱材を介して支持具をつける)構造の検討を行う。</p> <p>保温材の厚さが薄過ぎると放散熱量増大、雰囲気温度高をきたす。また必要以上に厚くすればコスト高と空間容積増大の原因となる。これまでの経験を生かして大型FBRとしての最適値を広い見地から求めようとするものである。</p> <p>「ベローズ配管系に適した」という観点から上部ノズル方式を採用した設計を行う。コストダウン特性は別途検討の上指示する。</p> <p>主循環ポンプの上部ノズル方式と関連させ、IHXもベローズ配管系に適した出入口ノズル位置を検討する。またコールドレグ設置ポンプを採用していることからIHX1次側の圧損は炉容器のカバーガス圧に大きく依存するので、IHX1次側圧損を可能な限り小さくする必要がある。このためIHXの構造が根本的に変ることもあり得る。</p> <p>これまでの検討で、IHXの大容量化上残された課題は構造強度である。その問題点を把握し、成立させる条件を求めるため解析条件の見直しも含めて総合的な健全性評価を行う。</p>	<p>3社が検討を行う。</p>

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>(4) 主冷却系流量計</p> <p>① ベローズ配管系に適した流量計システムの検討を行う。</p> <p>② 流量計の応答性および設置場所等について検討する。</p> <p>③ 2次主冷却系流量計との関係も含めて1次主冷却系流量計の機能を明確にする。</p> <p>④ 他型式の流量計との比較評価を行い、比較選定根拠書を作成する。</p>	<p>“常陽”“もんじゅ”の経験から1次系の流量計はその保守上(運開後の校正も含む)の配慮が重要である。下記②,③の基本的な検討と合せて、大型の発電炉としての1次系、しかもベローズ継手を用いた1次系に最適な流量計システムを追求し、開発上の課題を明らかにする。</p> <p>下記③の機能分担に応じた要求応答性を整理した上で、それを満足し得る流量計について必要な助走区間、保守性などを考慮した設置場所を検討する。</p> <p>軽水炉及び内外のFBRの経験を参考に、あらためて1次2次、3次(水蒸気系)各系統について、プロセス計装、安全保護計装等の機能分担を整理し、上記①の最適な流量計システム構成のベースを得ようとするものである。</p> <p>流量計には差圧式(バイパス式が有力)を想定しているが、それ以外の流量計についても、適用の可能性はあるか、差圧式とどれ程異なるか等のデータを得るために検討し、比較選定根拠書を作成しておく。</p>	
<p>(5) 純化系</p> <p>① 純化系の系等および機器検討を行う。</p>	<p>57年度に建設費低減方策の一つとして炉容器内設置型を代案で検討し、その成立の可能性を得た。58年度は本方式を本案とし、機器検討、系統検討を行う。また57年</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>② 純化系の基本的運転方法を検討する。(初期純化を含む)。</p> <p>(6) 関連設備</p> <p>① 温度計, 流量計, 圧力計等の計測制御設備を検討し, 設置場所を配管図上で明らかにする。</p> <p>② 予熱ヒータ用ケーブルトレイ, 計装用ケーブルトレイ, 予熱制御盤, アクセスルート等の位置を示す。</p> <p>3) 代案検討項目</p> <p>(1) 通常配管方式</p> <p>① 格納容器径を50メートル(目標)として9Cr系材料を使用した通常配管方式の1次主冷却系の検</p>	<p>度の検討ではコールドトラップの寿命が1年と短かった ので長寿命(目標5年)を目指した設計研究を行う。</p> <p>プラント全体のコンパクト化が進んでくると, 1次系純化系の所要空間(交換も考えた)がクリチカルになってくるがそれを解決するためにはまず運用方法から考え直すことが必要と判断した。そこでコールドトラップの基数, 初期純化, 原子炉運転時の純化, コールドトラップの寿命・交換等を考慮した基本的な運転方法を検討し, 上記①のベースを明確にする。</p> <p>1次主冷却系に必要な機能(個数, 応答性など)及び計測制御設備の種類, 型式などを検討した上で, それらの設置場所を配管図上で明確にする。これにより保守性も考えた所要空間の確認を行う。</p> <p>全体の物量低減の一環として, これらの配置の最適化を行うものである。</p> <p>熱膨張係数の比較的小さい9Cr系材料を用いた主冷却系の配管検討を行った場合, どのような配列引廻しになる</p>	<p>(材料室指摘項目)</p>

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>討を行う。(機器の外胴も9Cr系材料とする。)なお物性値等は別途指示する。その上で他方式との比較選定根拠書を作成する。</p> <p>(2) フローティングサポート方式</p> <p>① サポートピン継手部の健全性を評価する。</p> <p>② スナッパーの検討を行う。</p> <p>③ 主循環ポンプの健全性を評価する。</p> <p>(3) 単段両吸込型ポンプ(ホットレグ設置)</p> <p>① ベローズ配管系に適した主循環ポンプの検討を行う。特に成立性のキーポイントになると思われる</p>	<p>か、その問題点は何かを明らかにしておく。その上で他方式(オーステナイト系による通常配管方式、ベローズ方式、フローティングサポート方式等)との比較を明らかにし、将来の判断資料を整備しておく。</p> <p>FBRに用いる場合はPWRにくらべてピン継手部の高温摩擦特性、耐久性がより厳しくなると考えられる。それを明らかにした上で保修性も含め、健全性維持の方法を明らかにする。</p> <p>フローティングサポート方式ではIHX、ポンプなどの大型機器の振れ止めがクリチカルな問題の一つとなる。そのためスナッパーは吸収変位が最大170mmと大きいので、このスナッパーを設計し、その成立性、問題点を整理しておく。</p> <p>フローティングサポート方式においては、温度変化に伴って機器が移動する。特にポンプは動的機器であることから、本方式のあらゆる事象に対して軸のかじりの可能性等その健全性を確認しておく必要がある。</p> <p>ホットレグ設置、単段両吸込型ポンプを「ベローズ配管系に適した」という観点からもう一度見直し、検討する。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>箇所（軸受及びその周辺を含む）については前年度の解析を利用してその検討内容と構造図を示す。</p>	<p>またその成立のキーポイントになる部分については前年度の結果を参考に、検討内容と構造図を示す。</p>	

3.5 2次冷却系

本章では、2次冷却系の系統設備に関して、物量削減を目標に設計研究を実施する。

2次主冷却系の系統設計としては、ベローズ継手配管系系統を基に計装仕様の検討を行ない、計測器の設置位置、種類等を明らかにする。機器・配管設備については、57年度に引続き合理化の観点から、設計研究をまとめる。

配管設備に関しては、ベローズ継手自身の構造健全性、メンテナンス性およびナトリウム漏洩対策を検討し、2年度にわたるベローズ継手配管系設計研究をクローズさせる。

ベローズ継手の構造健全性については、地震時及びNa-水反応事故時についても検討し、衝撃圧に対しては、若干板厚を増加させる必要性を示す。また主配管系については、配管用断熱支持構造の概念構造の明確化を図ると共に特徴・課題について検討考案を行なう。鉛直方向地震に対する耐震性検討では、鉛直地震動下でのベローズ配管系の応答特性を明らかにする。

蒸気発生器は、完全共用方式ズルツア型のものに対して、その構造健全性と耐震性の評価を実施し、構造健全性を確認するとともに、鉛直地震動に対しては、剛構造として評価できることを示す。またメンテナンス項目、内容手順等の保修計画を作成する。

2次主循環ポンプについても、鉛直地震動に対して、十分に剛であり、鉛直地震に対しては、静的評価によることで妥当であることを示す。またメンテナンス性についての検討により、メンテナンス項目、頻度および運用法を明らかにして、保修計画を立案する。

ナトリウム水反応生成物収納系については、ダンプタンク内に収納されたナトリウム-水反応生成物の処理方法として、反応生成物の分離取出、コールドトラップ純化方式等について検討を行ない、合理化策として、ダンプタンク共用方式とすることでもプラント運用上問題ないことを示す。

補助炉心冷却系は、蒸気発生器完全共用方式(SGAHRS)をもとに直接炉心冷却系(DRACS)との組合せを考慮した基本運用を検討し、特にメンテナンスモードにおけるSGAHRSから、DRACSへの引継ぎ運用を明らかにする。また2次系分岐方式(IRACS)と直接炉心冷却系を組合せた場合との比較評価を行なう。

今次設計における他の特徴は、一層の合理化追求を目標とした代案設計であり、3項目について実施する。そのひとつは、9Cr系材料を用いた通常配管方式の検討である。2次主冷却系配管に、熱膨張率が比較的小さく、また高温強度に優れた9Cr系材料(Mod.

9 Cr-1 Mo)を用いることで、ベローズ継手を用いなくて配管短縮を図る方法の検討を行なう。

又、9 Cr 系材料を用いた蒸気発生器についても設計検討を実施する。

蒸気発生器については、更に一体貫流型の設計検討を行なう。

3.5 2次冷却系

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>2) 主要検討条件</p> <p>① 2次主冷却系配管はベローズ配管系として最適なシステム及び機器とする。</p> <p>② 主循環ポンプはコールドレグ，単段片吸込型とする。</p> <p>③ 主冷却系の圧損を最小にする。</p> <p>④ 蒸気発生器は無液面，ヘリカルコイル型とする。</p> <p>⑤ 配管用断熱支持構造を用いる。</p> <p>⑥ 180°，90°，45°，30°直管付エルボを用いる。</p>	<p>建設費低減の観点から57年度は配管系にベローズ継手を採用した設計研究を行い，成立性を見通しを得たがシステム，機器との整合性の点からは未だ十分でない。本設計研究においてはこれらの整合をとり，ベローズ継手を採用した配管系に最適なシステム・機器を求めることを条件とする。</p> <p>①“もんじゅ”技術の継承，②これまでの設計研究で特にクリティカルな問題がないことから引続き，本方式を条件とする。</p> <p>ベローズ配管系の特徴をフルに生かして，ポンプ動力及び設計圧力の低減をはかる。</p> <p>大型化の問題を最小にするために，53年度の設計研究より無液面・ヘリカルコイル型を検討してきた。57年度実施した他型式との比較評価においても本型式は特に劣るものではないので条件とした。</p> <p>放散熱量を少なくすること，ひいては空調の負荷を軽減するために本支持構造を用いる。</p> <p>溶接線を少なくし，ISI その他の検査を軽減するため。</p>	<p>FFTFで実用化されている。</p>

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>⑦ ナトリウム・水反応生成物収納容器はダンプタンクと共用する。</p> <p>⑧ 補助炉心冷却系の一つは蒸気発生器完全共用型とする。</p> <p>3) 検討項目</p> <p>(1) 2次主冷却系配管および支持装置</p> <p>① ベローズ継手の自重、熱応力、内圧、地震、衝撃圧力等の荷重に対する健全性を評価する。</p> <p>② 配管系の断熱支持構造を検討する。</p> <p>(2) 蒸気発生器</p> <p>① 熱過渡、地震等の荷重に対する健全性について検討する。</p> <p>(3) ナトリウム・水反応生成物収納系</p> <p>① ダンプタンクに収納されたナトリウム・水反応生成物の処理方法について検討する。</p>	<p>2次系の全NaのドレンとNa-水反応が同時に発生することは考えられないため、反応物収納容器とドレンタンクを共用する概念が検討され、その利点が明らかになってきているので本概念を条件とする。</p> <p>本概念は57年度に採用され、成立の可能性が得られた。58年度は本概念をさらに発展させ、他の補助炉心冷却系との整合性も検討するため条件とした。</p> <p>前年度設計の経験と1年間で得られた情報に基づき、ベローズ継手の自重、熱応力、衝撃圧力等の荷重に対する健全性を評価し、問題点を摘出する。</p> <p>断熱支持構造に対する検討上からの要求機能と条件を明らかにし、開発の目標を把握する。</p> <p>熱過渡、地震を含む健全性を評価し、これによりシステム上、構造上の改良点を明らかにする。</p> <p>これまで概念的には検討したが、処理作業に必要な装置、作業空間及び回復時間など定量的な検討を加えることにより、ダンプタンク共用方式の発電炉としての成立性と開発</p>	<p>2社が検討を行う。</p>

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>(4) 補助炉心冷却系</p> <p>① 直接炉心冷却方式と蒸気発生器完全共用方式を組み合わせた場合についての基本的運転方法及び配置計画について検討する。</p> <p>② ①の結果と、直接炉心冷却系と2次系分岐方式を組み合わせた場合との比較評価を物量、運転性、その他(安全クレジット等)について行い、比較選定根拠書を作成する。</p> <p>(5) 関連設備</p> <p>① 温度計、流量計、圧力計等の計測制御設備を検討し、設置場所も明らかにする。</p> <p>4) 代案検討項目</p> <p>(1) 通常配管方式</p> <p>① 9Cr系材料を使用した通常配管方式の2次主冷却系の検討を行う。(機器の外胴も9Cr系材料とする)。なお、物性値等は別途指示する。その上で、他方式との比較を定量的に行い、比較選定根拠書を作成する。</p>	<p>課題を明らかにする。</p> <p>前年度はDRACS, SGAHRS をそれぞれ独立に検討し、一応の成立性をみた。そこで本年度は両方式を組み合わせた補助炉心冷却系としてのメリットと問題点を明らかにする。</p> <p>DRACS と IRACS を組み合わせた補助炉心冷却系は①と共に有望視されているが未だ検討されていない。よってこの検討をすると共に①との比較評価を行い、その結果をまとめておく。</p> <p>1次主冷却系に必要な機能(個数、応答性など)及び計測制御設備の種類、型式などを検討した上で、それらの設置場所を配管図上で明確にする。これにより補修性も考えた所要空間の確認を行う。</p> <p>熱膨張係数の比較的小さい9Cr系材料を用いた主冷却系の配管検討を行った場合、どのような配管引廻しになるか、その問題点は何かを明らかにしておく。また他方式(オーステナイト系による通常方式、ペローズ方式)と比較評価し、将来の判断資料を整備しておく。</p>	<p>(材料室指摘項目)</p>

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>(2) 蒸気発生器</p> <p>① 全体的に9Cr系材料を用いた無液面・ヘリカルコイル型蒸気発生器の検討を行う。その上で他方式との比較を定量的に評価する。</p> <p>② 一体貫流型蒸気発生器を設計し、性能、健全性、保守補修性を含む総合的な評価を行う。その上でループ当りの最適基数の検討を行い、他方式との比較を定量的に行い、比較選定根拠書を作成する。</p>	<p>全体を9Cr系にしたSGのメリット、問題点を明らかにし、他方式との比較判断資料を整備する。</p> <p>一体貫流型SGは一般に物量を低減し、経済性の向上が期待できると言われるが本方式のSGを設計することによりそのメリット、問題点を総合的、定量的に評価する。その結果を基にループ当りの最適基数の検討を行い、他方式（本案検討、9Cr系設計）と比較評価し、その結果をまとめておく。</p>	<p>(機器ブロック指適項目)</p>

3.6 燃料取扱設備

プラント建設費最小を主目標とし第2次概念設計での成果をふまえて、今期検討された大型集合体炉心（ $\phi 7.4 \times 271$ ピン燃料集合体）に適した燃料取扱系の設計研究を行なう。

3.6 燃料取扱設備

項 目	背 景（解 説）	備 考
<p>1) 主要検討条件</p> <p>① 燃料交換は通常1年に1回原子炉停止時に行うものとする。</p> <p>② 通常の燃料交換以外にも、原子炉等に異常が発生し、燃料交換作業が必要となることも考慮した検討とする。</p> <p>③ 取扱う炉心構成要素の仕様は、1.炉心・燃料の項で定められた炉心燃料集合体の仕様とする。</p> <p>④ 炉心燃料貯蔵設備と炉心間の所要燃料交換時間は30分/体を目標とする。</p> <p>⑤ 燃料交換機は、炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体、制御棒集合体、中性子源集合体及び可動中性子遮蔽体等の炉心構成要素の交換、及び燃料出入機への受渡しができるようにする。</p> <p>ただし、可動中性子遮蔽体は最内層のもののみを取扱うものとし、それ以外のものは専用の取扱装置で取</p>	<p>原型炉「もんじゅ」では0.5年に1回の燃料交換を行う設計になっている。実証炉においては燃焼度の向上と相俟って、稼働率向上の為に270～365日運転後燃料交換とする。</p> <p>上記①の計画燃料交換以外にも、何らかの原因で燃料交換作業を行う必要が生ずる場合もあり得るので設計上考慮しておく必要がある。</p> <p>プラント全体の整合性。</p> <p>これまでの設計研究の結果得られた値を用いている。稼働率との関連を含め燃料交換時間は出来るだけ短かいことが望ましいが、これまでの検討でこの位が実現可能範囲と判断した。</p> <p>燃料交換機の基本的要求事項を示したものである。</p> <p>可動中性子遮蔽体の取扱いについては燃料交換機等のコンパクト化の観点から付加した条件である。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>扱ひことも考慮する。</p> <p>⑥ 燃料交換機グリッパーはその一部分をカバーガス中へ出して使用することも考慮する。</p> <p>⑦ 燃料出入機は燃料交換機で移送された使用済み炉心構成要素の炉外の受渡し位置への移送及び、新炉心構成要素の燃料交換機への移送が可能とする。</p> <p>⑧ 新燃料受入貯蔵設備は所外からの新炉心構成要素を受入れ、所定の検査後、燃料出入機へ渡す機能をもつものとする。</p> <p>⑨ 使用済燃料処理搬出設備は、燃料出入機よりの使用済炉心構成要素を洗浄等の処理の後に所外へ移送することが可能とする。</p> <p>⑩ 使用済炉心構成要素は前述の通り燃料交換機、出入機により炉心から炉外燃料貯蔵設備へ移送後、洗浄、水中貯蔵後再処理施設へ搬出する。ただし破損燃料は炉外燃料貯蔵設備で冷却後、ナトリウム洗浄等せずに未処理のまま炉外燃料検査施設へ搬出する。</p> <p>⑪ 炉心燃料集合体の崩壊熱については別途指示する。</p>	<p>炉構造および FHM の短縮化をねらうため、57 年度に検討を行い、一応構造上の見通しを得た。</p> <p>燃料出入機の基本的要求事項を示したものである（炉外の受渡し位置とは EUST であり、IUST の場合は炉外渡しラックを示す）。</p> <p>燃料加工工場より受け入れた新燃料を燃料出入機へ受わたすまでの新燃料受入貯蔵設備の基本的要求事項を示したものである。</p> <p>使用済燃料処理搬出設備とは燃料出入機で受取った使用済炉心構成要素を所内へ搬出するまでの一連の作業を行うものであり、この設備の基本的要求事項を示したものである。</p> <p>使用済炉心構成要素の基本的流れを示したもので、特に破損燃料については正常なものと別けて取扱い、汚染を少なくすることを考慮する。</p> <p>大型炉ではクリチカルな問題となっており、③と同様燃料取扱設備の設計、特に燃料出入機 EUST (IUST) 等</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>2) 検討項目</p> <p>(1) 燃料取扱設備系統</p> <p>① 新炉心構成要素, 使用済み炉心構成要素及び破損燃料の取扱い方法, 設備及び経路を明確にする。</p> <p>② 上記①の検討を踏えて燃料取扱建物内の配置, 寸法を検討する。特に, 作業エリア, アクセスルート, 空調ダクト, ケーブルトレイなどについて明確にする。</p> <p>③ 燃料取扱作業で発生する廃棄物の量の算定を行い, またその最少化の方法を検討する。</p> <p>(2) 燃料交換設備</p> <p>① 2重回転プラグ回転直動式燃料交換機を検討する。</p> <p>② 2重回転プラグオフセットアーム式, 2重回転プラグ2 FHM式及び, 2重回転プラグ回転直動式の</p>	<p>は崩壊熱除去を十分考慮しておく必要がある。 最新のデータに基づいたものを使う。</p> <p>燃料取扱設備は特にシステムとして考える必要がある系統であり, この点を十分つめておかなければならない。</p> <p>57年度に行った燃料取扱建物の縮小化の検討に, 上記①の検討結果および左記特記事項も合わせて, その成立性を確認する。これにより縮小化によるメリットと問題点を明らかにする。</p> <p>LWRでも問題となって来ているが運転にともない放射性廃棄物の量が増加してくる。FBRにおいても特に燃取作業では廃液を含め多量に出ることも考えられるので, 少なくする様に前もって十分検討しておく必要がある。運転コストにも関連する。</p> <p>57年度設計では2重回転プラグ・オフセットアーム式(正案)および3重回転プラグ直動式(代案)の検討を行った結果では, 大回転プラグの小型化の観点からは前者が優れているが, 後者でもさほど大きくはなく(65mm増加)FHM構造の単純さなどの点では後者が優れている。そこ</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>比較検討を定量的に行い、比較選定根拠書を作成する。</p> <p>③ 燃料交換機の遮蔽プラグ部及びその周辺の温度分布を検討する。</p> <p>(3) 燃料出入設備</p> <p>① シュート部の製作・据付及び検査方法を検討する。</p> <p>② シュート部の予熱・冷却構造の具体化と機能の評価をする。</p> <p>③ 移送セル内シュートプラグ取扱機及びレール接続機構を具体化する。</p>	<p>で本年度は2重回転プラグ回転直動式（原理的には3重回転プラグ直動式と同じだが、FHMおよび小回転プラグまでをFHMと一体に検討する）を追求し、メリットと問題点を明らかにする。これまで行ってきた各種方式の検討結果を整理し、方式選定の判断資料を整備するため。</p> <p>燃料交換機の遮蔽プラグ部分（回転部も含む）は特に温度分布に変化が生じることが考えられるので設計上十分つめておく必要がある。</p> <p>これまでの検討によりシュート部は多重管であり、特に複雑な構造となっていることがわかった。そこで製作・据付及び検査方法のつめを行い、成立性の確認と開発上の課題の把握をする。</p> <p>①と同様、起動時の予熱、シュート部で使用済み炉心燃料集合体が動かせなくなった場合の崩壊熱除去のための予熱冷却装置についてその具体化を計り、その機能を十分評価し、開発上の課題を明らかにする。</p> <p>これまで一応検討はされているが、移送セル燃料出入方式のクリチカルな部分のひとつなので、成立性および問題点解明のため具体的検討を行う。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>④ 移送セル内機器のメンテナンス計画を特に付着ナトリウムおよびその滴下に留意して具体化する。</p> <p>⑤ 移送セル内キャリジの耐震検討をする。</p> <p>(4) 燃料受入貯蔵設備</p> <p>① 新燃料貯蔵計画の検討を行う。</p> <p>② 炉外燃料貯蔵槽の胴抜シュート部の構造成立性及び検査方法を検討する。</p> <p>③ 炉外燃料貯蔵槽の破損燃料の検出方法及び取扱方法を検討する。</p>	<p>シュート移送セル方式では、出入設備の大部分が不活性ガス雰囲気ホットセル内におかれるため、その保守には予め十分な配慮が必要である。この検討により機器および配置の改良点を明らかにし、かつ開発上の課題を明らかにする。</p> <p>新燃料および使用済燃料入り Na バスケットを運ぶキャリジはかなり高いレベルのルール上を走行するものであり、その耐震性がクリチカルになると考えられる。</p> <p>新燃料をトレーラで受け入れてからα検査、新燃料貯蔵ラックを経てキャスクカーにより EUST に装荷するまでの取扱い方法および諸設備のレイアウトなどについて検討する。これにより燃取作業および燃取設備のコスト低減の可能性と開発上の課題の有無を確認する。</p> <p>57年度に EUST の縮小化の一環として胴抜シュート方式を検討し、そのメリットを確認したが、構造成立性、検査方法が本方式のクリチカルな点と考えられるので、そのツメを行い、成立性と開発課題を明らかにする。</p> <p>使用済燃料の取扱いは正常か破損かによりルートを変えることを考えている。したがって EUST で破損燃料が最終的に確認出来ることが望ましい。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>④ 炉外燃料貯蔵槽内自然循環除熱能力と温度分布を求める。</p> <p>⑤ 炉外燃料貯蔵槽冷却設備の必要スペースを検討する。</p> <p>⑥ 制御棒を含む使用済炉心構成要素の水プール裸貯蔵方式による長期貯蔵（制御棒については30年、炉心燃料集合体については3年程度）について検討する。</p>	<p>これまで強制冷却で検討していたが、最近の「もんじゅ」の成果を反映し、EUST本体の検討とともに、EUST冷却系の一環として検討し、大型化への効果と問題点を明らかにする。</p> <p>EUST冷却設備全体をまとめるため。</p> <p>これまでの検討では制御棒は裸貯蔵は困難（缶詰貯蔵）とされているが、建設コスト削減のためにも水プール容量を小さくし、手順を簡略化するためにも裸貯蔵方式の可能性を更に追求し、ネックとなる技術を明らかにし、開発課題を把握する。</p>	
<p>3) 代案検討</p> <p>① ループ型炉へのAフレーム方式燃料出入設備の採用について新格納容器概念の採用を含めて検討する。</p>	<p>一般にループ型炉はタンク型炉よりも格納容器径が大きいためEUSTを格外に置く場合には、Aフレーム方式をそのままでは採用し難い。そこで格納容器の形状変更を含めてAフレーム方式の可能性を追求する。</p> <p>Aフレーム方式はタンク型炉の燃料出入機として定着しており、またすぐれた方式であると考えられる。この方式をループ型炉へ導入するために必要な条件と解決すべき問題点を含め検討を行う。</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
<p>② 台車方式，移送セル方式及びAフレーム方式の比較を定量的に行い，その上で比較選定根拠書を作成する。</p> <p>③ 炉構造との関連を考慮し，炉内燃料貯蔵方式をループ型炉に採用した場合の燃料取扱設備の検討をする。</p> <p>④ 炉外燃料貯蔵槽の型式として，固定ラックと2重回転プラグ直動式，回転ラック方式と単回転直動式及び固定ラックと単回転オフセットアーム式について比較検討を行い，その上で比較選定根拠書を作成する。</p> <p>⑤ 使用済炉心構成要素の水プールにおける貯蔵方式として簡易缶詰方式の採用について検討する。</p> <p>⑥ 炉外燃料貯蔵槽よりも下流設備をホットセル方式とし，燃料取扱建屋を大巾に縮小した概念の検討をする。</p> <p>⑦ 使用済燃料集合体輸送用ナトリウムキャスクの検討をし，我国における採用上の問題点の摘出をする。</p>	<p>これまで行ってきた各種方式の検討結果を整理し，判断資料を整備するため。</p> <p>「常陽」「もんじゅ」でも，炉内貯蔵方式について検討したが，現時点で大型炉の場合について更にその成立性を確認する。</p> <p>燃料出入方式と適合するEVSTとして検討してきた各種方式について，その検討結果を整理し，判断資料を整備しておく。</p> <p>「もんじゅ」でも検討されたが，今後のR&Dの成果を利用することを前提に，より簡易な方式の実現性を検討する。再利用可能な簡易缶詰方式としては水封入方式を考えている。</p> <p>燃料取扱い建屋は設備的に比較的大きなウェイトを占めるため，この縮小化の一環として全体をホットセルとしたものとの検討を行う。これには多くのデメリットが予想されるが，どれが許容できる程度のものか検討する。</p> <p>これまでの検討により，ナトリウムキャスクは除熱能力が7～10kWで，これを用いれば炉停止より輸送までの減衰待ち期間は100日（従来の水キャスクは4kW，8か</p>	

項 目	背 景 (解 説)	備 考
	<p>月)程度で短縮できていることがわかっている。</p> <p>再処理設備側の問題も含め燃料貯蔵設備の貯蔵容量軽減 および核燃料サイクルの効率化の検討を行う。</p>	

4. 主な成果と今後の課題

本年度設計研究の総合的な評価を当初の検討方針と合せて以下に示す。尚各系統毎の主要成果と今後の課題を表 4.1 ～表 4.6 に示す。

58年度高速増殖実証炉設計研究の主な成果(1/6)

サブシステム	目 標	検 討 方 針	過 去 の 成 果	評 価
(1) プラント	(1) 各種運転状態の検討	各種運転状態を設定して、各種運転状態のヒートバランスを作成。各状態の変化の手順と所用時間を検討する	57年度はベンソンタイプについて100%、30%ヒートバランス作成。 58年度はズルツェタイプについて、各種運転状態を検討	低温停止、温態待機、出力運転、燃料交換、メンテナンス(1ループドレン時)の主冷却系の運転状態設定、通常起動操作及びプラント起動停止曲線を検討、温態待機温度(炉出口)278℃、起動時間:約42時間、停止時間約25時間を得た。
	(2) 熱過渡解析	代表的なプラント異常状態を選び出し、それについて熱過渡解析を行う。	第1次概念設計時に通常配管システムとIRACSを採用した概念について解析実施。	ペローズ配管システムとSGAHRsを採用した概念について解析した結果、①配管の短縮によりプラント全体の熱過渡変化進展が早くなり、②Na側温度推移は、水/蒸気側に依存する。
	(3) 免震構造の検討	建屋および主要機器用の免震構造の検討を行い、その上でのプラント、及び各部について耐震性を検討する。	非免震構造について検討	建物に生じる力と速度、剪断力、曲げモーメント等は非免震の場合に較べて1/4~1/10以下になる。又応答加速度は基礎板上板を除いて1/2になる。但し、建物の地盤からの変位量は非免震の場合の約2.5倍以上になり、建物間変位吸収のペローズ等が必要となる。
(2) 炉心・燃料	(1) 燃料の長寿命化	・出力平坦化 ・構造材スウェリング式の見直し ・ガスプレナムの下部設置方式	B D I が制限条件となり760日運転が限界であった。	365日×3サイクル運転の見通しがほぼ得られたが、被覆管外径増加では制限値(7%)を0.4%、B D I では制限値(2dw)を0.5 dw、それぞれ超えている。
	(2) 集合体長さの短縮	・エントランスノズルの合理化 ・上・下部遮蔽体長の見直し	全長460cm(その内エントランスノズル長は50cm)	全長を460cmと前年度と同じであるが、エントランスノズル長を10cm、遮蔽体長を7cmで合計17cm短縮できる見通しを得たが、将来の長期運転する場合を考えて、この余裕をガスプレナム長を長くするために残しておくことにした。今回はこの17cmを遮蔽体長にした。

58年度高速増殖実証炉設計研究の主な成果(2/6)

サブシステム	目 標	検 討 方 針	過 去 の 成 果	評 価
	(3) 最大線出力の評価	<ul style="list-style-type: none"> 出力平坦化 移行炉心での燃料交換法の検討 軸非均質炉心の検討 	移行/平衡炉心 = 434/429w/cm (制限値 430w/cm)	移行/平衡炉心 = 413/404w/cmに低減でき、全炉心燃料336体のうち12~20体削減できる見通しを得た。更に、軸非均質炉心を採用することにより一層の削減の可能性を見出した。
	(4) 炉心コンパクト化	<ul style="list-style-type: none"> 径ブランケット燃料本数削減 増殖比低下容認 可動反射体のSUS以外の材質の検討 		全ブランケット燃料を2層→1層、反射体を4層→2層に削減する可能性を見出したが、詳細検討、確認試験が必要である。
	(5) 集合体全体圧損の低減	<ul style="list-style-type: none"> 燃料要素配列ピッチの拡大 可動反射体外接円径増大の容認 	4.6 kg/cm ²	可動反射体外接円径は、約16cm増大したが、集合体圧損は3.5 kg/cm ² に低減でき、主循環ポンプ動力を約5%低減できる見通しを得た。
	(6) 制御棒の長寿命化	<ul style="list-style-type: none"> 主系統はベント型とする。 後備系統は密封型とする。 3サイクル寿命のための課題抽出 		反応度的には3サイクル寿命があるが、主系統は2サイクル、後備系統は1サイクルしか寿命がないことが分り、3サイクル寿命をもたらすための問題点(B ₄ CスウェリングによるPCMI, CDF, 密封型等)が把握できた。
	(7) 炉心燃料交換時間の短縮	<ul style="list-style-type: none"> 大型集合体の採用 	1体当りの燃料要素数は217本	271本にして燃料交換時間の短縮化(約20%)をはかった。
(3) 原子炉構造	(1) 原子炉構造	大型燃料集合体で構成した炉心を採用し、かつ、炉心支持構造の合理化等を反映して原子炉構造を更に縮小化する。	57年度検討により 炉容器内径 12.15 m 高さ 16.95 m を達成した。	本年度より大型集合体を採用したが、にもかかわらず 炉容器内径 12.28 m " 高さ 16.95 m を達成した。

58年度高速増殖実証炉設計研究の主な成果(3/6)

サブシステム	目 標	検 討 方 針	過 去 の 成 果	評 価
	<p>(2) 原子炉構造の強度の検討</p> <p>(3) 直接炉心冷却系の運用法の拡大</p>	<p>① 炉容器および炉容器壁保護装置について、内圧および熱荷重に対する強度検討</p> <p>② 横プレナム容器について、内圧および鉛直地震に対する強度検討</p> <p>③ 炉容器、シャヘイプラグについて、鉛直地震動に対する強度検討</p> <p>直接炉心冷却系1次系に強制循環機能をもたせる。</p>	<p>① 3次元温度分布解析を炉容器壁保護装置について実施し成立の見通しを得た。</p> <p>② 57年度に2次元温度分布解析を行なった。</p> <p>57年度設計により、メンテナンス冷却にDRACSを用いるには、その1次側を強制循環する必要性のあることが判明した。</p>	<p>① 3次元温度分布解析を実施し成立の見通しを得た。ノズル貫通部について、およびストラテフィケーションに対する検討も必要。炉容器自体についても検討が必要。</p> <p>② 許容値以下であることを確認したが、熱抵抗体間にあるナトリウムの自然対流効果も考えた詳細検討が必要。</p> <p>③ 無視できる程度であることを確認した。</p> <p>・システムおよび運用方法の明確化をはかった熱衝撃の観点から強制循環用電磁ポンプを起動する時期についての検討が必要。</p> <p>・強制循環用電磁ポンプについて構造概念を明確化した。400℃の高温雰囲気中で連続使用に耐えるコイルを開発する必要あり。</p> <p>・炉内熱交換器引抜き時のキャスクも含め、保守作業の自動化、構造材中のCo含有率の低減などについて検討必要。</p>
(4) 1次冷却系	(1) 配管短縮化	<p>1次主冷却系配管の短縮化</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ベローズ配管系合理化 <ul style="list-style-type: none"> ・クロスオーバーレグ配管系を上部ノズル方式とする。 ・ベローズの成立性確認 ○9Cr材通常配管系設計 <ul style="list-style-type: none"> ・SUS材通常配管、ベローズ配管との比較。 	<ul style="list-style-type: none"> ○57年度ベローズ配管系設計を実施 <ul style="list-style-type: none"> ・配管長 52m/ループ ・エルボ数 11ヶ 	<ul style="list-style-type: none"> ○配管短縮(52→33m/ループ)、エルボ数削減(11→3)が成された。 ○ベローズの成立性についてはASME及びBDSで評価し見通しを得た。 ○9Cr材通常配管によりベローズ配管と同一径のC/Vにおける見通しを得たが、CP等の問題も含め統合的評価検討が必要。

58年度高速増殖実証炉設計研究の主な成果(4/6)

サブシステム	目 標	検 討 方 針	過 去 の 成 果	評 価
(5) 2次冷却系	(2) 機器合理化	<ul style="list-style-type: none"> ○ベローズ配管系合理化にあわせた機器設計(IHX, ポンプ上部ノズル方式) ○配管断熱支持構造の検討 ○流量計型式の検討 <ul style="list-style-type: none"> ・配管長に影響しない型式を検討 ○純化系合理化 <ul style="list-style-type: none"> ・炉容器内設置型CTの長寿命化 	<ul style="list-style-type: none"> ○57年度概念検討 ○通常配管系では大口徑永久磁石式を採用 ○ベローズ配管系では未設計 ○57年度炉容器内CTを検討 	<ul style="list-style-type: none"> ○IHX:成立の見通しを得たが、今後更に型式(1次系管側方式)、構造(整流板による圧損)のつめが必要 ○ポンプ:構造成立性、直径縮小化の検討必要。 ○構造設計を進めたが、配管熱膨張吸収構造及び耐震性の検討が必要。 ○各種型式を比較検討し、分岐式小口径永久磁石式を採用。 ○CTメッシュ容積増加によりメッシュ交換頻度 1年毎→4年毎を実施。メッシュ交換作業法、しゃへいキャスクの検討要。
	(1) 配管短縮化	<p>2次主冷却系配管の短縮化</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ベローズ継手配管系設計 <ul style="list-style-type: none"> ・ベローズ継手健全性 ・メンテナンス, Na漏洩対策 ○9Cr系材料通常配管方式配管引廻し, ベローズ配管との比較 ○9Cr系材料蒸気発生器を設計し, 57年度設計との物量比較 	<p>57年, 下記ベローズ継手配管系設計を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベローズ継手使用・配管配置 ・ベローズ継手配管応力評価 ・ベローズ継手構造設計 <p>O/B建屋への投影面積 3,900→3,000m²</p> <p>配管長 780→540m</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○強度評価を行ない, 成立性の見通しを得た(強度計算結果を表4.5-1) ○9Cr系配管方式はSUS通常配管方式に比べ, 配管長は780→645m, エルボー数99→63個に減少する。(540) (42) ○9Cr系材料蒸気発生器の構造設計を行なう。構造設計上特に問題となるような点はない(但し, 9Cr材料強度基準値の作成が今後必要)。
	(2) 機器合理化		<p>ヘリカルコイル型 vs 直管型, 無液面型 vs 自由液面型, SG単基容量について検討。</p>	

58年度高速増殖実証炉設計研究の主な成果(5/6)

サブシステム	目 標	検 討 方 針	過 去 の 成 果	評 価
(6) 燃料取扱設備	(3) 系統合理化	<p>一体貫流蒸気発生器(9Cr)を設計し 57年度設計との物量比較</p> <p>ダンプタンク共用方式放出系設計 反応生成物処理方法の検討</p> <p>補助炉心冷却系(SGAHRS + DRACS)の基本運用計画, 及びSGAHRSとIRACSの比較評価</p>	<p>・系統構成, 仕様, Na-水反応事故時圧力評価</p> <p>SGAHRS 系統構成・仕様及びSGAHRS 基本運用</p>	<p>○物量, 溶接線数で分離型の方が30~60%大きい。</p> <p>○物量面でどの程度9Cr-一体型が効果あるか 定量的な把握ができた。今後は, 運転, 保守等の面からの総合的評価が必要。</p> <p>○今次設計の前提(SG分散配置, DRACSをバックアップとして使用等)では, 物量面でIRACSの方が有利であったが, SGの条件等によるちがいについて検討が必要。</p>
	(1) 物量の削減	<p>・57年度設計研究を踏え, 更に見直し検討を実施する。</p>	<p>・57年度設計では第1次概念設計の物量の46%まで削減出来た。</p>	<p>○58年度設計では57年度設計の94%(1515t)まで物量の削減が出来た。今後はEVSTの削減等新たな概念を含めて検討する必要がある。</p>
	(2) S/F等の貯蔵方法の簡素化	<p>・使用済炉心構成要素の水中裸貯蔵を指向する。</p>	<p>・S/Fは6カ月程度の短期間であれば裸貯蔵で成立する見通しが得られている(57年度設計)。</p>	<p>○常陽での実績, ORNLでの実験結果等から, S/Fについては簡易缶詰方式で3年程度まで貯蔵の可能性の見通しが得られたが, 更に長期貯蔵の検討が必要。制御棒については原子炉寿命中30年の貯蔵は現状のデータからの外挿は困難のため, ガス缶詰としているので考え方の変更を含め更に検討が必要。</p>
(3) 燃料交換機型式の選定	<p>・大型炉として好ましいと考えられる。燃料交換機型式の比較選定根拠書を作成する。</p>	<p>・2重回転プラグオフセットアーム式, 2重回転プラグ2 FHM方式, 2重回転プラグ回転直動式(3重回転プラグ直動式)について検討。</p>	<p>○現状では構造が単純で物量が少ない2重回転プラグ回転直動式が優れているとの結論が得られた。なお回転プラグ部のシール構造について検討の必要がある。</p>	

58年度高速増殖実証炉設計研究の主な成果(6/6)

サブシステム	目 標	検 討 方 針	過 去 の 成 果	評 価
	<p>(4) 燃料出入機シュート部構造の簡素化</p> <p>(5) EVST 燃料移送方式の選定</p> <p>(6) 各種燃料移送・貯蔵方式検討のまとめ(代案)。</p>	<p>・3重管シュート構造を2重管シュート構造とする。</p> <p>・EVST 燃料移送方式比較選定根拠書を作成する。</p> <p>・DRACSを設置したループ型炉における燃取システムの比較検討結果のまとめを行う。</p>	<p>第1次概念設計では4重管構造であったシュート部が、構造の見直しにより3重管構造と出来た。</p> <p>固定ラックと単回転オフセットアーム式、回転ラックと単回転直動式及び固定ラックと2重回転ブラグ直動式について検討。</p> <p>台車方式、移送セル方式、Aフレーム方式について検討して来た。又貯蔵方式としては炉外貯蔵方式で主に検討して来た。</p>	<p>○中間スリーブのかわりに予熱・冷却配管を用いることにより2重管構造とすることが出来た。シュート部の構造簡素化はほぼ出来上ったと考えられる。</p> <p>○現状では設備の小型化が可能で技術的に困難な点が無い単回転オフセットアーム式が優れているとの結論が得られた。</p> <p>○58年度は更にインセルAフレーム概念を加えて検討しまとめた。現状では物量が削減出来る可能性が高いインセルAフレーム方式が優れているとの結論であるが、インセルAフレーム方式の具体的検討が不足しており今後必要である。</p> <p>○ハープ型炉としてもっとも望ましい燃料出入方式、貯蔵方式を炉構造側との関連で更に検討する必要がある。</p>

4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題

表 4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題 (1/10)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
配 置 各種運転状態	建物寸法	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 補助建物寸法 $58^{\text{m}}\text{H} \times 112^{\text{m}}\text{L} \times 113^{\text{m}}\text{W}$ (57年度) <li style="padding-left: 2em;">→ $58^{\text{m}}\text{H} \times 109^{\text{m}}\text{L} \times 110^{\text{m}}\text{W}$ (58年度) 2次補助ナトリウム系エリア, 燃取エリアの配置調整による。 		
	運転状態の設定	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 低温停止, 温態待機, 出力運転, 燃料交換メンテナンス (1ループドレン時) の主冷却系の運転状態を設定 (表 4.1.1) 	<ul style="list-style-type: none"> ◦ カバーガス圧に関する検討が不足 	
	通常起動運転操作	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 低温停止状態から 100% 出力に達する運転操作手順検討しブロック図作成 (図 4.1.1) 	<ul style="list-style-type: none"> ◦ カバーガス圧に関する検討が不足 ◦ 通常停止運転操作の検討が不足 	
	プラント計画起動停止曲線	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 起動時速度 $15^{\circ}\text{C}/\text{hr}$, 停止時速度 $25^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ を設定し, かつ温態待機状態を設けた場合のプラント計画起動停止曲線を設定 (図 4.1.2) <li style="padding-left: 2em;">起動時間: 約 42 時間 ($180^{\circ}\text{C} \sim 530^{\circ}\text{C}$ まで) <li style="padding-left: 2em;">停止時間: 約 25 時間 ($530^{\circ}\text{C} \sim 180^{\circ}\text{C}$ まで) 	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 構造設計では $25^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ で検討しているが, プラント運用上は余裕を見て $15^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ で設定する方が現実的 ◦ 起動時間には温態待機 (278°C) 12 時間が含まれているが 180°C から起動するときは温態待機の時間は不必要と考える。 ◦ 停止時間には温態待機 12 時間が含まれているが, 降温速度 $25^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ で設定しているため, 平均速度にすると $15^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ となるため, 530°C から 180°C までの停止時間 25 時間は妥当と考える。 	
	温態待機運転状態のヒートバランス	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 原子炉熱出力 1.3%, 1次/2次 Na 流量各 30% を目標プロセス量として検討し, 下記結果を得た。 <li style="padding-left: 2em;">原子炉熱出力 1.3% <li style="padding-left: 2em;">1次系 Na 温度 (Hot/Cold) $278^{\circ}\text{C}/272^{\circ}\text{C}$ 	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 異常が発生し, その原因ははっきりしていてすぐ再起動可能な場合に温態待機は有利であるが, その節約時間は約 6 時間である。 	

表 4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題 (2/10)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
熱過渡解析		<p>2次系Na 温度 (Hot/Cold) 277℃/270℃ 1次, 2次系Na 流量 各 30% 給水流量 10% EV 出口蒸気圧力 60 ata EV 出口蒸気クオリティ 約 0.05</p> <p>○ベローズ継手方式の採用による配管系の短縮化とSGAHR S採用による崩壊熱除去系の変更が第一次概念設計と大きくちがう点である。 その結果, 配管の短縮により機器間の流体の輸送遅れ時間が小さくなり, 冷却材の系内一巡時間が短くなる結果, プラント全体の過渡変化進展が早くなる。又, 崩壊熱除去系の変更により手動トリップ時には崩壊熱は, タービンバイパス系で除去されることになり, Na 側温度推移は給水温度に支配される。SGAHR Sで除去する場合には, トリップ直後は蒸気ブローによる除熱であること, 更に最終的には Na 温度は温水貯蔵タンク内圧力に支配され, 同圧力に対応する飽和温度まで低下する。 表 4.1.2 に主要なシステムの変更点を図 4.1.3 ~ 4.1.5 に解析結果を示す。 ケースは2ケースで, ケース①は手動トリップ, タービンバイパス系で除熱, EV 給水温度 240℃, ケース②は手動トリップでSGAHR S 除熱, EV 給水温度は, 圧力制御により 325℃一定に保持。</p>	<p>○本熱過渡解析結果より主要機器の構造の健全性検討</p>	
原子炉の事故評価		<p>○現時点での知見により, 添付書類八, 十を作成</p>		

表 4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題 (3/10)

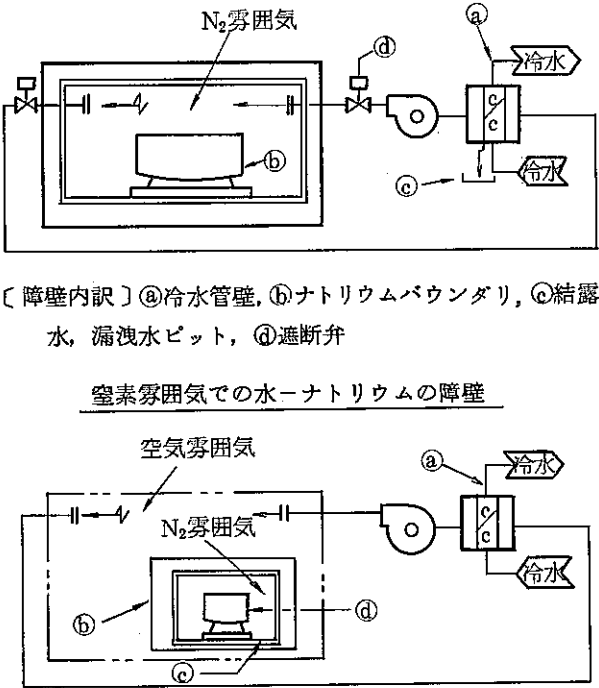
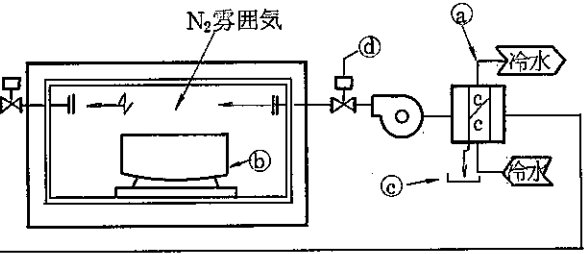
機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
換気空調設備	格納容器内水持込みの検討	<p>○水とナトリウムの反応事故を避けるため、両者の間に多重の障壁を設け、冷水とナトリウムの間の障壁の1つが万一破損しても水とナトリウムが反応しないようにする。以下に窒素雰囲気及び空気雰囲気での水-ナトリウム障壁の概念図を示す。</p>  <p>〔障壁内訳〕①冷水管壁, ②ナトリウムバウンダリ, ③結露水, 漏洩水ピット, ④遮断弁</p> <p><u>窒素雰囲気での水-ナトリウムの障壁</u></p>  <p>〔障壁内訳〕①冷水管壁, ②コンクリート壁, ③セルライナ, ④ナトリウムバウンダリ</p> <p><u>空気雰囲気での水-ナトリウムの障壁</u></p> <p>○フロンに代りに水を採用した場合、フロンに対し水</p>		

表 4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題 (4/10)

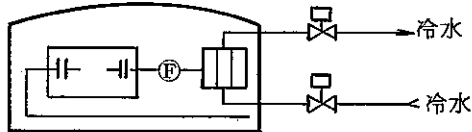
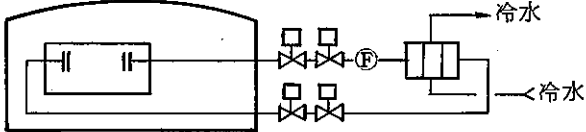
機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考																			
	換気空調設備の格納容器内外設置の比較検討	<p>の比熱 4.5 倍, 比重 60% で配管口径が 1/2 になる。又熱伝導率も大きくなるため冷凍機のサイズが小さくなる。</p> <p>C/V内 HVAC ユニット設置</p>  <p>C/V外 HVAC ユニット設置</p>  <p>隔離弁及びペネトレーションの員数</p> <table border="1" data-bbox="759 1011 1326 1204"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">C/V内HVACユニット設置</th> <th colspan="2">C/V外HVACユニット設置</th> </tr> <tr> <th>隔離弁</th> <th>ペネトレーション</th> <th>隔離弁</th> <th>ペネトレーション</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ダクト系</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>56</td> <td>28</td> </tr> <tr> <td>配管系</td> <td>28</td> <td>28</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>○ 1次主冷却室, 窒素雰囲気調整系におけるペネトレーションサイズの比較 配管(冷却水)系 250 φ ダクト(N₂)系 1,400 φ</p> <p>○ 長期 DHR 運転に絡らむ系統は, C/V 外設置(メンテナンス上)</p>		C/V内HVACユニット設置		C/V外HVACユニット設置		隔離弁	ペネトレーション	隔離弁	ペネトレーション	ダクト系	0	0	56	28	配管系	28	28	0	0	<ul style="list-style-type: none"> ○ HVACユニットをC/V外に設置した場合ダクト内を通じて, C/V内外を雰囲気が入り出す事になり, C/V内雰囲気の漏洩の可能性がある。 ○ C/Vバウンダリを小さく出来ること, 設備規模が小さく出来ることから HVACユニットをC/V内に置いた方が好ましい。但し長期炉心冷却に必要なHVACユニットはC/V内に設置せず, メンテナンス性を考慮してC/V外に設置する必要がある。 ○ C/V配置との関係を詰める必要がある。 	
	C/V内HVACユニット設置			C/V外HVACユニット設置																			
	隔離弁	ペネトレーション	隔離弁	ペネトレーション																			
ダクト系	0	0	56	28																			
配管系	28	28	0	0																			

表 4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題 (5/10)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考																																																		
建物空間利用率	計測制御設備	<table border="0"> <tr> <td>中央制御室</td> <td>約 600m²</td> <td rowspan="10">}</td> <td rowspan="10">2,530m²</td> </tr> <tr> <td>中央制御機器室</td> <td>約 500m²×2</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱設備操作室</td> <td>約 250m²</td> </tr> <tr> <td>中央計算機室</td> <td>約 180m²</td> </tr> <tr> <td>燃料 "</td> <td>約 80m²</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策室</td> <td>約 150m²</td> </tr> <tr> <td>中央制御室外原子炉停止室</td> <td>約 40m²</td> </tr> <tr> <td>計器部品・保守室</td> <td>約 150m²</td> </tr> <tr> <td>運転員控室</td> <td>約 80m²</td> </tr> <tr> <td>格納容器内現場盤</td> <td></td> <td rowspan="7">}</td> <td rowspan="7">約 440m²</td> </tr> <tr> <td>炉上部ビット</td> <td>数 m²</td> </tr> <tr> <td>" 補機室</td> <td>約 150m²</td> </tr> <tr> <td>運転床</td> <td>数 m²</td> </tr> <tr> <td>移送セル補機室</td> <td>50m²</td> </tr> <tr> <td>1次系予熱盤室</td> <td>約 100m² 約 135m²</td> </tr> <tr> <td>原子炉外部建物内現場盤</td> <td></td> <td rowspan="6">}</td> <td rowspan="6">約 1,095m²</td> </tr> <tr> <td>現場制御盤室</td> <td>約 550m²</td> </tr> <tr> <td>2次系予熱盤室</td> <td>約 100m²</td> </tr> <tr> <td>Na漏洩検出用ラック盤(2次系)</td> <td>約 100m²</td> </tr> <tr> <td>EVST 現場制御盤</td> <td>約 100m²</td> </tr> <tr> <td>FFD・FFDL 装置室</td> <td>約 200m²</td> </tr> <tr> <td>Na 漏洩検出用ラック盤(DRACS)</td> <td>約 45m²</td> </tr> </table>	中央制御室	約 600m ²	}	2,530m ²	中央制御機器室	約 500m ² ×2	燃料取扱設備操作室	約 250m ²	中央計算機室	約 180m ²	燃料 "	約 80m ²	緊急時対策室	約 150m ²	中央制御室外原子炉停止室	約 40m ²	計器部品・保守室	約 150m ²	運転員控室	約 80m ²	格納容器内現場盤		}	約 440m ²	炉上部ビット	数 m ²	" 補機室	約 150m ²	運転床	数 m ²	移送セル補機室	50m ²	1次系予熱盤室	約 100m ² 約 135m ²	原子炉外部建物内現場盤		}	約 1,095m ²	現場制御盤室	約 550m ²	2次系予熱盤室	約 100m ²	Na漏洩検出用ラック盤(2次系)	約 100m ²	EVST 現場制御盤	約 100m ²	FFD・FFDL 装置室	約 200m ²	Na 漏洩検出用ラック盤(DRACS)	約 45m ²	<p>今後機器の詳細化に合わせて見直す必要がある。</p>	
	中央制御室	約 600m ²	}	2,530m ²																																																		
中央制御機器室	約 500m ² ×2																																																					
燃料取扱設備操作室	約 250m ²																																																					
中央計算機室	約 180m ²																																																					
燃料 "	約 80m ²																																																					
緊急時対策室	約 150m ²																																																					
中央制御室外原子炉停止室	約 40m ²																																																					
計器部品・保守室	約 150m ²																																																					
運転員控室	約 80m ²																																																					
格納容器内現場盤		}			約 440m ²																																																	
炉上部ビット	数 m ²																																																					
" 補機室	約 150m ²																																																					
運転床	数 m ²																																																					
移送セル補機室	50m ²																																																					
1次系予熱盤室	約 100m ² 約 135m ²																																																					
原子炉外部建物内現場盤			}	約 1,095m ²																																																		
現場制御盤室	約 550m ²																																																					
2次系予熱盤室	約 100m ²																																																					
Na漏洩検出用ラック盤(2次系)	約 100m ²																																																					
EVST 現場制御盤	約 100m ²																																																					
FFD・FFDL 装置室	約 200m ²																																																					
Na 漏洩検出用ラック盤(DRACS)	約 45m ²																																																					
電気設備	<table border="0"> <tr> <td>非常用電気設備室 A,B,C</td> <td>500~600m²/系統</td> <td rowspan="4">}</td> <td rowspan="4">2,950 ~3,650m²</td> </tr> <tr> <td>常用 "</td> <td>700~800m²</td> </tr> <tr> <td>予熱盤室</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納施設</td> <td>100~150m²/ループ</td> </tr> <tr> <td>原子炉外部建物</td> <td>150~200m²/ループ</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	非常用電気設備室 A,B,C	500~600m ² /系統	}	2,950 ~3,650m ²	常用 "	700~800m ²	予熱盤室		原子炉格納施設	100~150m ² /ループ	原子炉外部建物	150~200m ² /ループ																																									
非常用電気設備室 A,B,C	500~600m ² /系統	}	2,950 ~3,650m ²																																																			
常用 "	700~800m ²																																																					
予熱盤室																																																						
原子炉格納施設	100~150m ² /ループ																																																					
原子炉外部建物	150~200m ² /ループ																																																					

表 4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題 (6/10)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
補助炉心冷却系	補機冷却設備	海水熱交換器建物 約 40m×約 90m その他補機冷却設備負荷リスト作成	<ul style="list-style-type: none"> ○ 電磁ポンプ付直接炉心冷却系は有効。 ○ その他は現在の形態では高温での構造健全性の検討が必要。又場合によって炉心部での沸騰除熱の可能性の検討が必要。 ○ 方式に応じた機器の検討 (フローダイオード, 炉内逆上昇, Na中電磁ポンプ) ○ 直接炉心冷却系のみで崩壊熱除去系を構成する場合の他設備軽減の効果の検討 	地震時対策を考えると余り効果がないかも
	冷凍機設備	O/B 常用冷凍機 50%×2台 O/B 非常用 " 100%×2台 C/V " 50%×2台 として寸法検討		
	圧縮空気供給設備	制御用 2 系統, 所内用 1 系統とし 1 系統当り 約 8 m×約 11 m		
	直接冷却系だけの除熱検討	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉心, 径方向ブランケット, 反射体, 制御棒を 10チャンネルに分割して流量配分特性把握, 解析モデル図を図 4・1・6 に示す。 ○ 本検討では原子炉液位がベルマウスより低下した場合について検討を行った。 ○ 非貫通型直接炉心冷却系, 除熱特性 <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉停止後初期に炉心部で沸騰 ・ 炉上部プレナムの最高温度は 1,800 秒後に 664℃ まで上昇 ○ 貫通型直接炉心冷却系除熱特性 <ul style="list-style-type: none"> 3 ループ冷却 <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心部最高温度約 700℃ (しゅん時) ・ 炉心部プレナム最高温度約 600℃ 2 ループ冷却 <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心部最高温度約 700℃ ・ 炉上部プレナム最高温度約 736℃ 		

表 4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題 (7/10)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題
CP, FP低減策		<p>○電磁ポンプ付直接炉心冷却系除熱特性</p> <p>3ループ冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心部最高温度 約600℃(しゅん時) ・炉上部プレナム最高温度 530℃ <p>2ループ冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心部最高温度 約650℃(しゅん時) ・炉上部プレナム温度 約620℃ <p>CPの溶出低減</p> <ul style="list-style-type: none"> ・構造材の冷却材 Na中への溶出速度は、冷却材温度、流速、酸素濃度等の不純物濃度に依存する酸素濃度低減がプラント仕様に影響を与えない因子である。 ・現設計は酸素濃度 2 ppm, これを 0.5 ppm まで低減すれば溶出速度は 1/3 に低減出来る。このためにはコールドラップの温度を約 110℃ に設定する必要がある。 <p>CPの除去</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トラップ材としては純 Ni が最も良く、設置場所としては、下記理由により、燃料集合体上部が優れている。 <ol style="list-style-type: none"> ①主要CP源である燃料被覆管から CP が溶出した直後である。 ②高温の方が主要 CP である Mn の除去効率が低い。 ③燃料交換に伴ない、CP トラップの交換が可能 ④高線量率の使用済燃料と共に取扱うことが可能 <p>デメリットとしては</p> <ol style="list-style-type: none"> ①原子炉寸法の増大 ②燃料集合体での圧力損失増大 	<p>○水蒸気系により通常除熱をする場合、ポンプコストダウンによりホットレグの高温 Na が、コールドレグに流入し、コールドレグは高温になる。この現象に対する検討が必要。</p> <p>○CPの溶出低減あるいは除去機能だけの検討で、それがプラント全体にどんな影響与えるかの検討不十分</p> <p>○燃料集合体上部にトラップ材設置するには CP 除去機能ばかりでなく、トラップ材の信頼性、燃料製造等の面からの検討要</p> <p>○主要核種である ^{54}Mn, ^{60}Co, ^{58}Co の付着挙動の検討。</p> <p>○2次系トラップ温度との関連における1次系トラップ温度の検討</p>

表 4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題(8/10)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
	<p>所内動力</p> <p>原子炉出入口温度</p>	<p>トラップの目標性能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系室の CP による空間線量率は Na ドレン後で約 2 rem/h ・ 保守時に作業可能な線量率目標値として, 軽水炉と同様に 100mrem/h ・ 燃料破損率 0.01%以下とすると, FP による線量率は CP の約 2%で約 30mrem/h ・ CP トラップでは FP による寄与を考慮して約 1/10 の低減を目標 <p>CP トラップの設計</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Ni 箔の板厚 0.5mm, Ni 筒の最大外径 150mm CP トラップは燃料集合体上部の砲弾型しゃへい体とハンドリングヘッド間に挿入 ・ ギャップ幅 0.5 mm, トラップ長さ 350 mm, 圧損 1.5 kg/cm², 全圧損 5.0 kg/cm² <p>○プラント定格出力運転時の所内実負荷容量は前年度と同じ約 80 MW であるが予備機容量の削減を計ることにより設備容量は約 7,000 kw 削減。</p> <p>○プラントの総物量最小化と構造健全性との両面から原子炉出口温度(550℃～470℃)について検討</p> <p>○原子炉構造(液面近傍, 出入口ノズル部)</p> <p>原子炉出口温度が 550℃, 出入口温度差 170℃ のケースは熱過渡条件の緩和等が必要</p> <p>○ I HX 上部管板部</p> <p>550℃, 530℃ の場合現状設計基準と設計手法の変更が必要, 500℃ は熱過渡条件緩和等が必要</p> <p>○ SG 管板部</p>	<p>○圧損 1.5 kg/cm² は大きすぎる。</p> <p>○設置場所についての再検討が必要</p> <p>○機器類の詳細化に伴ない見直しを行なう。</p> <p>○構造健全性の検討を出力規模も含めて行なう必要がある。</p>	

表 4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題 (9/10)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
免震構造	免震構造の検討	<ul style="list-style-type: none"> ◦ SG 管板部 原子炉出口温度が 550℃(2次系HL 535℃)の場合構造健全性が見通しなし。510℃(2次系HL 495℃)以下であれば成立性が見通しあり、530℃(2次系HL 515℃)の場合は応力解析の詳細化が必要。 ◦ 炉 心 原子炉出口温度 550℃, 温度差 170℃以外は制限値を満足 ◦ プラント物量最小化と構造健全性の確保の両面を考慮すると、最適な原子炉出口温度は 500℃~530℃の間にある。但し、530℃の場合は設計手法等の変更が必要。 ◦ 470℃にすると構造健全性が見通しは得られるが冷却系コストは 530℃の場合より 30%上昇する。 ◦ 建物に生じる加速度, 剪断力, 曲げモーメント等は非免震の場合に比べて 1/4~1/10 以下になる。 ◦ 床応答曲線が全体として長周期側へ移動している。 ◦ 応答加速度の値は基礎板上端を除いて 1/2 以下。 ◦ 免震構造の場合の水平方向変位は建物の各レベル間でほぼ同じであり, 建物全体として動いているが, 地盤からの変位量は非免震の場合の約 2.5 倍以上となっており, 建物間変位吸収のベローズ等が必要となる。 	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 免震構造の定量的効果の把握が出来た。 	
	建物鉛直動の検討	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 応答加速度は硬い地盤ほど大きく, 水平動と同じ傾向 ◦ 応答変位は, 軟かい地盤の場合地盤の変位が支配的, 硬い地盤では建物頂部の基礎板からの相対変位が大きいが, 地震の変位自体は少ない。 	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 鉛直動地震に対する定量的効果の把握が出来た。 	

表 4.1 プラントシステムに関する主な成果と課題 (10/10)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題
		<ul style="list-style-type: none"> ◦ 応答軸力については硬い地盤ほど大きくなるが、応答軸力係数はドーム部を除き 0.1～0.2 程度であり、静的鉛直震度 0.24 と同等以下 ◦ 応答の大きいドーム部（外部シャヘい壁）の構造健全性の確認を得た。 	

表 4.1.1 主冷却系統の運転状態

設備名称 運転状態	原子炉	1次冷却系		2次冷却系		RG廻り水/蒸気系	タービン廻り 水/蒸気系	直接炉心 冷却系
		主系統	補助系統	主系統	補助系統			
低温停止	崩壊熱発生 Na液面はNsL	<ul style="list-style-type: none"> ポニーモータ運転約9.5%流量 熱源不足の場合は予熱保持 温度約180℃(下限値) 	<ul style="list-style-type: none"> オーバーフロー汲上げ運転 	<ul style="list-style-type: none"> ポニーモータ運転約9.5%流量 熱源不足の場合は予熱保持 温度約180℃(下限値) 	<ul style="list-style-type: none"> オーバーフロー汲上げ運転 	<ul style="list-style-type: none"> SHは蒸気 EVは水単相運転 空気冷却器にて崩壊熱除去運転 	<ul style="list-style-type: none"> 復水給水系は満水保管 	<ul style="list-style-type: none"> Na側は自然循環状態 空気冷却器タンバは閉
温態待機	原子炉熱出力約1.3%程度の臨界状態 Na液面はNsL	<ul style="list-style-type: none"> 主モータ運転約30%流量 温度約278℃(R/V出口) 	<ul style="list-style-type: none"> オーバーフロー汲上げ運転 	<ul style="list-style-type: none"> 主モータ運転約30%流量 温度約277℃(IHx出口) 	同上	<ul style="list-style-type: none"> EV廻り水/蒸気血は運転状態 主蒸気温度約277℃ 主蒸気圧力60ata 	<ul style="list-style-type: none"> 水/蒸気はタービンバイパスにて復水器へダンプ 	同上
出力運転	約37.7%~100% 出力Na液面はNsL	<ul style="list-style-type: none"> 主モータ運転約30~100%流量 温度491℃~530℃(R/V出口) 	<ul style="list-style-type: none"> オーバーフロー汲上げ運転 	<ul style="list-style-type: none"> 主モータ運転約30%~100%流量 温度489℃~505℃(IHx出口) 	同上	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気量約30%~100%流量 主蒸気温度483℃ 主蒸気圧力128ata 	<ul style="list-style-type: none"> 発電機出力30%~100% 	同上
燃料交換	崩壊熱発生 燃料交換作業中 Na液面はNsL	<ul style="list-style-type: none"> ポニーモータ運転約95%流量 熱源不足の場合は予熱保持 温度約180℃(下限値) 	<ul style="list-style-type: none"> オーバーフロー汲上げ運転 	<ul style="list-style-type: none"> ポニーモータ運転約95%流量 熱源不足の場合は予熱保持 温度約180℃(下限値) 	同上	<ul style="list-style-type: none"> SHは蒸気 EVは水が充満状態 空気冷却器にて崩壊熱除去運転 	<ul style="list-style-type: none"> 復水給水系は停止状態 	<ul style="list-style-type: none"> 又は運転状態
メンテナンス (1ループドレン時)	崩壊熱発生 Na液面はMsL	<ul style="list-style-type: none"> ポニーモータ運転約9.5%流量 検査ループのNaはドレンする。 熱源不足の場合は予熱保持 温度約180℃(下限値) 	<ul style="list-style-type: none"> オーバーフロー汲上げ運転停止 	<ul style="list-style-type: none"> ポニーモータ運転約9.5%流量 検査ループのNaはドレンする。 熱源不足の場合は予熱保持 温度約180℃(下限値) 	同上	<ul style="list-style-type: none"> SHは蒸気 EVは水が充満状態 検査ループの水はドレンする。 検査ループ以外は空気冷却器にて崩壊熱除去運転 	<ul style="list-style-type: none"> 復水給水系は停止状態 	<ul style="list-style-type: none"> 又は運転状態

表 4.1.2 主要なシステムの変更点 (1/2)

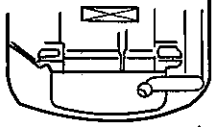
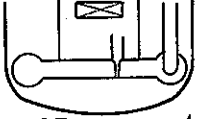
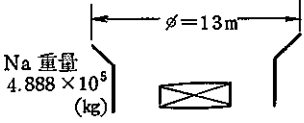
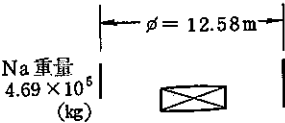
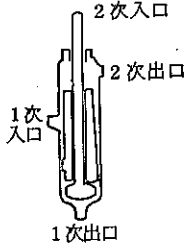
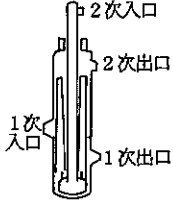
項 目	56 年度 設計	58 年度 設計	変更点の概要	プラント熱過渡への影響
1. RV入口プレナム	 <p>Na 重量 8.72×10^4 (kg)</p>	 <p>Na 重量 10.36×10^4 (kg)</p>	入口プレナム流入方式の横流入方式への変更により Na インベントリが多少増加	入口プレナムのインベントリの増加は、C/L 温度の変化をより緩和して H/L へ伝える傾向であるが、現状設備データの範囲では熱過渡上有意な影響はない。
2. RV 上部プレナム	 <p>Na 重量 4.888×10^5 (kg)</p>	 <p>Na 重量 4.69×10^5 (kg)</p>	原子炉容器形状及び直径の変更 ($\phi: 13\text{m} \rightarrow 12.58\text{m}$ に縮小) により Na インベントリが僅かに減少	この程度のインベントリの減少は上部プレナム内の混合効果に有意な影響は与えない。傾向としては、混合効果が小さくなり R/V 出口温度低下が早くなる。
3. 炉心形状・配置 (1) 集合体高さ (2) 集合体当りピン本数 (3) 燃料ピン総数 (4) 集合体圧損 (公称値)	<p>4,600 mm 217 本 30,380 (本/ループ) 4 kg/cm²</p>	<p>4,200 mm 271 本 30,352 (本/ループ) 3.5 kg/cm²</p>	集合体内のピン配列ピッチを緩くし、その結果圧力損失が低減された。	プラント熱過渡の面からは、圧力損失の低下が 1 次主冷却系流量コストダウン特性に影響 (4.1 次主冷却系循環ポンプ 参照) また、熱的には代表平均チャンネルの条件がほぼ同じなので本変更の影響は小さい。
4. 1 次主冷却系循環ポンプ (1) 配置 (2) 揚程 (3) GD ² (ポンプ+モータ) (4) 定格回転数	<p>H/L ポンプ 130 mNa 20,000 kg·m² 600 rpm</p>	<p>C/L ポンプ 90 mNa 20,000 kg·m² 530 rpm</p>	H/L ポンプから C/L ポンプへの変更に伴ない、集合体圧損の低下を含め IHX 等の圧損が低減されその結果、ポンプ揚程も低減された。	ポンプ揚程の低減はコストダウンを緩かにする方向であり、またポンプ定格回転数の低下は逆にコストダウンを早くなる方向に影響する。結果的には、コストダウンはより遅くなる傾向であるが、コストダウン時間は短時間であり、影響は小さい。
5. 1 次主冷却系配管 (1) 配置 (2) 配管口径 (3) 配管長	<p>引き廻し方式 H/L/C/L=42B/38B 約 144 (m)</p>	<p>ベローズ継手方式 H/L/M/L/C/L=42B/42B/38B 約 87 (m)</p>	ベローズ継手方式の採用により配管長の短縮化	RV 出口温度変化の IHX 1 次入口への又 IHX 1 次出口温度変化の RV 入口への伝達時間が早くなる。従って、原子炉トリップ時の系統の降温特性が全体的に早くなる。
6. 中間熱交換器 (IHX)			(1) H/L ポンプから C/L ポンプへの変更に伴ない IHX を低圧損タイプに変更 (2) (平行+直交流)型から平行向流型への変更により伝熱面積は多少増加	機器サイジングヒートバランスは 1 次系 H/L : C/L = 530 : 385℃ 2 次系 H/L : C/L = 505 : 325℃ で変わらないので熱過渡解析に於ける (伝熱面積) × (熱伝達係数) はほぼ同一と考えられ熱過渡への影響は小さい。 尚、低圧損化により、機器形状は大きく熱容量もこれにより増加しているため温度変化はより緩慢な傾向を示す。

表 4.1.2 主要なシステムの変更点(2/2)

項 目	56 年 度 設 計	58 年 度 設 計	変 更 点 の 概 要	プ ラ ン ト 熱 過 渡 へ の 影 響
7. 2次主冷却系循環ポンプ (1) 揚 程 (2) GD ² (ポンプ+モータ) (3) 定格回転数	50 m 6000 kg・m ² 700 rpm	32 m 6000 kg・m ² 830 rpm	ベローズ継手方式の採用による配管長短縮の結果圧損が低下しポンプ揚程が低減	揚程の低減及び定格回転数の増大は、何れもコストダウンを緩やかにする方向に影響する。現状では、コストダウンの半減時間は、配管長短縮化の効果を無視すると約2倍になる。しかし、配管の短縮により液体の慣性効果は低減しており、流量のコストダウンとしてはポンプ回転数に比べ遅くならない。コストダウン時間は短時間であり、影響は比較的小さい。
8. 2次主冷却系配管 (1) 配 置 (2) 配管口径 (3) 配管長	引き廻し方式 36 B 約 280(m)	ベローズ継手方法 36 B 約 170(m)	ベローズ継手方式による配管長の短縮化	(1) 原子炉トリップ時の2次系ホットレグ温度の温度低下が早くなる。 (2) SG水・蒸気側の異常の影響が2次系C/L配管を通して1次系により早く伝達される。また IHX 2次側出口温度変化もより早くSGに伝達される。 (3) 2次系流量コストダウンは、配管長の短縮により早くなる方向である。 (1次系に比べ2次系は配管長が長いので配管長がコストダウンに影響する)
9. 蒸気発生器(SG) (1) 型 式 (2) 熱交換量	ヘリカルコイル分離貫流型 (ベンソン) EV/SH=661.5/16.5.0 MWt	ヘリカルコイル分離貫流型 (ズルファ) EV/SH=585.9/240.6MWt	崩壊熱除去系の変更に伴ないSG水側流道方式をベンソンタイプからズルツァタイプに変更	(1) 手動トリップ時には、タービンバイパス系にて崩壊熱が除去される。この場合Na側の熱過渡はEV給水温度に支配されることになる。 また、SGAHRsにより崩壊熱を除去する場合については、温水貯蔵タンクの圧力に支配される熱過渡になり、Na温度は、温水貯蔵タンク内圧力に対応する飽和温度迄低下する。 この温度は約325(°C)である。 (2) ズルツァタイプになりSHの出力分担率が大きくなる結果、例えば「SH通気シャ断」の様な事象ではEVの熱過渡は厳しくなる方向である。
10. 崩壊熱除去系(DHRS系) (1) 型 式 (2) ポンモータ運転流量	IRACS (2次系格外分岐) { 1次系: 8 (%) 2次系: 4 (%)	SGAHRs+DRACS { SG完全共用方式 直接炉心冷却系 { 1次系: 8 (%) 2次系: 8 (%)	崩壊熱除去系を“もんじゅ”タイプのIRACSからSGAHRs+DRACSに変更	

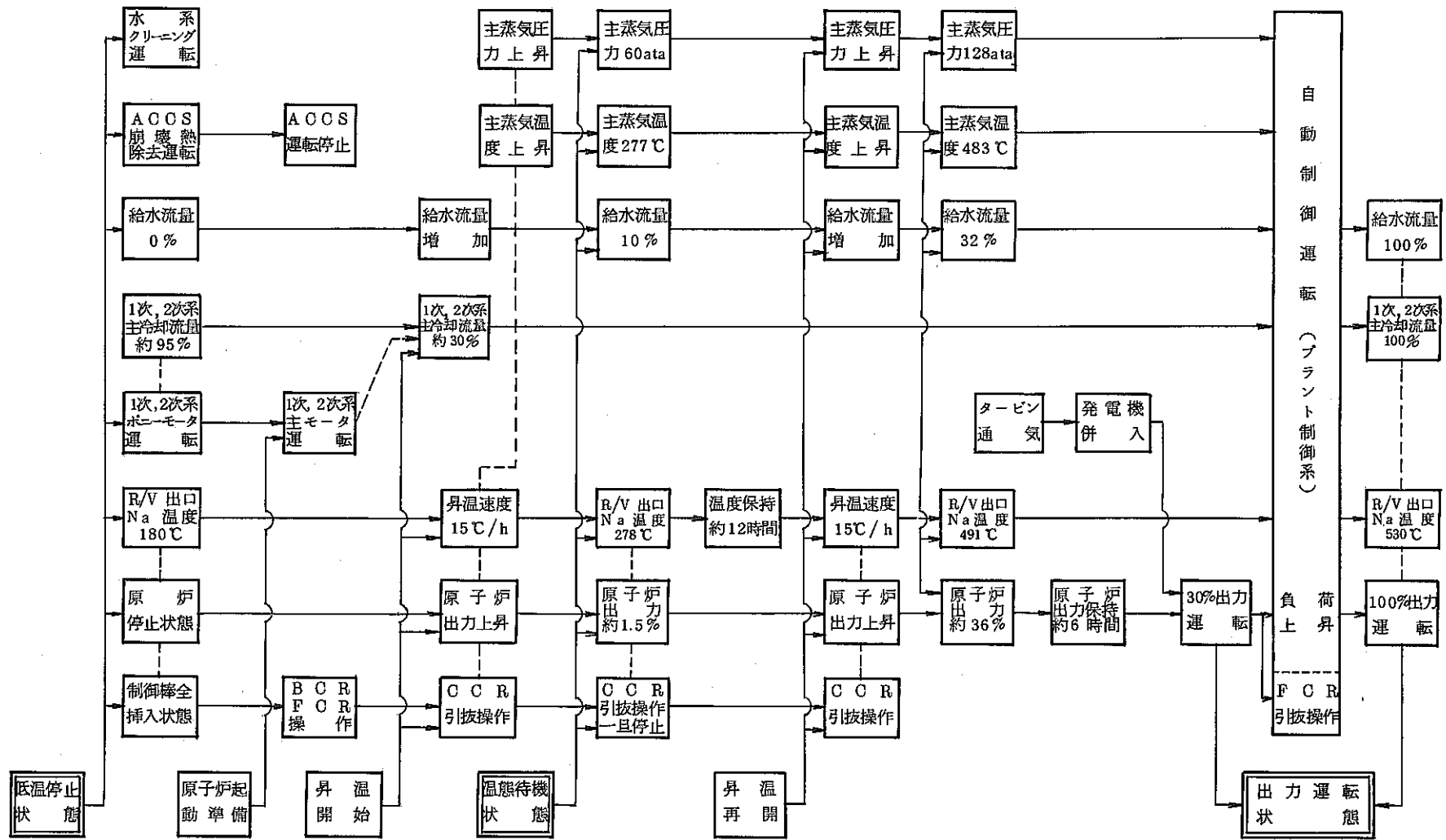
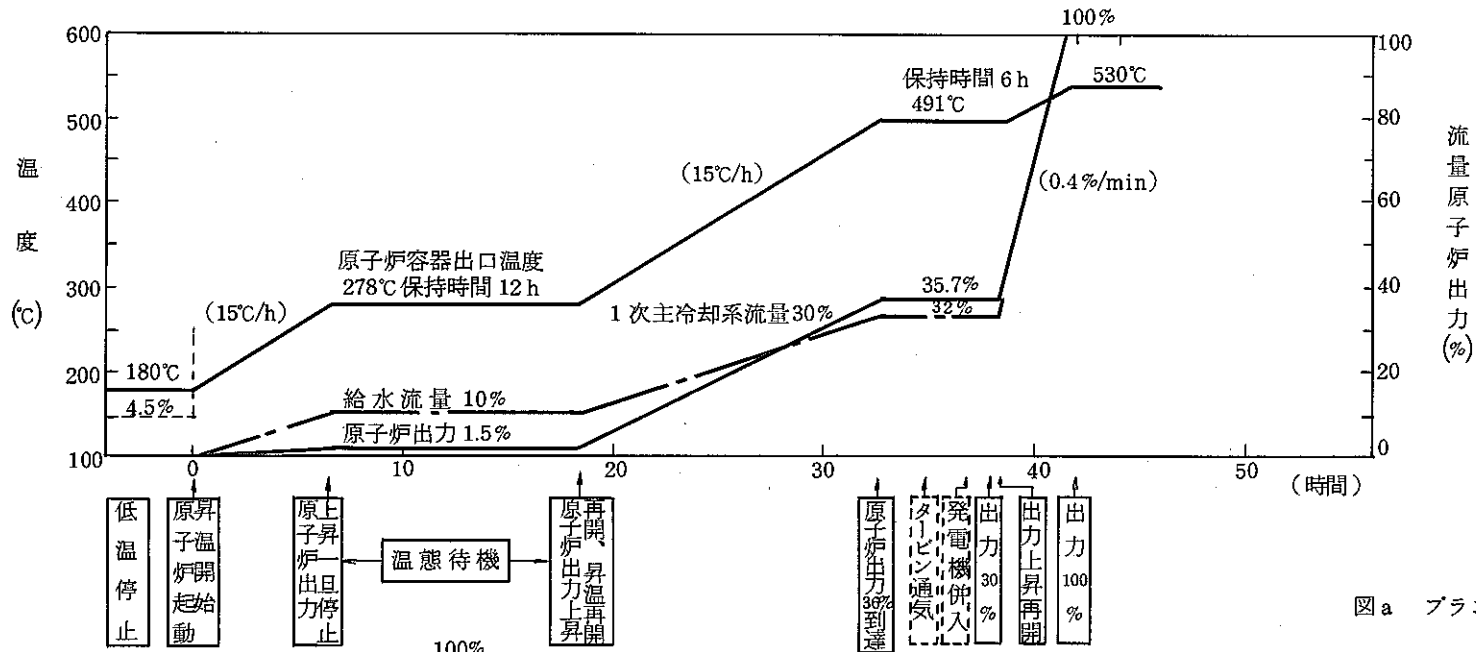
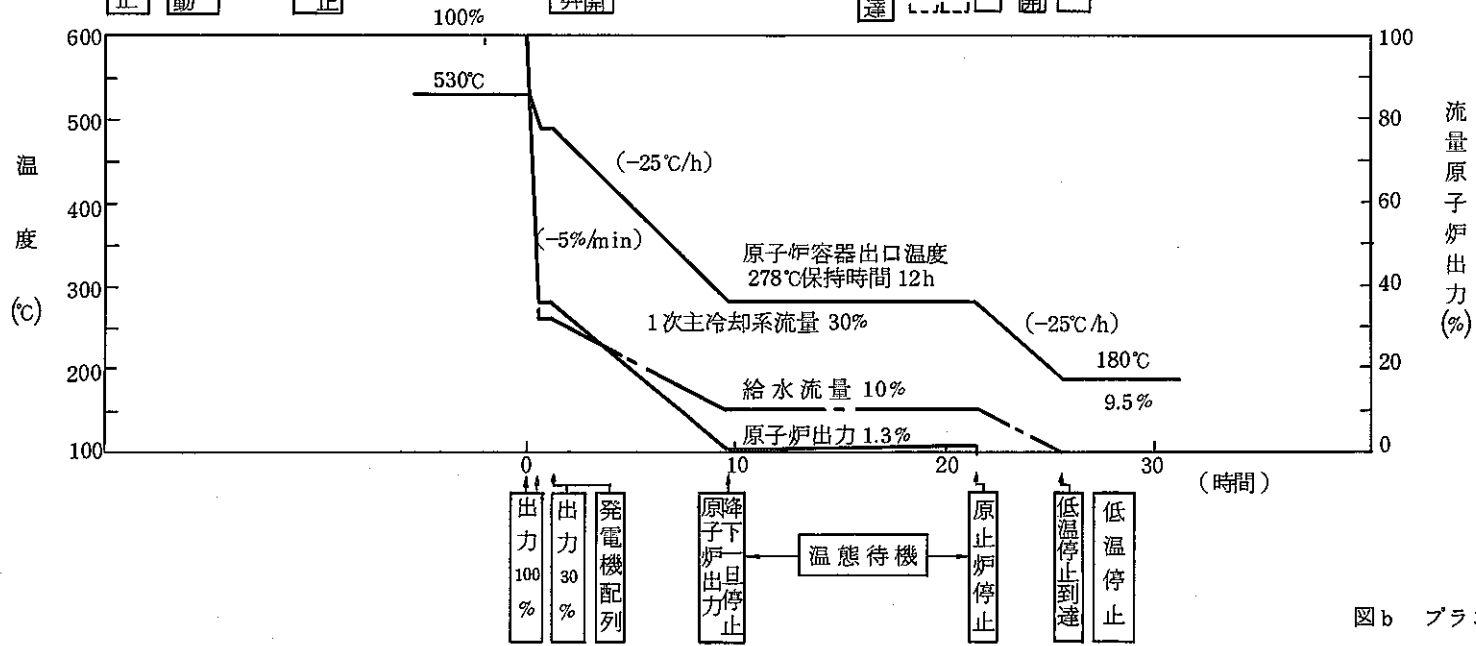


図 4.1.1 通常起動運転操作ブロック図

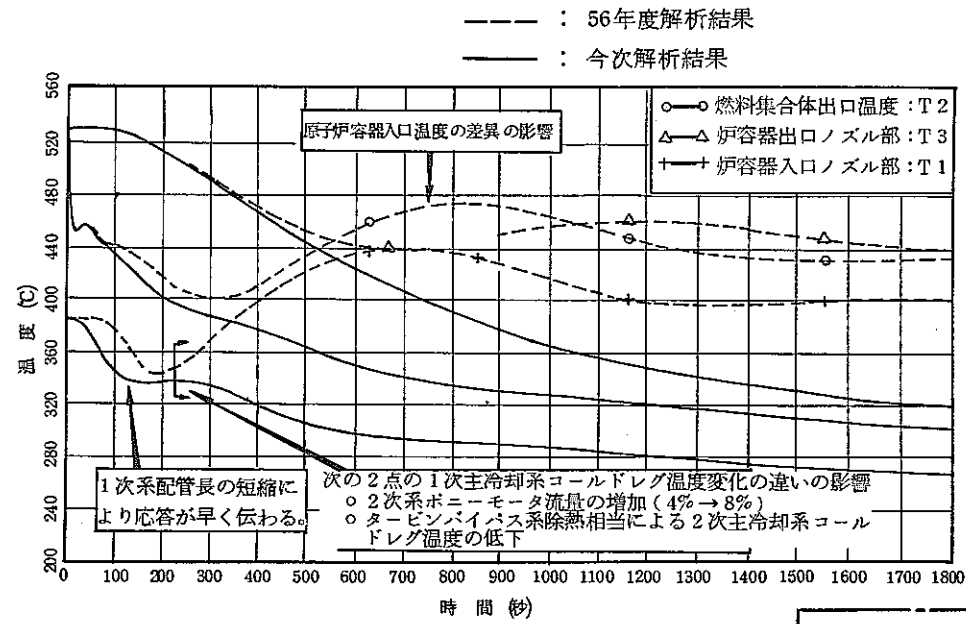


図a プラント計測起動曲線

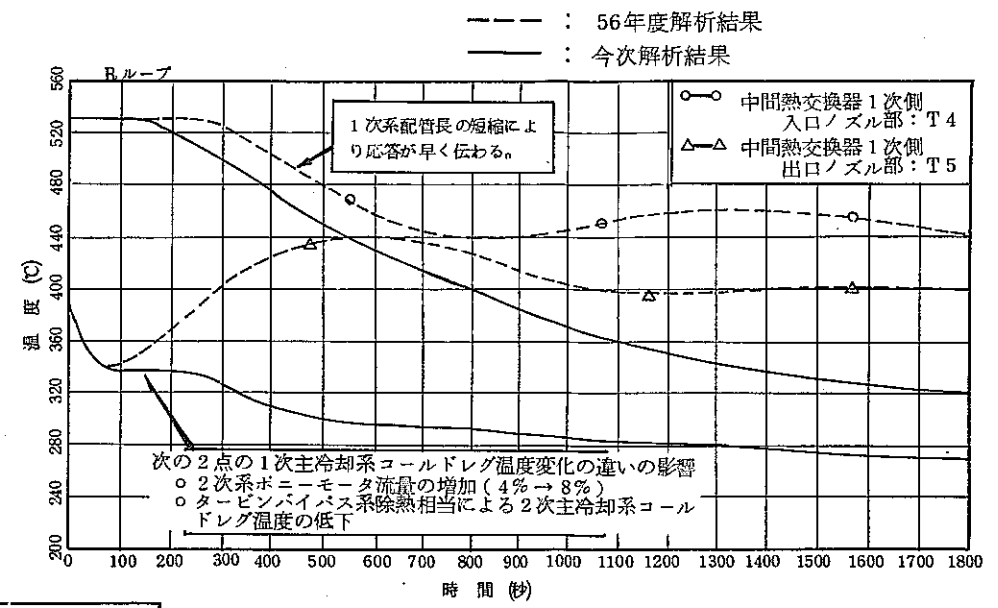


図b プラント計測停止曲線

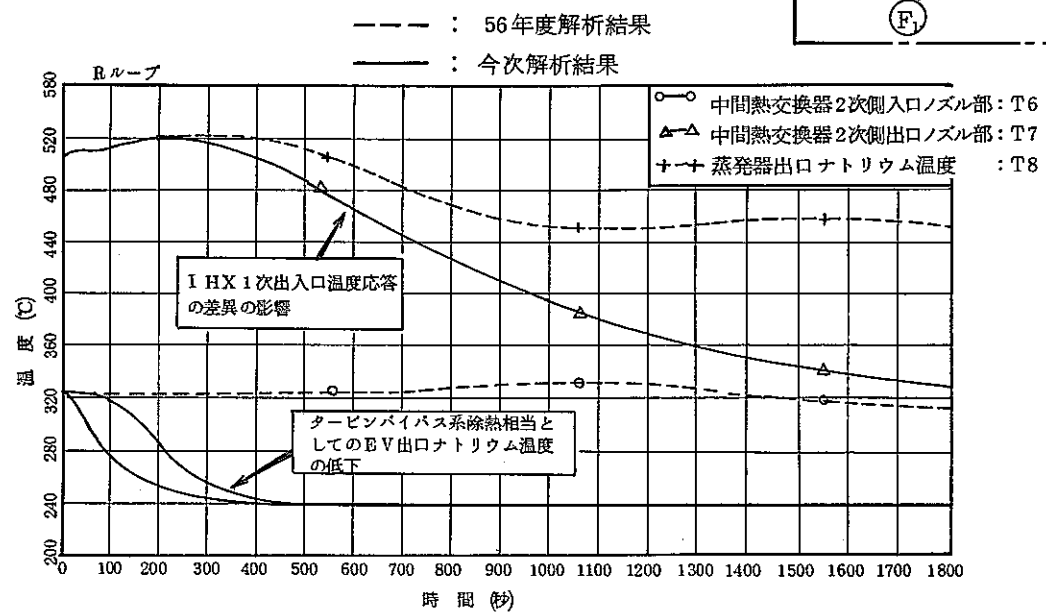
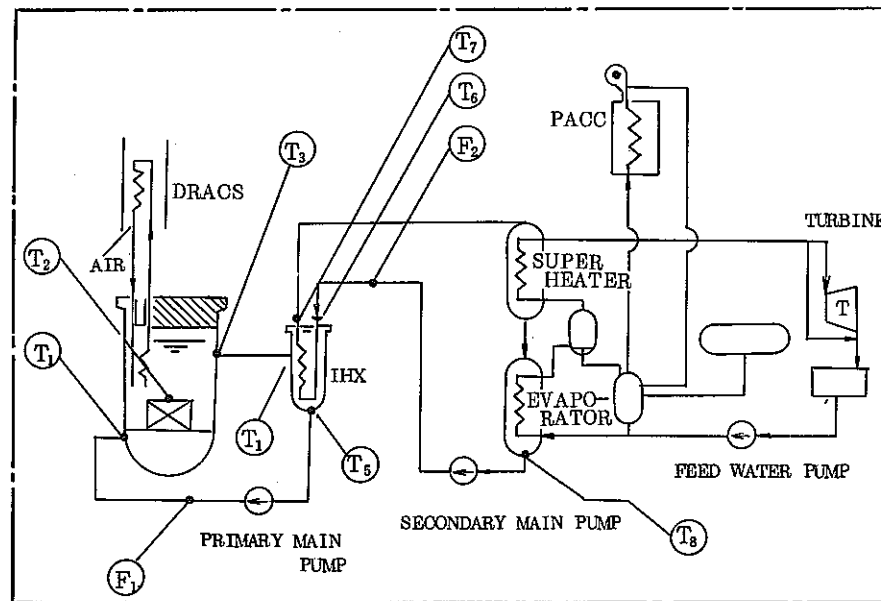
図4.1-2 プラント計画起動停止曲線



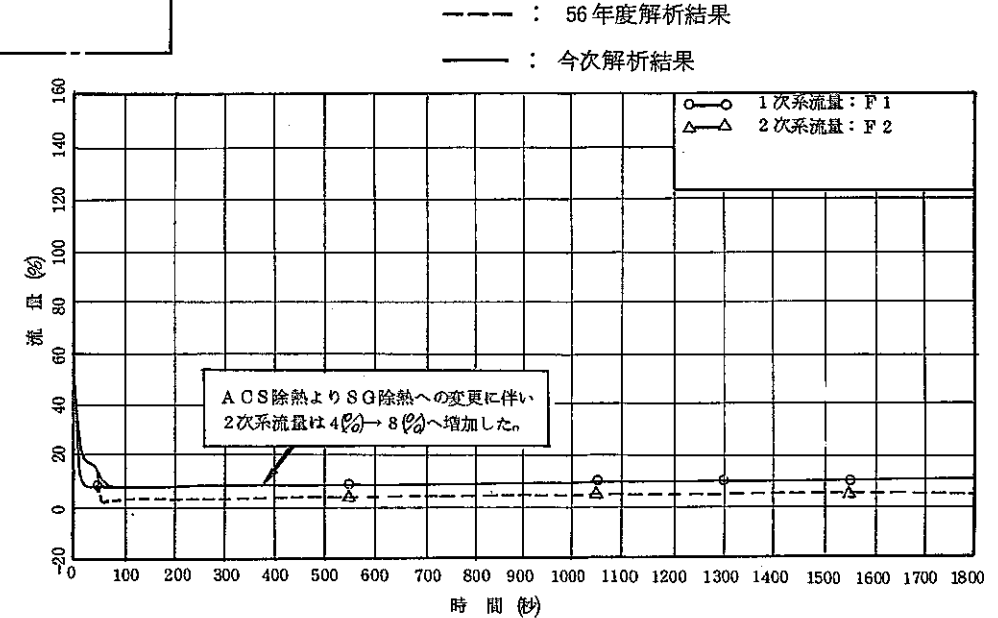
(1) 原子炉容器廻り熱過渡解析結果



(2) 中間熱交換器1次系廻り熱過渡解析結果

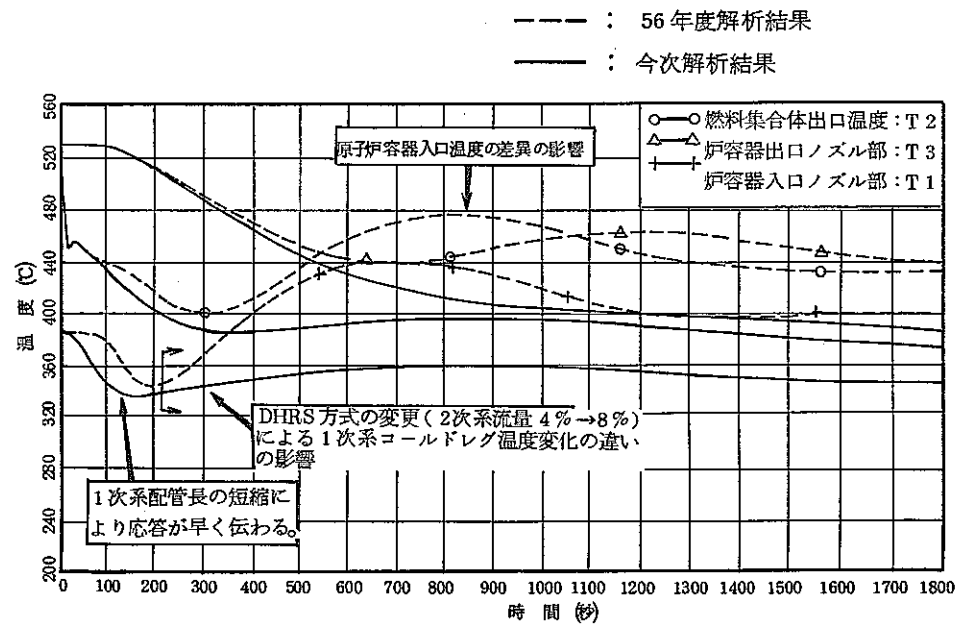


(3) 中間熱交換器2次系廻り熱過渡解析結果

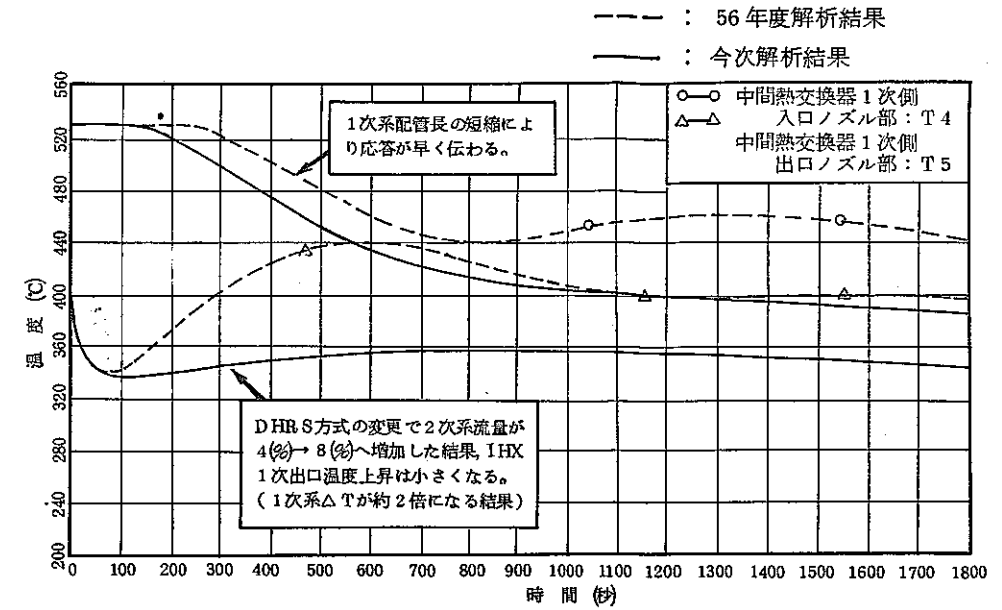


(4) 1次及び2次冷却系流量熱過渡解析結果

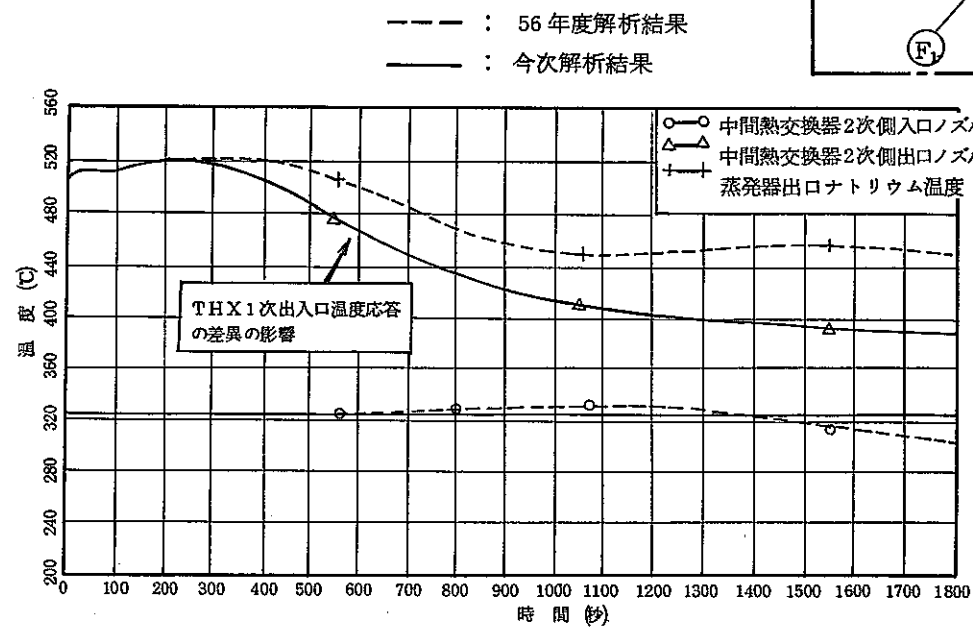
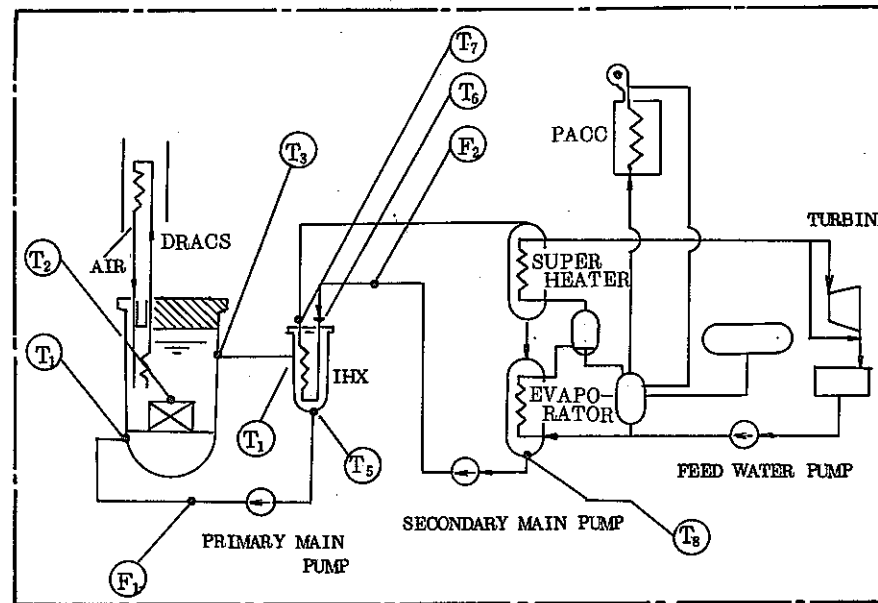
図 4.1.3 手動トリップ、ケース①解析結果



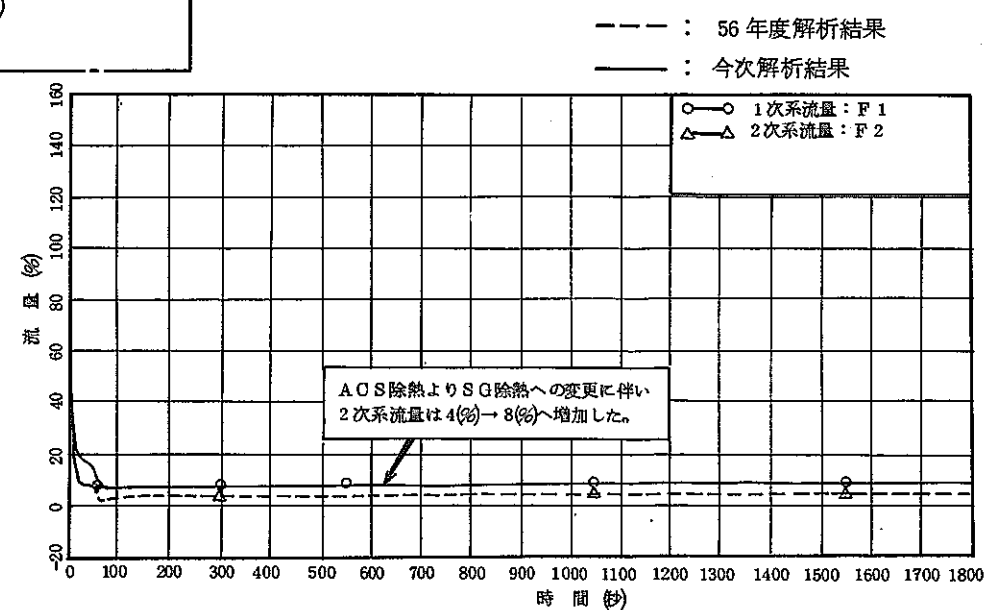
(1) 原子炉容器廻り熱過渡解析結果



(2) 中間熱交換器1次系廻り熱過渡解析結果

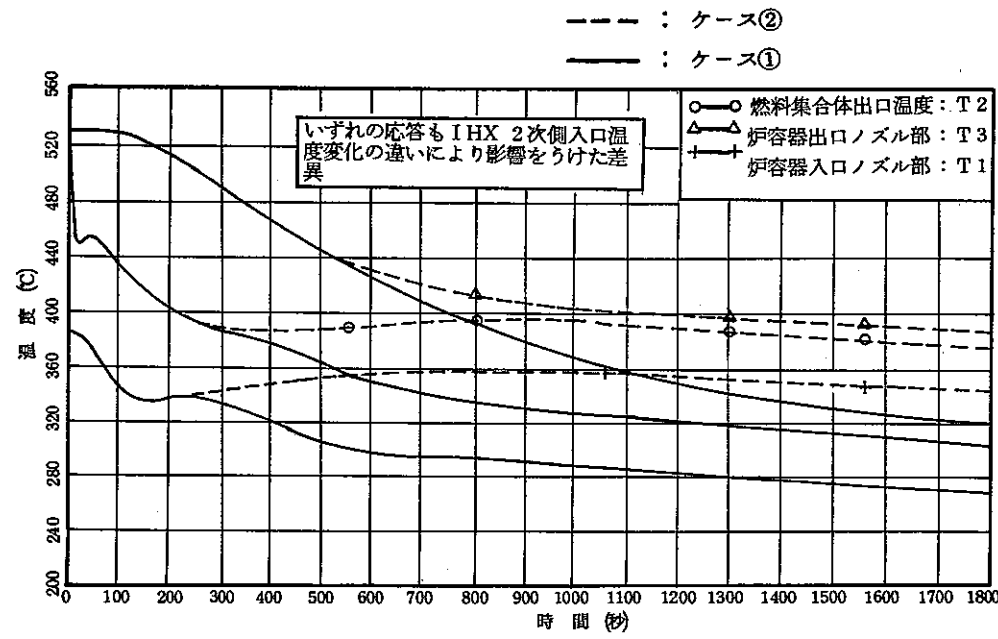


(3) 中間熱交換器2次系廻り熱過渡解析結果

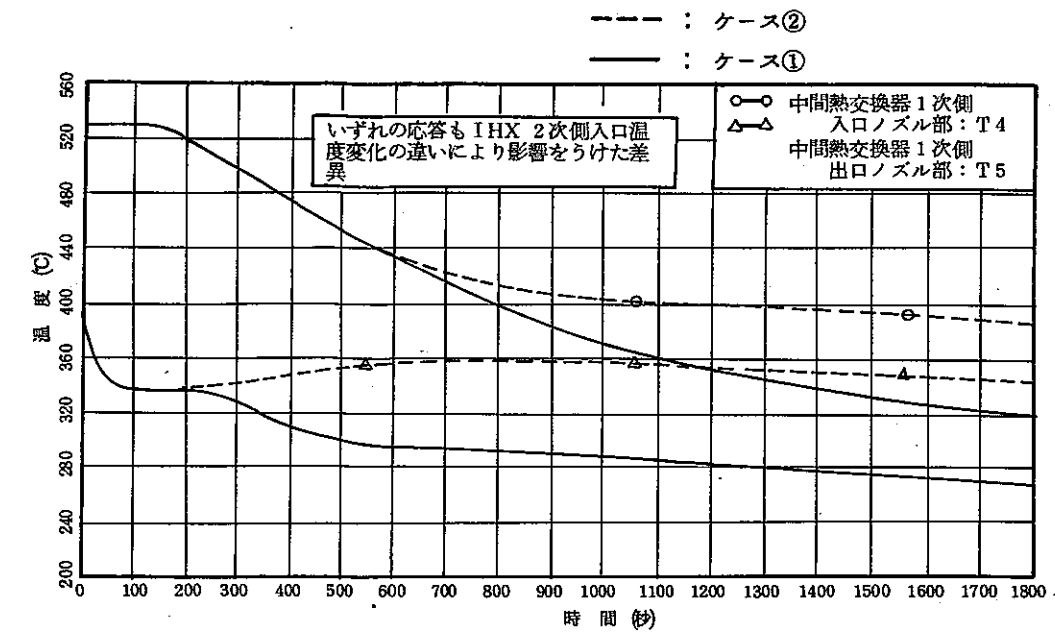


(4) 1次及び2次冷却系流量熱過渡解析結果

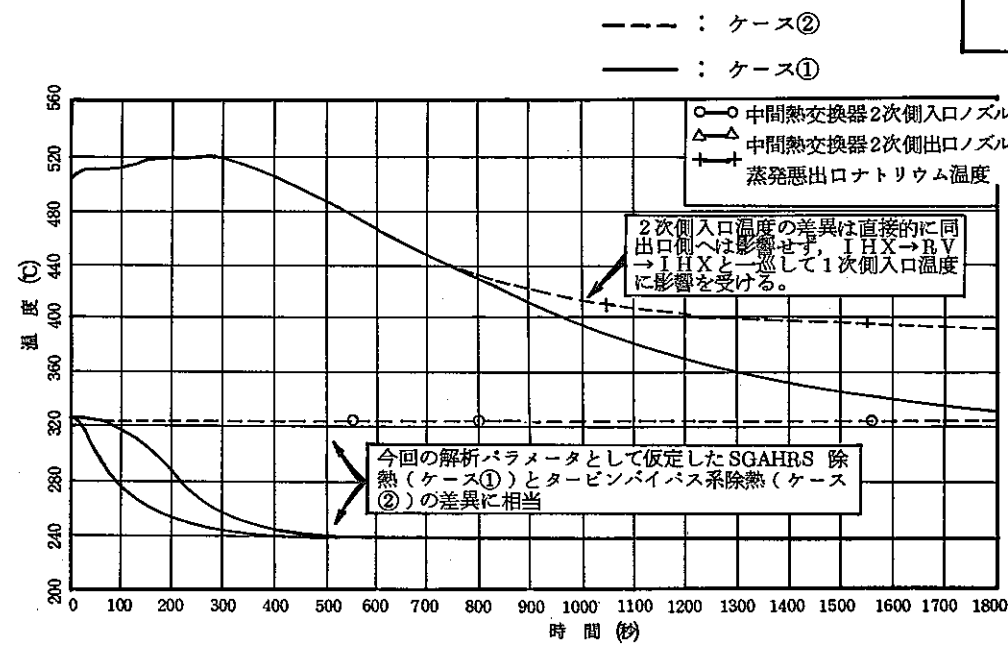
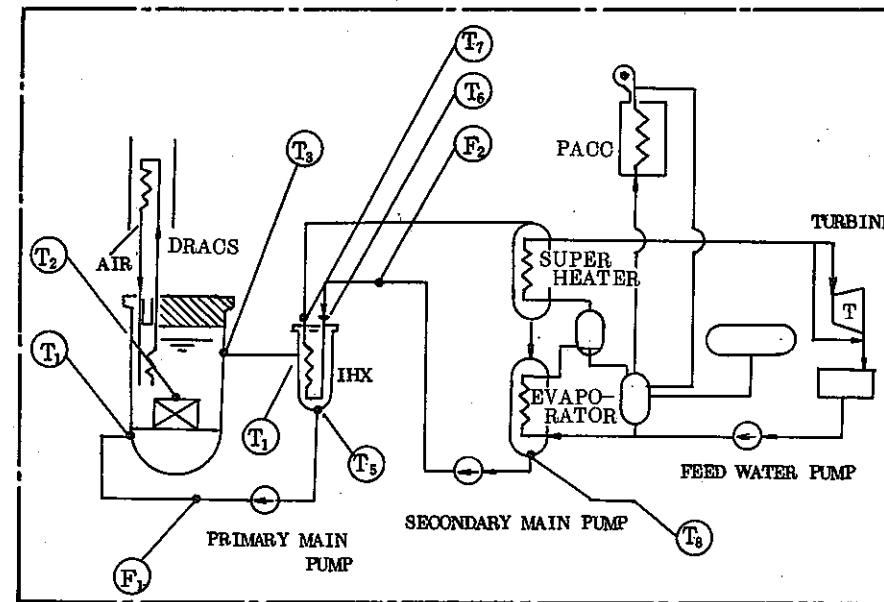
図 4.1.4 手動トリップ、ケース②解析結果



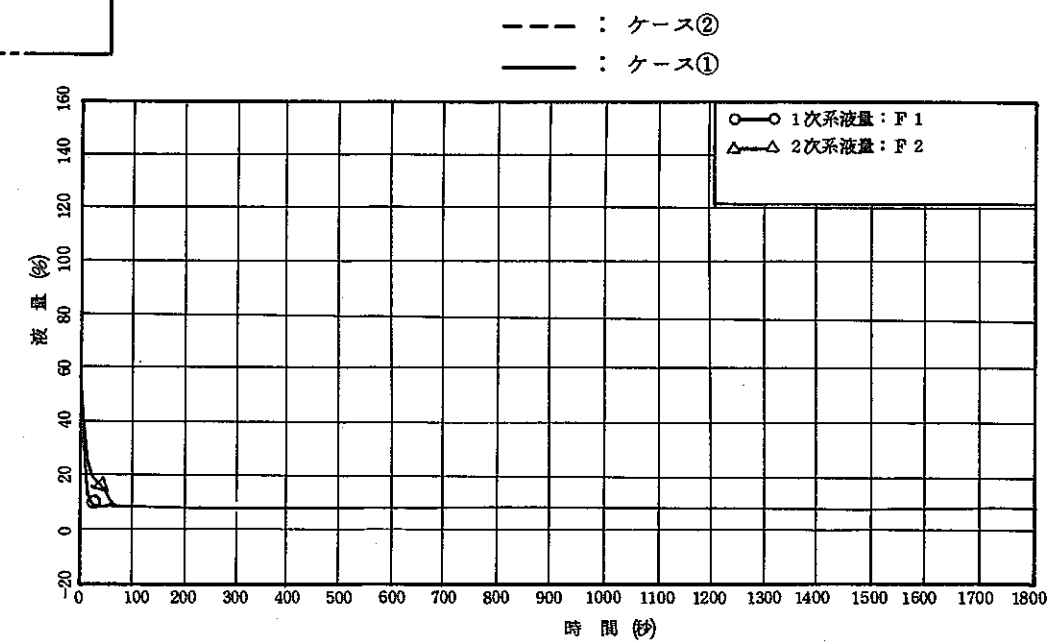
(1) 原子炉容器廻り熱過渡解析結果



(2) 中間熱交換器1次系廻り熱過渡解析結果

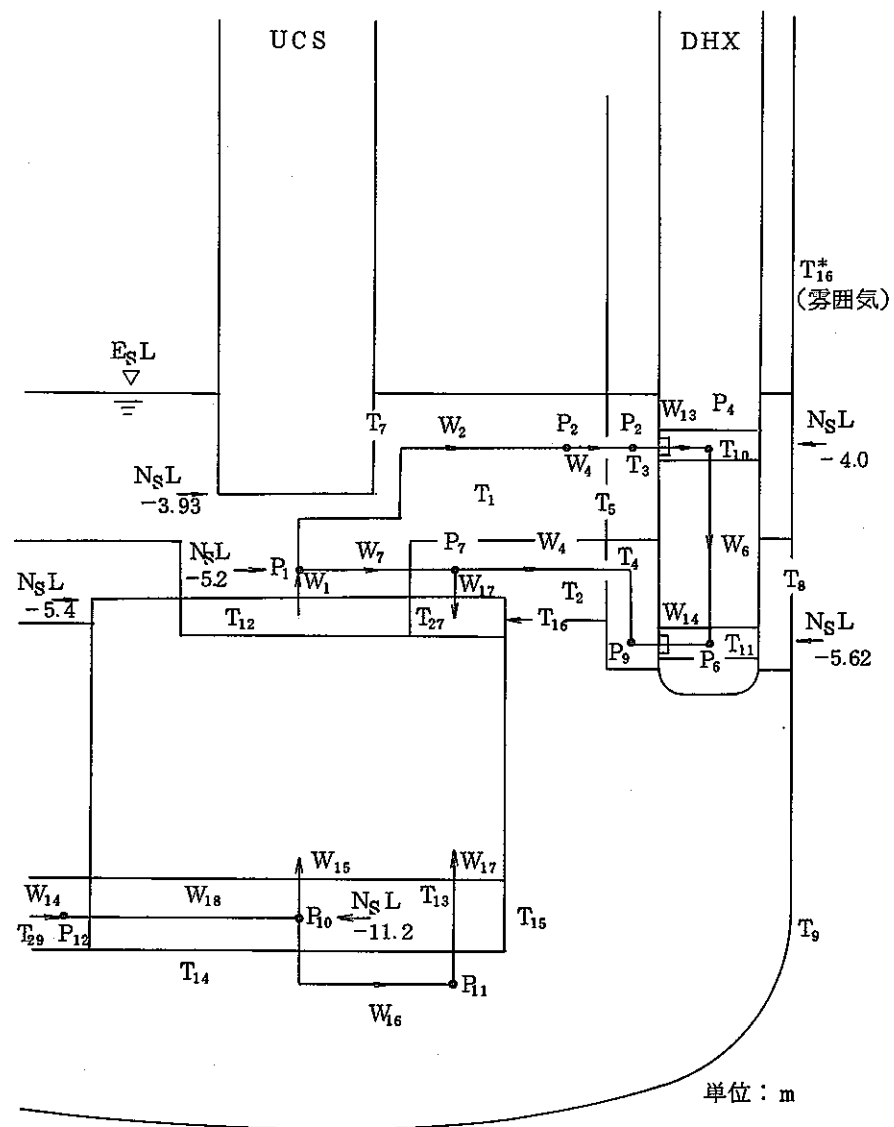


(3) 中間熱交換器2次系廻り熱過渡解析結果

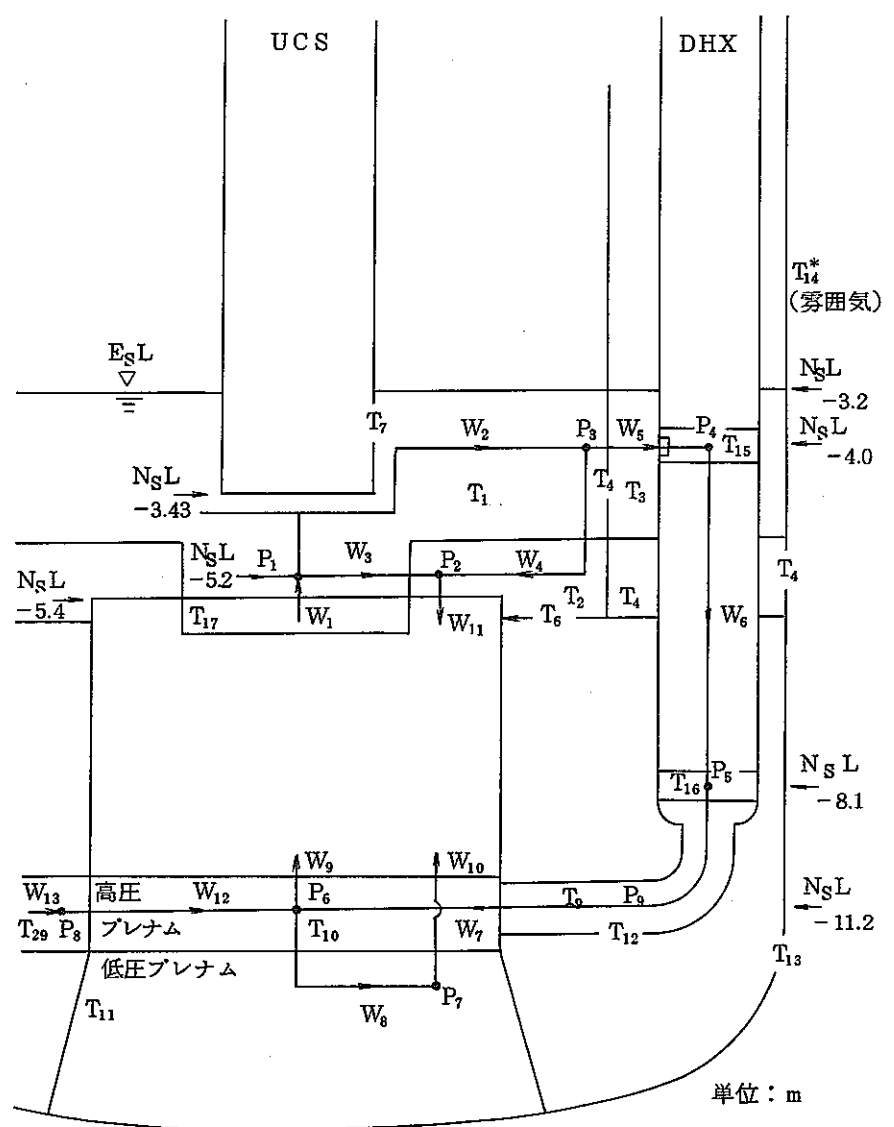


(4) 1次及び2次冷却系流量熱過渡解析結果

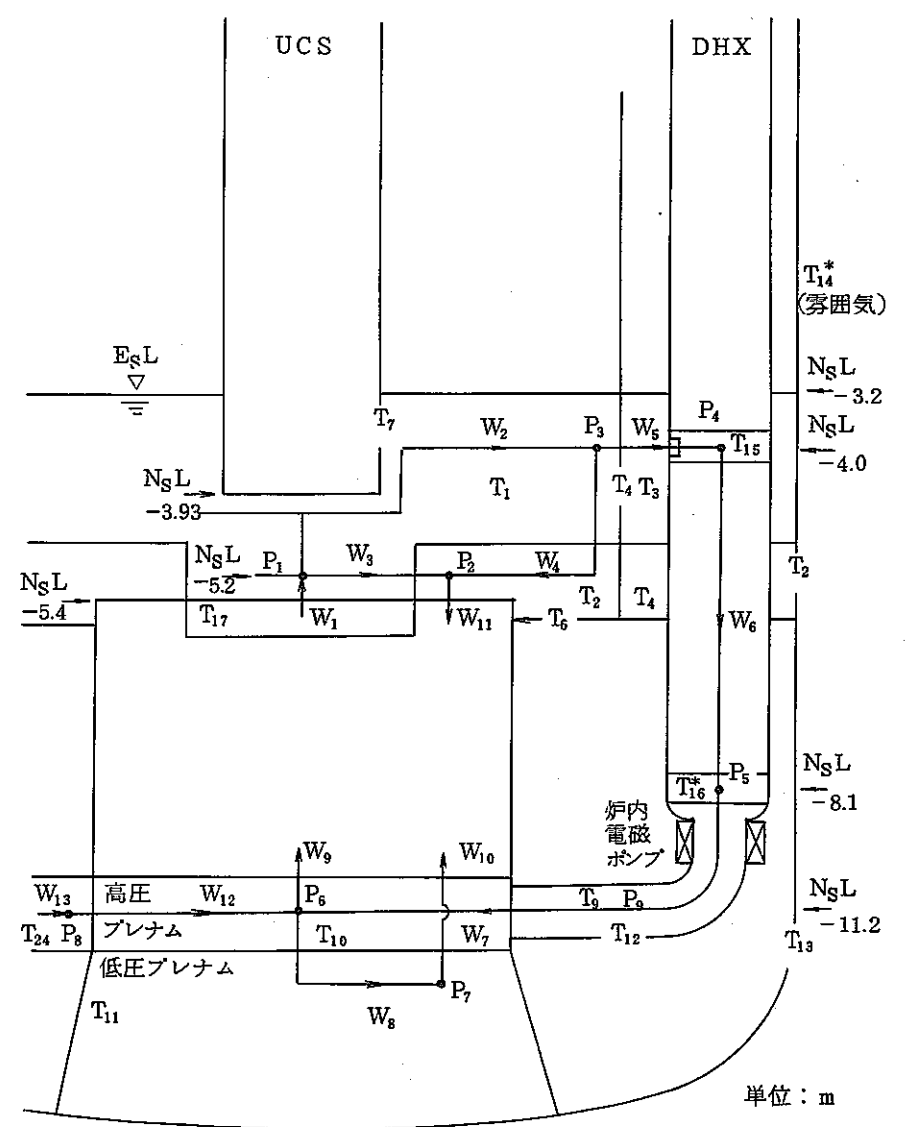
図 4.1.5 手動トリップ、ケース①と②の比較



非貫通型直接炉心冷却系



貫通型直接炉心冷却系



炉内電磁ポンプ付直接炉心冷却系

図 4.1.6 直接炉心冷却系概略図 / 解析モデル図

4.2 炉心・燃料に関する主な成果と課題

表 4.2 炉心・燃料に関する主な成果と課題 (1/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
炉 心	炉心熱的裕度の検討	<p>集合体圧損の低減化及び出力分布の平坦化等の検討を行った結果次の成果が得られた。</p> <p>① 燃料要素配列ピッチを 0.2 mm 増大 (炉心外接円径 80 mm 増大) することにより集合体最大圧損を 4.6 → 3.5 kg/cm² に低減できた。</p> <p>② 内側/外側炉心の Pu 富化度 (16.3/21.6 → 16.3/20.1 %) と集合体本数割合 (65/35 → 52/48%) を変えることにより径方向出力分布をより平坦化することができ、炉心燃料本数を 12 体 (約 4%, 移行炉心) ~ 20 体 (約 6%, 平衡炉心) 程度の削減が可能となった。但し、この場合、集合体最大圧損は 0.4 kg/cm² 程度上昇する。</p> <p>なお、炉心主要目を表 4.2-1 に、炉心特性検討結果を表 4.2-2 にそれぞれ記す。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 出力, dpa, 取出燃料燃焼度等の平坦化研究 ・ 移行炉心, 平衡炉心での燃料交換計画の最適化 ・ 内側外側炉心燃料の Pu 富化度と装荷本数の最適化 ・ 制御棒挿入パターンの最適化 	
	破損燃料検出系設計のためのデータ整理	<p>FFD の CG 法, DN 法及び FFDL のタギング法, シッピング法等に対して, 燃料温度, 燃料破損口面積等をパラメータとして, 破損口面積と検出器計測量との定量的関係を求めた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ◦ FP のガスプレナム中での存在量の燃料の燃焼度, 温度等の依存性評価 ◦ FP の Na 及び Na → カバーガス移行等の挙動評価 	
炉心構成要素	炉心燃料健全性評価	<p>炉心燃料要素についてはピンのクリープ累積損傷, 外径増加及び燃料中心溶融等について, また燃料集合体については BDI, DDI 等について検討した結果, 292 日 × 3 サイクル運転については, これらは制限条件を満たしているのでその運転が可能である。365 日 × 3 サイクル運転についてはその見直しがほぼ得られたが, ピン外径増加では 0.4 %, BDI では 0.5 dw それぞれ制限値を超えている。なお, 評価結果のまとめは表 4.2-3 に示した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 燃料要素が破損しないことのみを条件とし, 今までの制限条件の見直し, 評価 ◦ H.S.F. の見直し 	

表 4.2 炉心・燃料に関する主な成果と課題 (2/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
炉心構成要素	<p>炉心燃料要素の確率論的健全性評価</p> <p>燃料ペレット密度, 穴明きペレットの検討</p>	<p>炉心燃料要素被覆管の破損条件はCDFで0.3, PCMIでSy(0.2%耐力)とし, 評価条件はH.S.F., 制作公差等を考慮する。この時, クリーブ破損確率は5.04×10^{-6}で燃料要素では0.46本($5.04 \times 10^{-6} \times 336 \text{体} \times 271 \text{本}$), PCMI破損確率は燃料要素で示すと1.24本となる。一方, 燃料の破損は1% or 0.1%程度を考えるのが普通とすると, 本燃料要素設計はかなり余裕をもったものになる。</p> <p>(1) 燃料ペレット密度の影響 本設計研究で使用しているペレット密度91.4%TDを±2%, ±4%変えた際のPCMI, CDF, 燃料中心溶融等について検討した結果, 密度上限値はPCMI(ペレットスウェリングの増大)から52%まで, 密度下限値は燃料中心溶融(ペレット熱伝導度の低下)から-1%までの範囲が燃料要素の健全性を保ちえるものと判った。 従って, ペレット密度は90~93%TDが妥当なものである。</p> <p>(2) 穴明きペレットの効果 ペレット穴径を1.0 or 1.5mmにとった際, 穴無しペレットと比較して, PCMI最大応力は若干上昇し, CDFはほとんど変化しない。燃料中心温度は燃焼初期で約240℃の大巾な低下が期待できる。従って, これらのことから, 穴明きペレットの使用は線出力を向上させ, 燃料本数の削減の可能性はある。</p>	<p>◦破損条件や評価法の保守性(全燃料要素に対してホットスポット温度を適用等)の見直し。</p> <p>◦ペレット密度の最適な製作性の検討</p> <p>◦CEDARコードの検討</p> <p>◦中心溶融面積25%許容値について穴明ペレットの場合の取扱い方の検討</p> <p>◦スランピングは問題ないか。</p> <p>◦製作性及び製作コスト評価</p> <p>◦不純物が増大しないか</p> <p>◦加工上の被曝問題</p>	

表 4.2 炉心・燃料に関する主な成果と課題 (3/6)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
炉心構成要素	制御棒集合体及び下部案内管	<p>① 制御棒寿命評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主系統[※] 20w/o B-10… 3サイクル運転は可能 ・ “ 40w/o “ … 2サイクルまで, PCMIがネック ・後備^{***} 90w/o “ … 1サイクルまで, 反応度上では3サイクル可, PCMI内圧による被覆管CDF, 上は1サイクルまで。 <p>※) ペント型 ***) 密封型</p> <p>② 流力振動防止構造</p> <p>5方法を検討した結果, CR有効部下端に固定突起をつけた方法が最も良い方法である。</p> <p>③ 制御棒挿入性評価</p> <p>制御棒に防振機構用固定突起をつけた際の挿入性を検討した結果, 許容変位量75mmの内の当初もった余裕20mmに十分吸収しうる量である。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○制御棒の運用法(主系統)をも考慮した制御棒仕様の最適化研究(CR全挿入で検討しているため。) ○後備……ペント型化と細径化, 天然B使用等の検討 ○穴明 B₄ Cペレットの検討 ○数種類の方法を対象とした機能試験 ○構造の詳細検討 ○試験による挿入性の確証とスクラム時間の遅れの検討 ○その他 ①下部案内管の浮上り防止対策 ②制御棒本体と下部案内管の切りはなし構造の検討 	
	燃料集合体寸法精度の緩和	<p>① 燃料要素</p> <p>現状燃料要素の健全性を規定している要因はPCMI応力と考えられることから, PCMI応力発生要因である被覆管内径, 肉厚及びペレット外径, 密度等の精度は緩和すべきではない。</p> <p>② 燃料集合体</p> <p>BDI, DDIに対して, 関連するラッパ管の内側対辺及びラッパ管肉厚等の精度を緩和しても良いが, 365×3日運転を考える際は詳細検討が必要。</p> <p>なお, 表 4.2-4には現状の製作精度を示す。</p>		

表 4.2 炉心・燃料に関する主な成果と課題(4/6)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
炉心構成要素	流量調節機構の検討	<p>ピストンリングを集合体エントランスノズル部に取付けることにより、もれ流量抑制性能を向上させ、かつ球面座支持方式から集合体下端支持方式に変更した。また、誤装荷防止の観点より下部嵌合部形状を改良した。集合体内減圧機構は下部遮蔽部に設置し、冷却材流入は横流入方式に統一した。これらの構造を採用することにより、エントランスノズルを 400 mm に短縮できることの見通しを得た。</p> <p>なお、これらの構造図を図 4.2-2 に示した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 構造の詳細化 ○ 確証試験 	
	耐震検討	<p>炉心構成要素の地震時の振動特性を解析した。</p> <p>水平地震動については集合体の変位、頂部・下部パットの衝突力、曲げ応力等についての入力周波数、入力加速度等の依存性について解析し、これらのデータ（ピーク振動数は 5～8Hz 等）を得、かつ集合体の健全性確保の見通しを得た。ただし、曲げ最大応力はエントランスノズル付根部で発生（1.0G、5Hz、正弦波で入力時 20～30kg/mm²）しており、S₁地震（1.0G 担当）制限値約 20kg/mm² を超えているので実際の地震時入力による解析が必要である。</p> <p>鉛直地震動については、0.36 G の静的加速度を用いて解析した結果、定格時及び 120% 流量時においてもハイドロリックホールドダウン力は十分大きく、炉心構成要素が鉛直地震時に浮上することはない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 実際の地震波による振動特性の解析 ○ 加速度低減のための炉心支持構造の検討 ○ ピーク周波数の高周波数への移行させる構造の検討 	
代案設計	ブランケット燃料削減炉心の検討	<p>燃焼反応度、増殖比及び集合体圧損等について、①炉心部長さを 100cm 固定して軸・径ブランケットの厚みをパラメータにしたケースと、②炉心部長さ+軸ブランケット厚 = 170cm と径ブランケット厚みとを固定して炉心部長さをパラメータにしたケースの計算を行ない、プラント全体の</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉心支持板、固定反射体等の炉容器内構造物の中性子フルエンス評価も含んだ検討が必要。 ○ 増殖比については核燃料サイクルの中で考えるべきものであろう。 	

表 4.2 炉心・燃料に関する主な成果と課題 (5/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
代案設計	可動遮蔽体の検討	システム設計での最適値を得る際のデータを提供した。計算結果を図 4.2-1 に示した。		
	ブランケット集合体	各種材質(SUS304, B ₄ C, Be, グラファイト, Ta, Eu ₂ O ₃ , インコネル)を取上げ, これらの遮蔽体厚, 許認可性, 製作性及び問題点等について検討し, 可動遮蔽体材質を決める際のデータを提供した。	<ul style="list-style-type: none"> ◦ He ガス圧, ³H 発生量, SUS被覆厚, 発熱量, スウェリング量及び交換頻度等の詳細検討が必要である。 ◦ 地震対策として, 軽量化志向の遮蔽体設計を行なう必要であろう。 	
	ブランケット燃料過渡時, 事故時挙動	ブランケット集合体出口の Na 温度は, 現在約 450℃ (初期)→約 540℃ (末期)と約 90℃ 上昇しているが, これを一定とする方法についての検討を行なった。その結果, 気体の温度上昇による熱膨張の利用, 強磁性体のキュリー点利用, バイメタルの利用等の方法を考えた。	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 構造の詳細化 ◦ 方法の確証試験 	
代案検討	ブランケット燃料過渡時, 事故時挙動	反応度挿入事故(3¢/s, 炉出力 112% でスクラム), 外部電線喪失, 配管破損事故(ギロチン破断, 中性子でスクラム)の 3 事象を対象にして検討した。 その結果, ブランケット燃料は内圧が低いためクリープ破損に対する裕度は非常に大きく破損することはない。	<ul style="list-style-type: none"> ◦ ブランケット燃料の炉心滞在期間の最適化研究(ブランケット燃料本体, 炉心特性, EV ST 貯蔵能力等を考慮) 	
	制御棒及び下部案内管の構造検討	制御棒(ストローク依存)一隣接集合体間の出口 Na 温度差低減について検討した。その結果 7 方法を考えたが, その内, CR と共に移動する流量抵抗素子法は無駄流量低減効果が大きく, 構造的にも実現性の大きな方法と考えられる。	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 構造の詳細化検討 ◦ 確証試験の必要あり 	

表 4.2 炉心・燃料に関する主な成果と課題 (6/6)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
代案検討	軸方向非均質炉心	<p>内部ブランケットによる出力分布平坦化や燃焼反応度の減少等の効果を生かして、炉心燃料や制御棒の本数を削減した軸方向非均質炉心の核熱特性について検討した。</p> <p>その結果、炉心燃料は 328 体、制御棒は 21 体の均質炉心と比べてややコンパクトな炉心の核熱特性データを得ることができた。</p> <p>なお、本炉心の核熱特性を表 4.2-5 に示した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 制御棒本数を前年度設計に比べて 4 体削減したため反応度制御が厳しくなっている。制御棒の反応度値を高める必要あり。又、出力ピーキング低減のための CR 運用法の最適化研究が必要。 ○ 内部ブランケットの厚み、広さ、の最適化は CR 運用法を考慮する必要あり。 ○ 非均質燃料の実照射及び照射挙動解析 ○ 軸方向非均質炉心の核特性の精度評価 	

表 4.2.1 炉 心 主 要 目

項 目	S58年度設計研究	S57年度設計研究
炉心燃料本数(内/外/合計)	174/162/336体	270/144/414体
炉心燃料要素本数	271本/集合体	217本/集合体
" 外径	7.4 mm	7.4 mm
" 配列ピッチ	9.0 mm	8.8 mm
" ガスプレナム長(上/下)	170/1050 mm	420/800 mm
燃料集合体全長	4600 mm	4600 mm
炉心外接円径	3430 mm	3350 mm
制御棒外接円径	2560 mm	2540 mm
中性子遮蔽体外接円径	5250 mm	5090 mm
制御棒本数	25本	25体
Pu 富化度(内/外/合計)	16.3/20.1 w/o	16.3/21.6 w/o
核分裂性物質装荷量	3.44 ton	3.40 ton
集合体最大圧損	3.5 kg/cm ²	4.6 kg/cm ²
冷却材流量配分領域数(炉心/径ブラ)	3/2	3/2
燃料交換バッチ数(炉心/径ブラ)	3/4, 5	3/4, 5
1 サイク運転日数	292 日	292 日
工学的安全係数(Na/クラッド)	1.193/1.239	1.193/1.239

項 目	S 58 年度設計研究	S 57 年設計研究
(A) 平衡炉心		
① 被覆管最高温度		
炉心 (ノミナル/H.S)	614/662 ℃	624/672 ℃
径ブランケット(ノミナル/H.S)	625/686 ℃	633/697 ℃
制限値(炉心/径ブランケット)	675/700 ℃	675/700 ℃
② 最大線出力(初期/末期)	404/380 w/cm	429/402 w/cm
③ 燃焼反応度劣化	2.76 %△k	2.72 %△k
④ 増殖率	1.22	1.20
⑤ 集合体平均燃焼度	75,400 Mwd/t	76,700 Mwd/t
⑥ 最大中性子フルーエンス(20.1 MeV)	2.30×10^{23} nvt	2.56×10^{23} nvt
⑦ 出力ピーキング係数(初期/末期)	1.60/1.55	1.67/1.61
(B) 移行炉心		
① 被覆管最高温度(H.S)		
炉心	672 ℃ (第2サイクル, 第2領域)	683 ℃ (第3サイクル, 第2領域)
径ブランケット	690 ℃ (第5サイクル, 第1領域)	
② 最大線出力(炉心)	413 w/cm (第3サイクル, 第1層)	434 w/cm (第2サイクル, 第1層)
③ 燃焼反応度劣化(最大)	2.91 %△k (第3サイクル)	2.88 %△k (第3サイクル)
④ 平衡炉心到達サイクル	7 サイクル	7 サイクル

表 4.2.3 炉心燃料健全性評価結果のまとめ

(I) 炉心燃料要素……(CEDARコード使用)

(i) 292日×3サイクル運転……取出燃料燃焼度8万MWD/t(平均)

- ① ピンのクリープ累積損傷(CDF)……制限値0.3

結果：CDF…0.1(前年…0.3)

向上の理由：クリープ破断強度式(今年CEDAR内蔵のもの(もんじゅ^S53-54年材), 前年は常陽1次k材), FPガスプレナム体積(今年は6%増大)等の違いからも少しはあるが, 大部分は燃焼末期被覆管温度の低下の違い(燃焼初期-末期温度差…今年50℃, 前年25℃, CR挿入パターンの違いからきている)によるものである。

- ② ピン外径増加……制限値7%

燃焼末期 $\Delta D/D$: 3.5%(最大)…スウェリング1.3%, 熱膨張0.9%, 照射クリープ1.3%,

- ③ 燃料中心溶融……制限値2,700℃(O/M比1.96比相当)

燃焼初期過出力(1.10)時ホットスポット温度 : 2,622℃

(ii) 365日×3サイクル運転

- ① PCMI応力 : 292日×3サイクル運転の場合と大差ない。これは被覆管スウェリングが増加した効果による。

- ② CDF : 0.18

- ③ ピン外径増加 : 7.4%…スウェリング4.1%, 熱膨張1.0%, 照射クリープ2.3%, 制限値を0.4%オーバ

(II) 燃料集合体

制限値 : BDI…2 dw

DDI…ダクト間ギャップの残存

(i) 292日×3サイクル運転

- ① BDI : ~0 dw(前年2.0 dw)

向上理由 : 主にスウェリング式の違いによる。

- ② DDI : ギャップ約4.5 mm

(ii) 365日×3サイクル運動

- ① BDI : 約2.5 dw……制限値オーバ

DDI : ギャップ約2.5 mm

表 4.2.4 炉心燃料基本仕様主要項目とその精度規定要因

項	目	現状精度	精度規定主要要因	
燃料要素	・被覆管	外 径 (mm)	7.4 ± 0.03	BDI, 擦り痕, 圧力損失
		内 径 (mm)	6.60 ± 0.025	燃料中心溶融, PCMI 応力
		肉 厚 (mm)	0.40 ± 0.0275	PCMI 応力, CDF
	・ペレット	外 径 (mm)	6.44 ± 0.05	燃料中心溶融, PIMI 応力
		密 度 (%TD)	9.14 ± 2	燃料中心溶融, PCMI 応力
		O/M比	1.96 ± 0.02	燃料中心溶融
集合体・ラップ管	・要素配列ピッチ (mm)	9.0 ± 0.1	BDI, 擦り痕, 圧力損失	
	・ワイヤスペース径 (mm)	1.54	圧力損失	
	・ラップ管	外側対辺 (mm)	158.8	—
		内側対辺 (mm)	150.8 (±0.25)*	BDI
		肉 厚 (mm)	4.0 (±0.2)*	BDI, DDI

* 原型炉で設定している公差

表 4.2.5 軸方向非均質炉心の核熱特性

項 目	軸方向非均質炉心	S58年度均質炉心
炉心燃料本数	328 体	336 体
制御棒本数	21 体	25 体
核分裂性分質装荷量	3.48 ton	3.44 ton
増殖比(平衡)	1.24	2.76
燃焼反応度(平衡)	2.32	2.76
最大線出力	410 w/cm	413 w/cm
燃料要素最大線量	1.92×10^{23} nvt	2.32×10^{23} nvt
炉心燃料燃焼度(平均)		
◦ 内部ブランケットを除く	80,000 Mwd/t	74,600 Mwd/t
◦ " 含む	74,600 Mwd/t	—
出力ピーキング係数		
◦ 初期(炉心/炉心+内部ブラ)	1.49/1.60	1.61/—
◦ 末期(" / ")	1.53/1.61	1.55/—
燃料要素被覆管H.S.温度	659 ℃	662 ℃

*) 均質炉心の燃料集合体と比較するとピン本数は 271 本で同じ、ピン外径は 0.1mm 太い。
ピンピッチは 0.1mm 狭い。

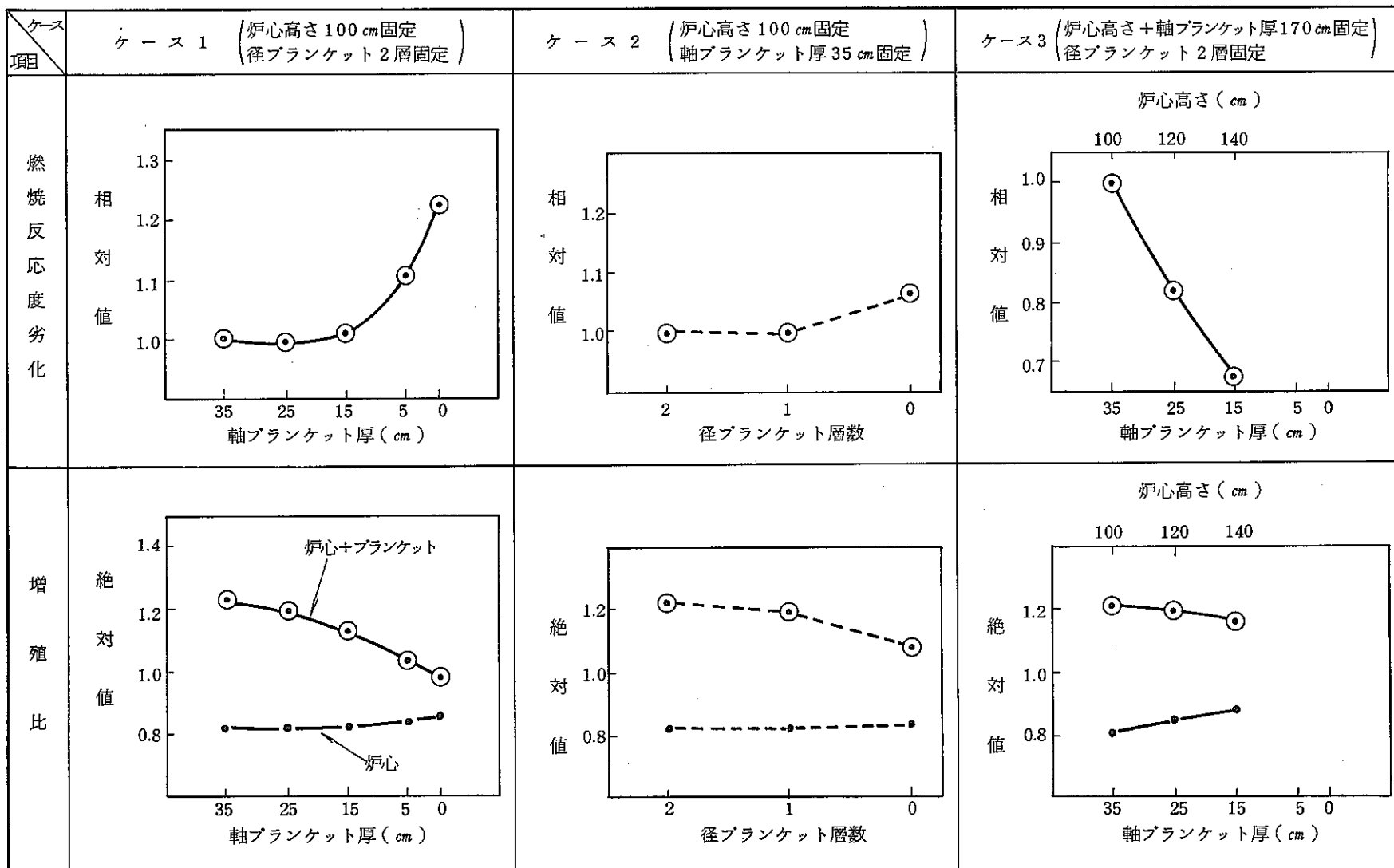


図 4. 2. 1 ブランケット燃料削減炉心の燃焼増殖特性

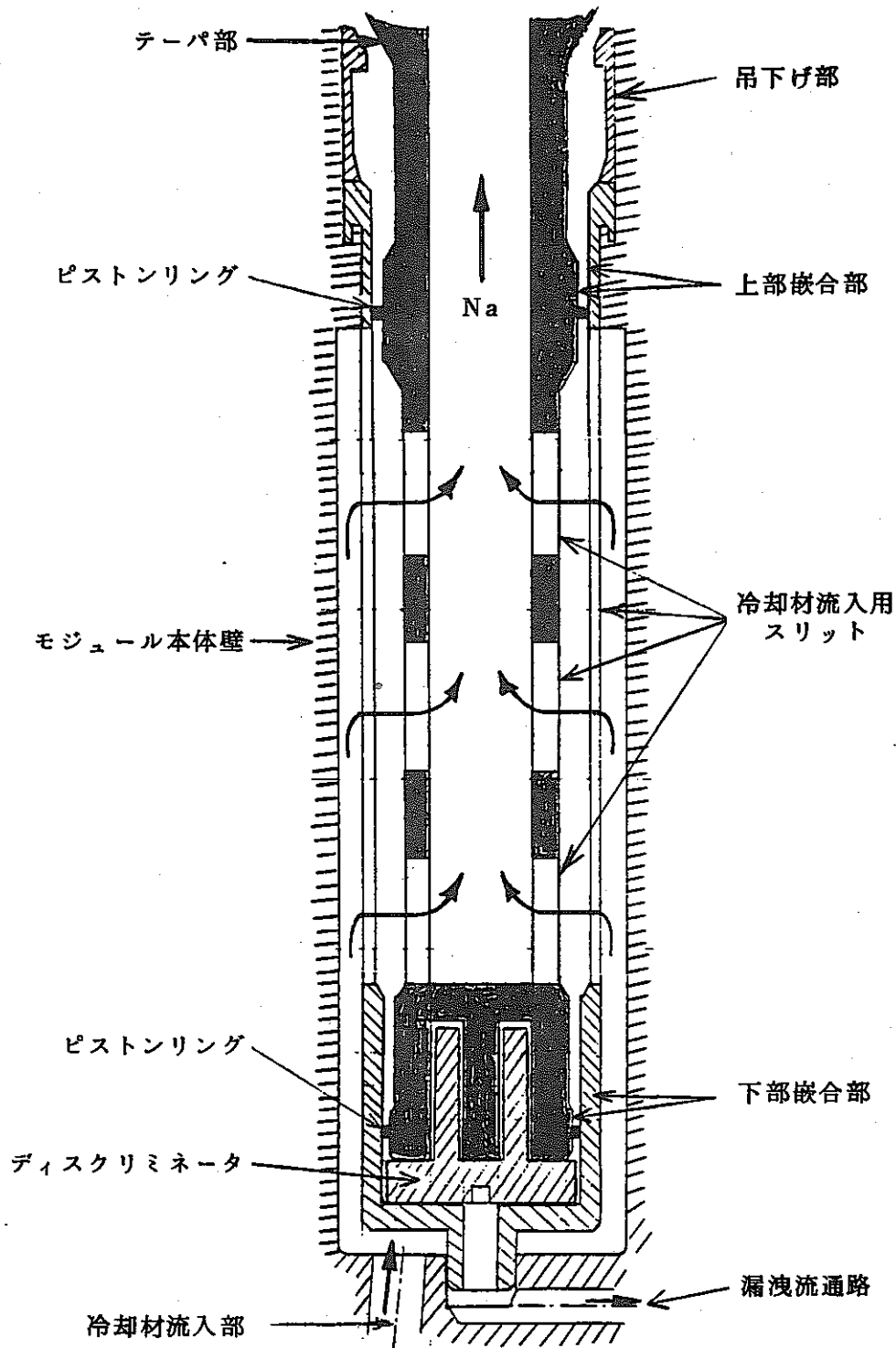


図 4.2.2 エントランスノズル及びモジュールの炉心構成要素受容部の構造

4.3 原子炉構造に関する主な成果と課題

表 4.3 原子炉構造に関する主な成果と課題(1/6)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考									
<p>全 般</p> <p>系 統 設 計</p>	鉛直地震動に対する検討	原子炉容器, シャヘいプラグの変位置および横ブレナム付根部応力に対して検討したところ, 無視できる程度であることが判明した。	<p>コンパクト化が炉構造へのコスト低減に与える影響について評価必要。</p> <p>寿命評価も必要</p> <p>保温材取付スペースおよび重量, コスト, 空調設備容量などとの関係を考慮して大型炉における最適保温材厚さを今後検討する必要あり。</p> <p>① 吊りサポートを回転プラグに追従させるための制御・駆動装置, および吊りサポート本体の耐震性などについて今後検討を要す。</p> <p>炉上部ビット室の要求高さが増加しないかの検討が必要。</p>										
	1. 固定シャヘい体の最適化	<p>総合的に判断してステンレス鋼が最も合理的なシャヘい材料と判断できる。</p> <p>物量削減の観点からは黒鉛, B₄C は有力な代替材料であるとの結論を得た。シャヘい体重量は SUS が 400 ton, B₄C が 50ton となる。また社内検討によれば価格は SUS が 2.4 億円, B₄C が 5 億円と推定される。</p>											
	2. 保温設計の最適化	<p>G/V 外両面および雰囲気とする R/V の保温材厚さと放散熱量との関係をパラメータサーベイした。(材質はロックファインを前提とした)</p> <table border="1" data-bbox="757 863 1317 984"> <thead> <tr> <th>高温側保温厚さ</th> <th>低温側保温厚さ</th> <th>放熱量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>20 cm</td> <td>12.5cm</td> <td>257 kw</td> </tr> <tr> <td>27.5 cm</td> <td>20 cm</td> <td>169 kw</td> </tr> </tbody> </table>			高温側保温厚さ	低温側保温厚さ	放熱量	20 cm	12.5cm	257 kw	27.5 cm	20 cm	169 kw
	高温側保温厚さ	低温側保温厚さ			放熱量								
20 cm	12.5cm	257 kw											
27.5 cm	20 cm	169 kw											
3. 予熱計装ケーブル, ケーブルトレイ, アクセスルート, 空調ダクト, オーバーフローノズルなどを含む炉上部ビット配置の検討	<p>① 回転プラグベアリングスタンド幅縮小にもなって, 回転動ケーブリングラックに代わり吊りサポートが採用された。</p> <p>② 脱着の容易なケーブルコネクタの構造およびコネクタまわりの作業性について検討し, 取扱い時間を Joyo に比べ 1/5 程度に短縮できる見通しを得た。</p>												
4. 制御棒駆動機構と炉心構成要素との地震時相対変位	水平動に対しては, 制御棒駆動機構と炉心構成要素頂部との相対変位は S ₂ 地震時に 12.8mm となり許容量 15mm 以内であり挿入性を確保できることを確認した(1次元多質点												

表 4.3 原子炉構造に関する主な成果と課題 (2/6)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
系統設計		<p>系振動解析プログラム使用)。 なお、鉛直動に対しては各部材の変位量を求めた。</p> <p>炉容器胴部 1.7mm 炉心支持機構 0.1mm シャヘいプラグ 2.2mm (暫定許容値 10mm)</p>		
原子炉構造設備	<p>1. 炉容器の健全性</p> <p>2. 回転プラグの縮小化</p> <p>横ブレナム容器の強度</p> <p>直接炉心冷却系用中間熱交換器(DIHX)のシャヘいプラグ貫通部構造のシャヘい性能</p>	<p>炉壁断熱薄造に関し、前年度までの2次元温度分布解析結果に基づいて、3次元温度分布解析を実施し成立の見通しを得た。</p> <p>① 回転動ケーブリングラックを削除し、上部吊サポート方式を採用、②分割レース型ローラベアリングの採用、などにより、大、小回転プラグ、ベアリングスタンド幅合計値が1,000mm(従来値1,200mm)となった。</p> <p>内圧および鉛直地震荷重に対するノズル取付部の発生応力が許容値以下であることを確認した。</p> <p>原子炉容器シャヘいプラグとDIHX本体との環状隙間から、ストリーミングした中性子およびγ線による線量率は、シャヘい設計基準50mrem/hを大幅に上回り1.5×10^3となることが判明した。</p>	<p>熱抵抗体間の隙間にあるナトリウムの自然対流挙動を含む詳細な温度分布の把握とこれに基づく応力解析が必要。 ノズル貫通部について、およびストラティブイクေးションに対する検討はまだ行っていない。</p> <p>フリーズシール構の冷却層を削除したため、DIHXの搭載などを考慮すると、定格運転時の熔融防止対策につき今後検討の必要あり。</p> <p>熱過渡に対する健全性評価が必要。</p> <p>DIHXのコンパクト化とシャヘい性能の最適化(最適シャヘい材の選定、オフセット構造の採用)につき検討が必要。 現設計ではDIHX本体胴とシャヘいプラグ貫通口とのギャップは0.5mmだが製作困難と思われる(段付などの検討必要)。</p>	<p>炉容器自体についても実施すべきである。</p>

表 4.3 原子炉構造に関する主な成果と課題 (3/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
原子炉構造設備	炉心支持板の健全性評価	炉心支持板(図 4.3.1参照)は 100mm×2 板および底板構成(57FY設計では 200mm×2 板)することにより軽量化をはかった(なお、鉛直地震荷重に対するたわみ量は 0.1mm で無視できる値である)。以上より構造成立の見通しを得た。		
制御棒駆動機構	大型炉心対応の検討	基本寸法は従来通りで問題ないことを確認した。		
直接炉心冷却系	<p>1. システムおよび構成機器の詳細化</p> <p>2. 炉内熱交換器引抜時の接近性</p> <p>3. 主冷却系との相互作用を考慮した炉内流動の検討</p>	<p>57年度の検討により、メンテナンス冷却にDRACSを用いるには、その1次側を強制循環する必要性が判明した。そこで本年度は強制循環機能付DRACSの運用法および機器の詳細検討を行なった。</p> <p>① 強制循環用電磁ポンプとしてALIP(Axial Linear Induction Pump)を選定し、その仕様を決定し、問題点を摘出した。</p> <p>② 炉内逆止弁およびユニバーサルジョイントの型式を選定した。</p> <p>線源強度の評価および必要しゃへい厚さの検討を行ない、接近性の検討を行なった。現状の炉構造では、放射化により炉内熱交換器表面から1mの位置でキャストなしとすると2.3×10^3 mrem/h(評価値10mrem/h)となり、これがほとんど^{60}Coに寄与するものであるため、洗浄方法や減衰期間の延長では対応できないことが明らかとなった。</p> <p>DRACS強制循環用電磁ポンプを炉停止後直ちに起動する場合と、炉停止後500秒後に起動する場合について検討を行ない、主要特性の比較を行なった。</p>	<p>400℃の高温雰囲気中で連続使用に耐えるコイルを実現する必要あり。</p> <p>キャストも含め保守作業の自動化、構造材中のCo含有率の低減などにつき検討必要(現在は0.25%を使用、0.1%のものまでである)。</p> <p>炉構造の変更も含めたしゃへい設計が必要。</p> <p>構成機器の詳細化の検討とあわせて現実性のある最適な運用方法の検討が必要(熱衝撃の観点から、炉停止後直ちに電磁ポンプを起動する</p>	<p>日本製のSUSはコバルトが多いが、米国製なら少ない。</p>

表 4.3 原子炉構造に関する主な成果と課題(4/6)

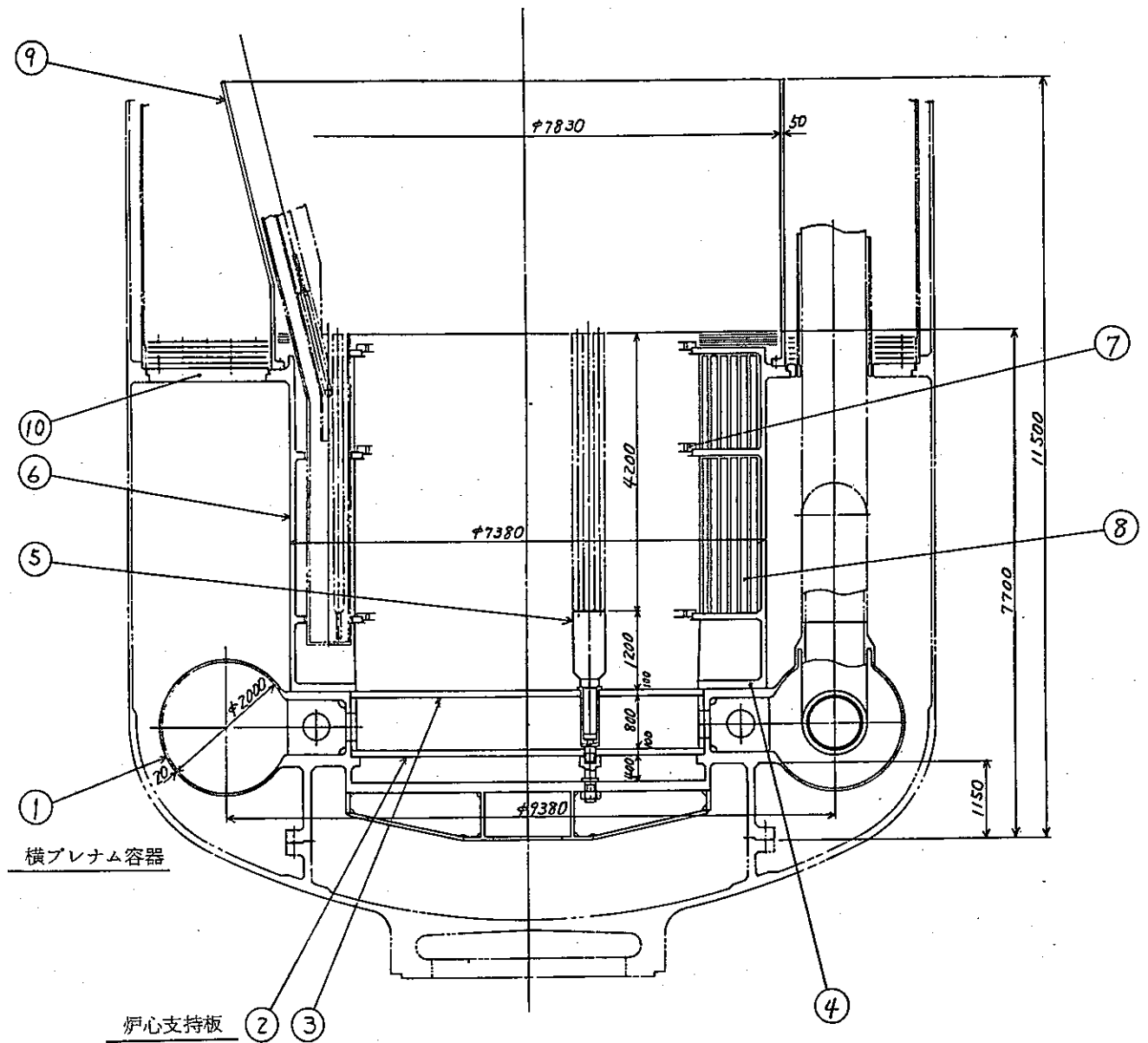
機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
直接炉心冷却系	<p>4. 運用法の整理 (DIHXに電磁ポンプを取付けることによりメンテナンス時の冷却に利用できないかどうかの検討である。従ってこの電磁ポンプは直接炉心冷却系を唯一の崩壊熱除去系とするためのものではない。)</p>	<p>① いずれの場合にも主冷却系統に逆流が生ずることを確認した。</p> <p>② 炉心ピーク温度は前者の場合が644℃、後者は699℃とする。</p> <p>① 2次系以降除熱喪失(短期事象) 炉停止後500秒以前にDRACSを起動すれば、いずれのケースでも除熱能力有り。電磁ポンプ起動の有無については有意な差がない。</p> <p>② 1次系除熱喪失(長期事象) 各種ケースにつき成立の見直しを得た。炉内電磁ポンプの強制循環により、自然循環に比べ炉心出口最高温度で60～80℃低下となり、有利となることが明らかとなった。</p> <p>③ メンテナンス時(3ループドレン時) 炉内電磁ポンプを起動して炉心出入口温度差を低下させる。炉心出入口温度差が低下した場合には、空気冷却器のダンパ開度調節により制御を行なう。</p>	<p>ことが現実性があるかなどの検討も必要)。</p>	<p>同設計ではIRACSを採用していたが、現設計ではSGHARSとなった。ところがSGは低流量時には使いたくないので、DRACSをメンテナンス用に使う。</p>

表 4.3 原子炉構造に関する主な成果と課題 (5/6)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
関連計測制御設備	1. 破損燃料検出系	<p>以下の各方式について検討した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① セレクタバルブ方式 (DN) ② " (DN+CG) ③ 2重円筒構造セレクタバルブ方式 ④ 炉内シッピング方式 ⑤ タギング方式 ⑥ Na サンプリング+タギング方式 <p>検討の結果、成立性の観点から炉内シッピング方式を正案、性能上魅力があるセレクタバルブ (DN+CG) 方式を代案とした。</p>	<p>破損燃料検出系の選定にあたっては、しゃへいプラグの構造 (2重回転, 3重回転など) およびしゃへいプラグ上配置 (冷却方式も含む) などを考慮した総合的判断が必要。</p> <p>運転中に検出する必要性にさかのぼっての検討が必要。また破損確率と RBCB も含めて検討が必要。総合的経済性評価必要。</p>	
代案検討項目	1. モジュールを省略した原子炉構造	<p>連結管方式を採用した場合、モジュール方式に比べ、原子炉構造 (コールドプレナム部) の軸受が 800mm 短縮されるが、径方向寸法が若干増大する (炉内中継ラックの高圧プレナムが干渉するため)。</p>	<p>本検討は流量配分性能のみの検討で、炉心支持板に対するしゃへい性能の検討はしていない。</p>	
	2. 炉心溶融事故を仮定した炉構造	<p>燃料集合体 7 体分の溶融を想定した炉構造の概念図 (コニカル状) を作成した。(図 4.3.2 参照)</p>	<p>炉構造への大きな変更はないことが判明した。当面はここまでやっておけばよい。</p> <p>なお、将来は検討にあたっての各種仮定 (自然循環による冷却性能、デブリの堆積厚さなど) についての確認が必要。</p>	
	3. ホットプラグ方式の炉構造	<p>ホットプラグ方式 (170~200℃) について本案の表面冷却方式と比較した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 放射線しゃへい性能上は、ホットプラグ方式はポリエチレンを使えないため、ポリエチレン (200mm) の代わりに炭素鋼 (400mm) が必要。 		

表 4.3 原子炉構造に関する主な成果と課題 (6/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
代案検討項目	<p>4. 岩石をしゃへい材として使用したしゃへいプラグ</p> <p>5. 1バッチ分の貯蔵が可能な IVST</p>	<p>② ベアリングスタンドに関しては、ホットプラグ上面温度は油圧ジャッキの許容温度を越えており、ジャッキアップ機能を省略し、常時回転プラグをベアリング上に支持するなどの案が必要。たたし装着対策が必要。</p> <p>じゃもん岩について検討した。</p> <p>軸方向寸法の短縮、重量軽減のメリットがあるが、構造の複雑化、岩石中の水分のコントロールなどのデメリットがある。</p> <p>重量 1600 → 1160 ton、厚さ 3.5 → 2.8m を速成した。</p> <p>① 炉容器内径は、本案(12280φ)に対し 13840φとなった。</p> <p>② DIHX内の2次系 NaK 放射化対策上、DIHX 内の B₄C しゃへい体厚さは本案(125mm)に対し 425mmとなった。</p>	<p>ジャッキアップ機能の省略は、燃交時間短縮の観点からも好ましいので、正・代案両方式について検討の価値あり。</p> <p>総合的経済性はプラント全体から評価する必要あり。</p> <p>IVST 自体のしゃへい設計から始める必要あり。</p> <p>炉容器の中性子照射量についても検討必要。</p>	



10	上部プレナム仕切板	ステンレス鋼	1式	
9	原子炉容器内筒	"	1	
8	固定シャハレ体	"	1式	
7	炉心支持枠	"	3	上,中,下各1式
6	炉心槽	"	1	
5	流量配分装置	"	1式	
4	支持構造物	"	1	
3	炉心支持板(上)	"	1	
2	炉心支持板(下)	"	1	
1	横プレナム容器	ステンレス鋼	1	
pNo.	部品名称	材料	個数	備考

図 4.3.1 炉心支持構造

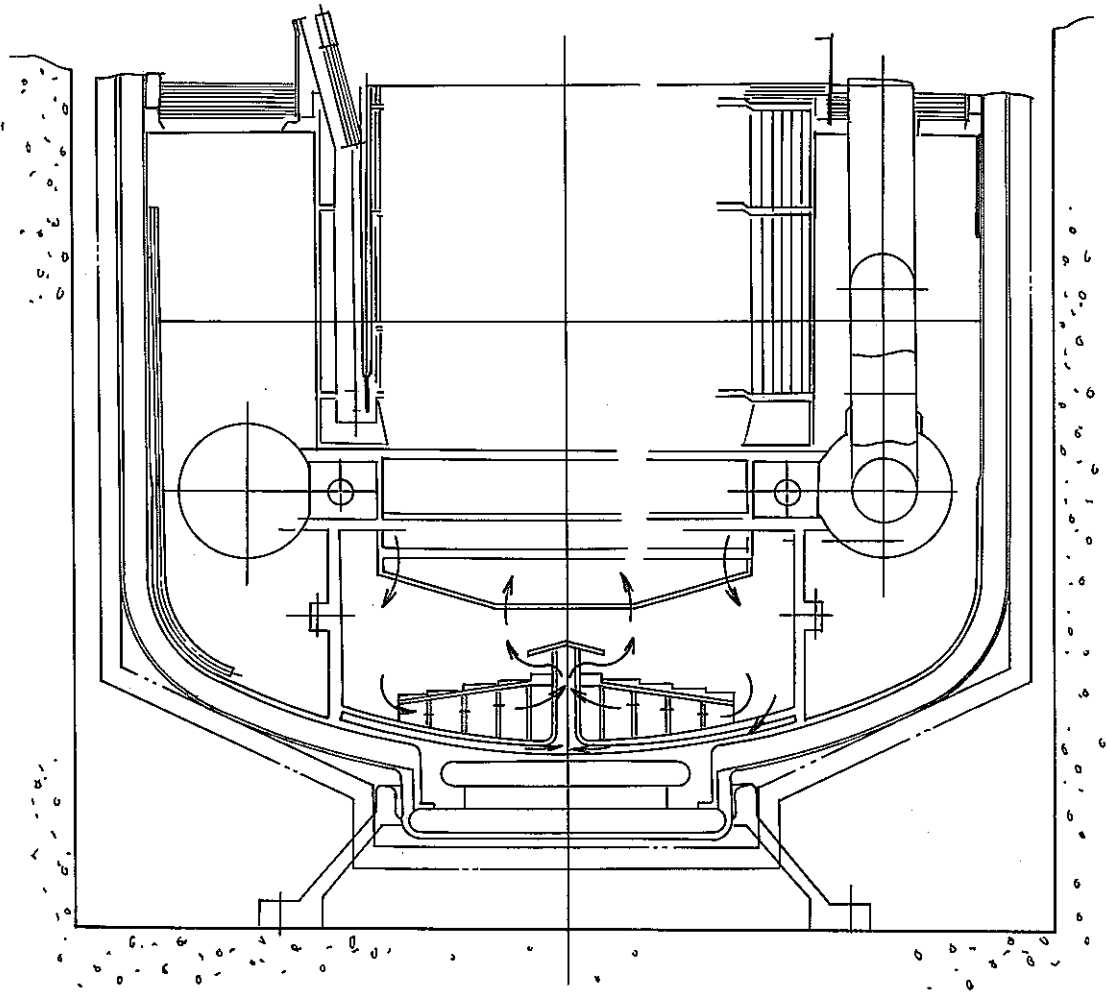


図 4. 3. 2 . デブリトレイ周辺の流れの概念

4.4 1次冷却系に関する主な成果と課題

表 4.4 1次冷却系に関する主な成果と課題 (1/5)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考															
全 般	物量削減	<p>ペローズ配管方式を 57年度設計研究から引継ぎ、さらに物量削減を計るため IHX, ポンプを上部ノズル方式とした配置・配管を設計した。</p> <table border="1" data-bbox="786 432 1279 639"> <thead> <tr> <th></th> <th>M 社</th> <th>T 社</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管長</td> <td>52m→33m</td> <td>50m→50m</td> </tr> <tr> <td>ペローズ個数</td> <td>2 → 7</td> <td>7 → 7</td> </tr> <tr> <td>エルボ個数</td> <td>11 → 3</td> <td>10 → 6</td> </tr> <tr> <td>(添付図)</td> <td>図 4.4.1</td> <td>図 4.4.2</td> </tr> </tbody> </table>		M 社	T 社	配管長	52m→33m	50m→50m	ペローズ個数	2 → 7	7 → 7	エルボ個数	11 → 3	10 → 6	(添付図)	図 4.4.1	図 4.4.2	<ul style="list-style-type: none"> ○配管短縮, エルボ個数削減がなされた。 ○1次冷却系室のしゃへい計算を行ない, 現状(炉容器との隔壁(厚さ2m)一重)でしゃへい基準を満たすことを確認する必要あり。 ○格納容器径(50m)の減少にも努力の必要あり。 	
	M 社	T 社																	
配管長	52m→33m	50m→50m																	
ペローズ個数	2 → 7	7 → 7																	
エルボ個数	11 → 3	10 → 6																	
(添付図)	図 4.4.1	図 4.4.2																	
	主冷却系圧損低減	<p>配管長の短縮により圧損低減。炉心圧損低減と合わせ一巡圧損が17%低減されたことにより1次系ポンプ動力も削減された(16.5→15.2 MW/3ループ)</p> <p>一巡圧損 8.22→6.85 kg/cm² (冷却系側 1.16→1.06 kg/cm²) (7.06→5.79 kg/cm²)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○冷却系圧損は全体として低減はなされているが, IHXに関しては上部ノズル方式のため下部整流板の設置が必要となり IHX の圧損は増加。見直し要。 ○カバーガス圧の低減はなされていない。(ホットレグ配管長は短縮されていないため) 見直し要。 																
ペローズ継手	健全性評価	<p>(1) 57年度では EJMA による評価で成立したのに対し, 本年度では ASME 及び BDS で評価し, 成立することを確認した。</p> <p>(2) HCDA による衝撃圧力(「もんじゅ」での使用値)に対して座屈解析を行ない, 制限値を越えることがわかった。これに対しては補強リングを設ける必要があるとの結果を得た。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ HCDA 衝撃圧力の見直し, 評価法の再検討が必要 																

表 4.4 1次冷却系に関する主な成果と課題(2/5)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
ペローズ継手	ギロチン破断の可能性 製作・保修法	疲労及びクリープによるき裂進展解析から、き裂がペローズ板厚を十分な余裕をもって貫通するとは言えず、さらにこのき裂の不安定伝播による瞬時破断の可能性もあるとの結論を得た。 製作法：素管として引抜管・溶接管，成形法としてロール成形・液圧成形を比較検討し各々後者を選択。 保修法：ペローズのプラント寿命中交換を考慮してその搬出ルート，交換手順を検討。 以下について検討した。	○き裂の不安定伝播による瞬時破断の評価方法の見直しと，ペローズに用いられる薄肉材による試験データを得る必要がある。	
配管断熱支持構造	コールドクランプ方式	(1) 断熱材材料の調査 (2) 配管に生じるたが締め応力評価 (3) クランプ自身の剛性による配管熱膨張吸収構造	○配管熱膨張吸収構造の検討と耐震性の検討を進め，成立性を確認する必要がある。	
主循環ポンプ	構造	配管短縮のために，上部吸込，上部吐出ノズル方式の構造を検討した。これによりポンプ外径は57年度2.7mφから4.0mφに増加。	○ポンプ外径3.0mφ程度への縮小化の構造検討要。	
IHX	構造	配管短縮のために，1次側入口，出口ノズルを上部に設置する構造を検討した(図4.4.3参照)。 M社：出口ノズルを従来の下方流出方式から横方向流出方式へ。 T社：1次系を管側，2次系を胴側とした。	M社：出口ノズル整流板追加による圧損増加(0.09kg/cm ² 増)に対し構造見直し検討要。 T社：1次系管側型式の利点，問題点について検査・補修法も含めて総合的に評価・検討要。	

表 4.4 1次冷却系に関する主な成果と課題(3/5)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
IHX	健全性評価 (管板部及びサポート部)	3社(M, T, F)で実施し, M社, T社の解析では制限値を越え成立しなかったが, F社における解析では, 管板部及びサポート部の形状を考慮し(図4.4.4参照)また熱過渡条件としてノミナル値を用い弾性解析ベースで構造健全性が確認された。	◦熱過渡条件により結果が大きく異なるため, 構造検討も含めさらに詳細に検討していく必要がある。	
流量計	要求機能の明確化	以下の通りまとめた。 (1) 使用前検査時 ポンプ性能, コストダウン特性の確認 (2) 運開後 ① 流量低トリップ信号(ポンプ回転数低)のバックアップ ② 流量制御用フィードバック信号 ③ 各ループ流量バランス監視による炉内配管破損検知		
	型式選定	直管部が短かくても設置可能な型式について表4.4.1に示す通り比較検討し, 分岐式小口径EMF方式を採用。	◦選定した流量計の精度, 安定度を考慮し本計装信号の扱い方を検討していく必要あり。	
	設置場所	コールドレグベローズ間1.5mの直管部に設置し, 流量計設置のために配管設計に特別な配慮を不要とした。		
逆上弁	(無し)		◦要求機能・性能を明確にし, これに適合した逆上弁構造の検討必要。 ◦配管短縮のために, アングル型, ポンプ組込型等の型式についても検討必要。	

表 4.4 1次冷却系に関する主な成果と課題(4/5)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
純化系	炉容器内設置型 CT の長寿命化	<p>57年度ではメッシュ交換が1年毎であったのをメッシュ部の容積増大(0.45→1.0 m³)により4年毎のメッシュ交換を実現した。</p> <p>(メッシュ容積は2倍強の増加であるが、不純物混入量は3回/30年の1次系メンテナンス時が大きな割合を占め平均4年の寿命が可能。)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 廃棄メッシュの保管法も含め、合理的なメッシュ交換頻度を検討する必要あり。 ○ メッシュ交換時のしゃへいキャスク、作業法を検討する必要あり。 ○ 炉内設置によるトラップ物質の放射化というデメリットを評価・検討する必要あり。 	
関連設備	予熱関係	予熱動力盤を C/V 近くに配置し、また制御盤設置位置・ケーブルルートを検討し最適化を計った。		
	ガードベッセル内漏洩Na処理設備	IHX, ポンプ流出入ノズルを上部に配置したことによりガードベッセル深さが12→8mと浅くなり、従来のエゼクタ方式から真空吸引方式に変更でき設備合理化が計れた。また漏洩 Na 回収貯蔵タンクを廃し、ダンプタンクと共用とした。		
代案設計	9Cr 材通常配管方式	<p>9Cr-1Mo 鋼を1次系配管に用い、ホットレグ及びコールドレグポンプ配置の2ケースについて検討した。結果を表4.4.2に示す。</p> <p>格納容器 径 45~50m に収めることができるとしている。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 9Cr 材を1次系に導入した場合の利点、問題点(放射性腐食生成物(CP)への影響等)をつめる必要あり。また9Cr材をベローズ配管方式に適用することも検討してみる必要あり。 	

表 4.4.1 流量計型式の比較選定

項目 型式	計測 範囲	軸主 方向 配 寸 法 管	(注1) 実 現 性	(注2) 信 頼 性	(注3) イ主 ン配 パ管 クヘ トの	(注4) 応 答 性	直 線 性	(注5) 出 力 安 定 性	(注6) 保 修 性	総 合 評 価
大口徑永久磁石式 流量計	①	△	①	①	②	△	③	③	④	△
超音波式流量計	①	△	④	④	①	①	①	①	②	△
分岐式流量計	①	①	②	②	③	②	②	②	③	①
渦電流式流量計	①	②	③	③	③	②	①	②	①	②

凡 例

①：要求条件に適合する。Nは順位。

△：要求条件に適合しない可能性が強い。

(注1) 開発要素の多寡で評価。

(注2) 使用部品数，検出器構造の集積度で評価。

(注3) 1次冷却財流路への影響度，重量等で評価。

(注4) 検出器単体（超音波式の場合は，検出器を作動させるに必須の回路を含む）で評価。

(注5) 経年効果，温度効果で評価。

(注6) 検出器が故障した場合の交換の難易で評価。但し故障発生の可能性との関係に注意が必要。

〔備考〕いずれの型式も開発・実証段階で実流較正試験が必要である。

〔選定根拠〕

分岐式流量計は，

- ① 主配管の軸方向に占める長さが最も短かく，流量計のために主配管長を増加させることがない。
- ② 小口径永久磁石式流量計単体の設計手法は確立しているとはいえ，また，製造，使用実績も充分あり，特性データも整っている。即ち，開発要素が非常に少ない。
- ③ 検出部の構造が非常に簡明であり，定住的にみて信頼性が高い。
- ④ 機能及び性能要求に適合する。

表 4.4.2 9Cr・1Mo 鋼による 1 次系配管引廻し結果

設 計		第 1 次 概 念 設 計 (Ⅱ)	58年度設計ベローズ 方式 (正案)	58年度設計ベローズ 方式 (別案)	58 年 度 設 計 通常配管方式	58 年 度 設 計 通常配管方式	第 2 次 概 念 設 計 (Ⅰ) 代 案
特 徴		SUS 配管通常引廻し ホットレグポンプ配置	ジルバル 型 薄肉ベローズ	直 管 型 厚肉伸縮継手	9Cr・1Mo 鋼使用 コールドレグポンプ配置	9Cr・1Mo 鋼使用 ホットレグポンプ配置	フローティング キポート方式
C/V 外 径 (m)		6 4	5 0	5 0	5 0	4 5	5 0
配 管 長 さ (m) 1ループ分	ホ ッ ト レ グ	4 5	1 6	8	3 1	2 7	7
	ク ロ ス オ ー バ レ グ	3 0	3	3	1 9	2 7	3 8
	コ ー ル ド レ グ	4 3	1 4	1 1	3 2	2 4	9
	合 計	1 1 8	3 3	2 2	8 2	7 8	5 4
エ ル ボ 数 (1ループ分)		2 0	3	1	1 5	1 0	6
サ ポ ー ト 数 1ループ分	ハ ン ガ	1 5	4	3	5	3	未 検 討
	ス ナ ッ パ	3 8	4	5	1 5	6	1 5
	レ ス ト レ イ ン ト	4	0	3	2	9	未 検 討
主 冷 却 系 室 断 面 積 (m ² /ループ)		6 0 0	3 3 0	2 3 0	5 6 0	3 0 0	3 3 0

(注) 第 1 次概念設計(Ⅱ)の SUS 配管通常引廻しと、9Cr・1Mo 配管引廻しとの差は材料の違いだけでなく、配管引廻し法が違うためでもあることに注意。

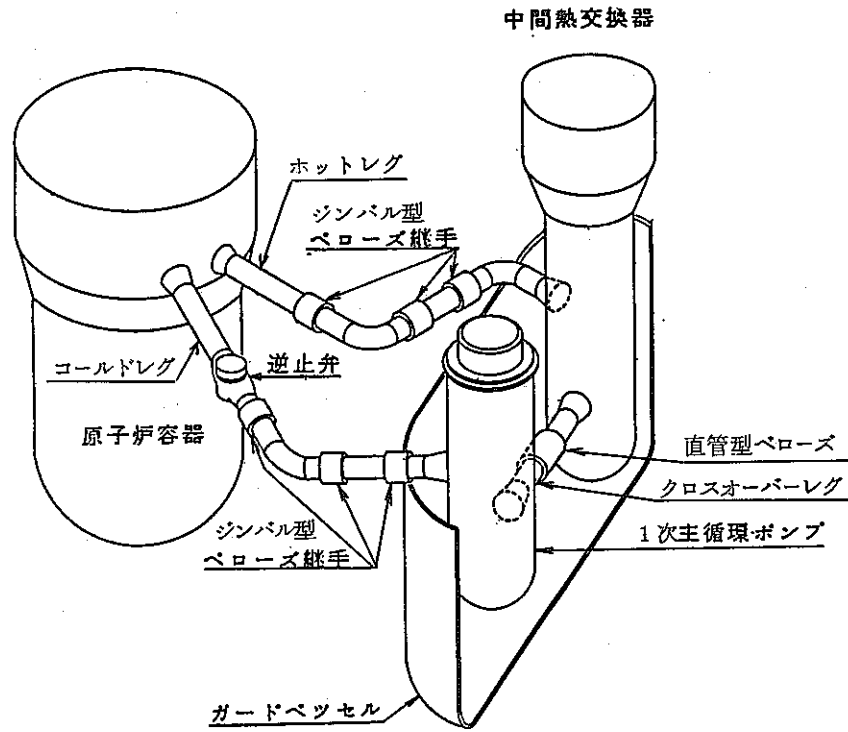


図 4. 4. 1 1次系配管引廻し (M社)

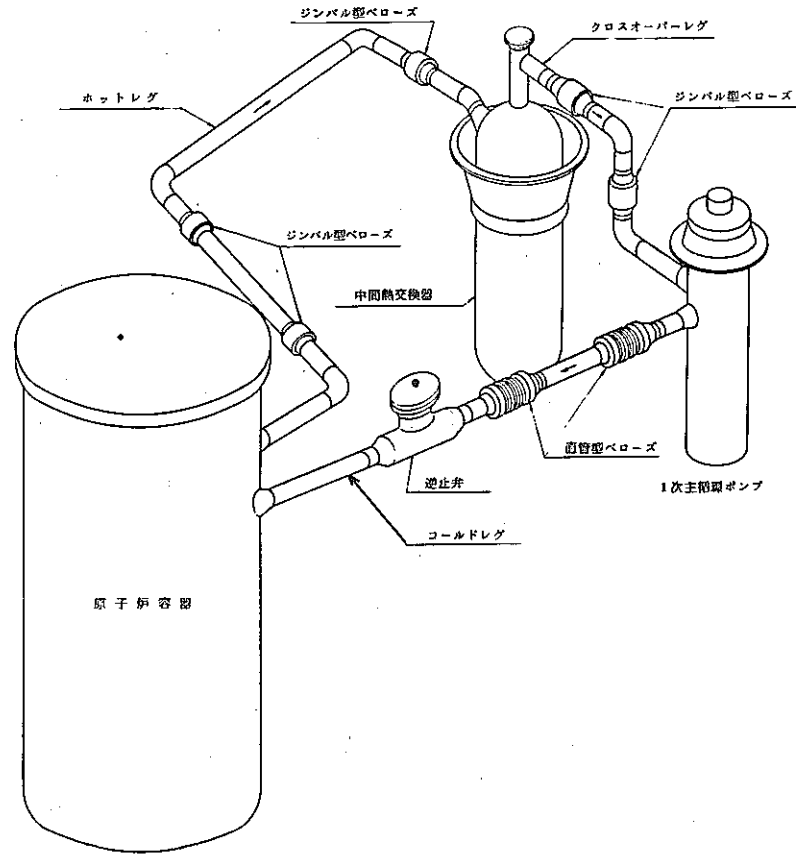
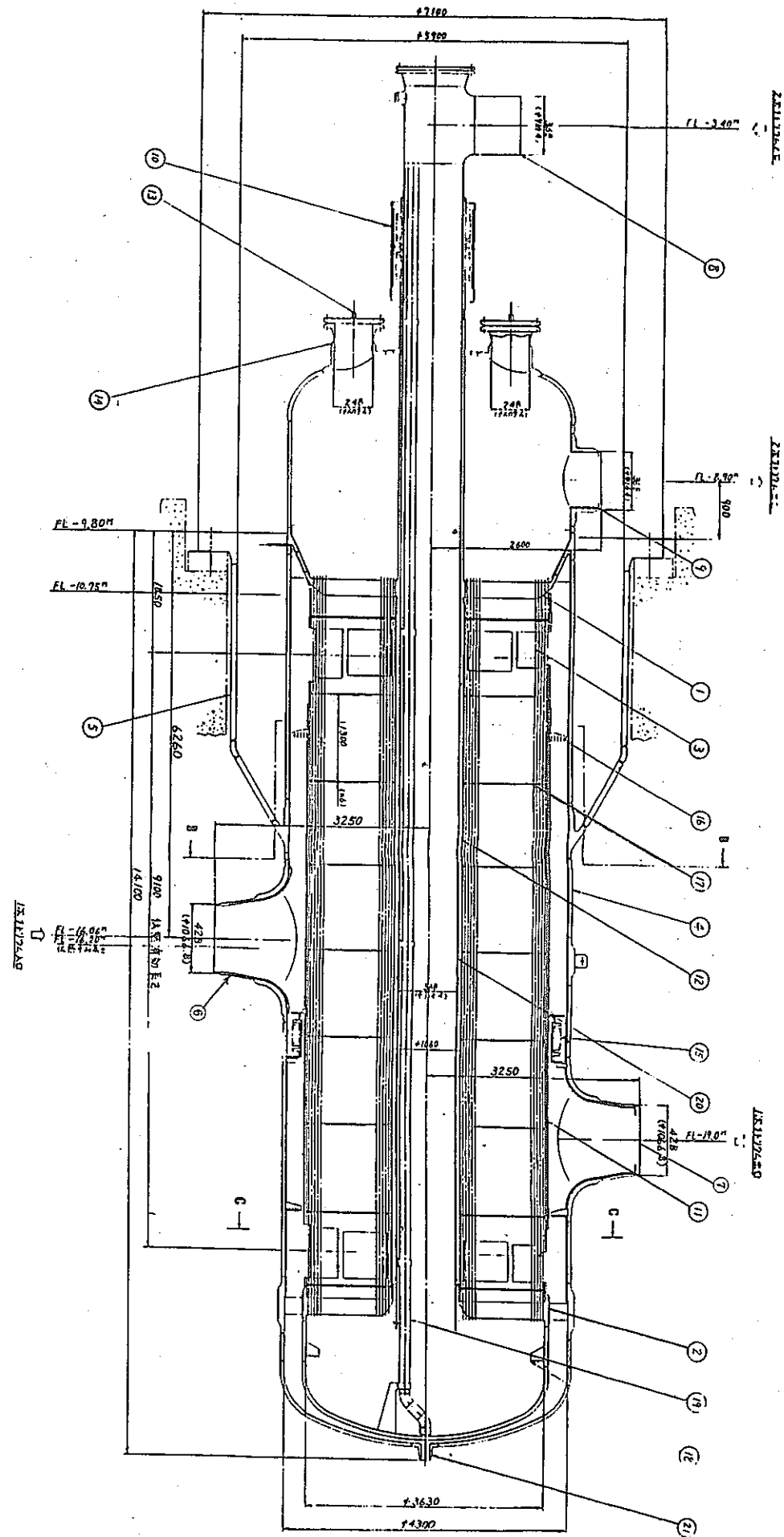
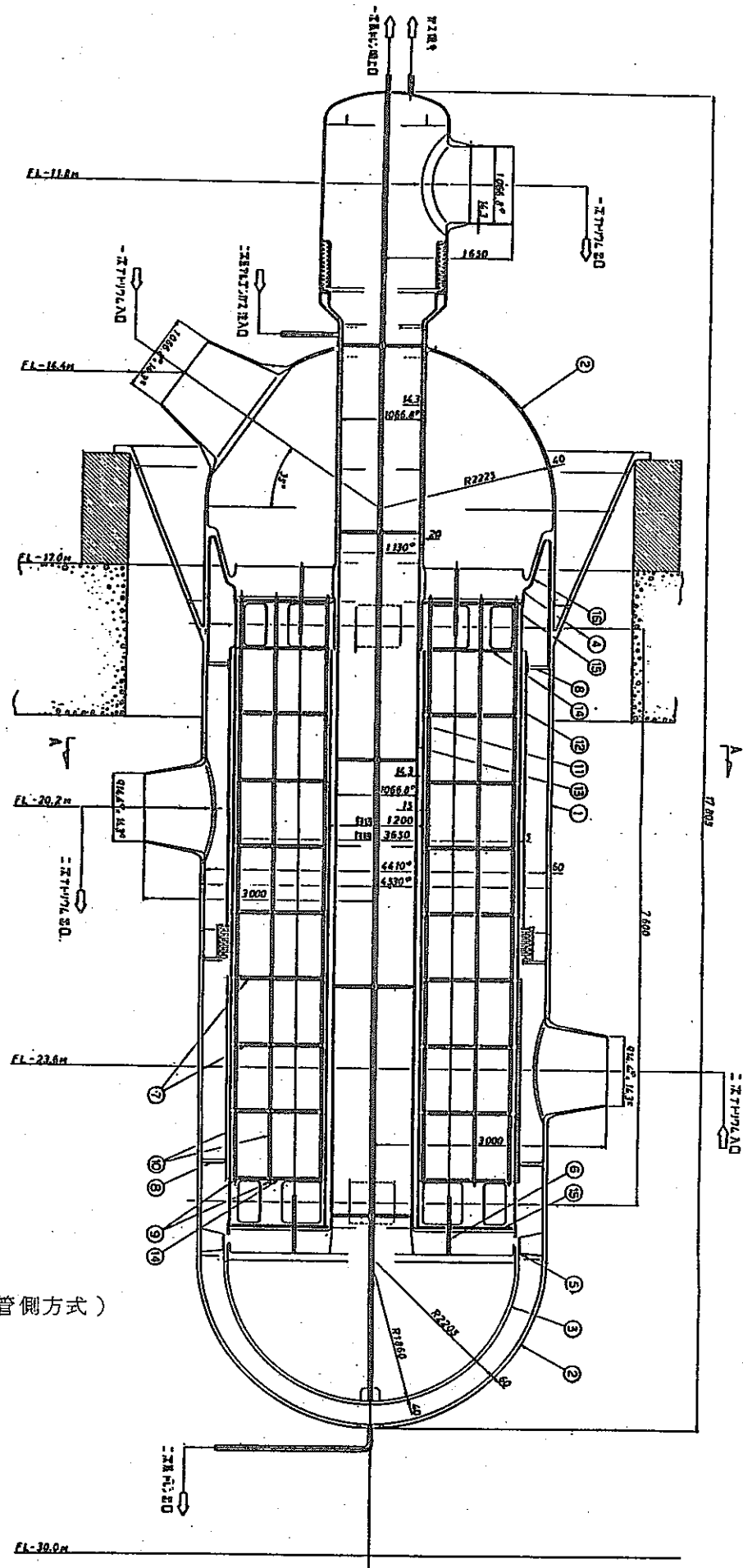


図 4. 4. 2 1次系配管引廻し (T社)

品目	名称	材質
1	本体	SUS304
2	内部構造	
3	上部管板	
4	下部管板	
5	管束	
6	管束	
7	管束	
8	管束	
9	管束	
10	管束	
11	管束	
12	管束	
13	管束	
14	管束	
15	管束	
16	管束	SUS304

T社（1次系管側方式）



M社（横方向出口ノズル方式）

21	1次側ドレンノズル		1	36 t
20	下降管	SUS304	1	
19	2次側ドレン配管		1	
18	2次プレナム整流板		1	
17	伝熱管グリッド		6	
16	整流板	SUS304	1	
15	バイパスシールベローズ	SUS316	1式	
14	伝熱管メンテナンスノズル	SUS304	4	24 t
13	2次側ガス抜きノズル		4	
12	内部シュラウド		1	
11	外部シュラウド	SUS304	1	
10	上部ベローズ	SUS316	1式	
9	2次側ナトリウム出口ノズル	SUS304	1	36 t
8	2次側ナトリウム入口ノズル		1	36 t
7	1次側ナトリウム出口ノズル		1	42 t
6	1次側ナトリウム入口ノズル		1	42 t
5	外部サポート		1式	
4	外筒	SUS304		
3	伝熱管	SUS304		
2	下管板	SUS304		
1	上管板	SUS304		
	品名			記事

図4.4.3 中間熱交換器

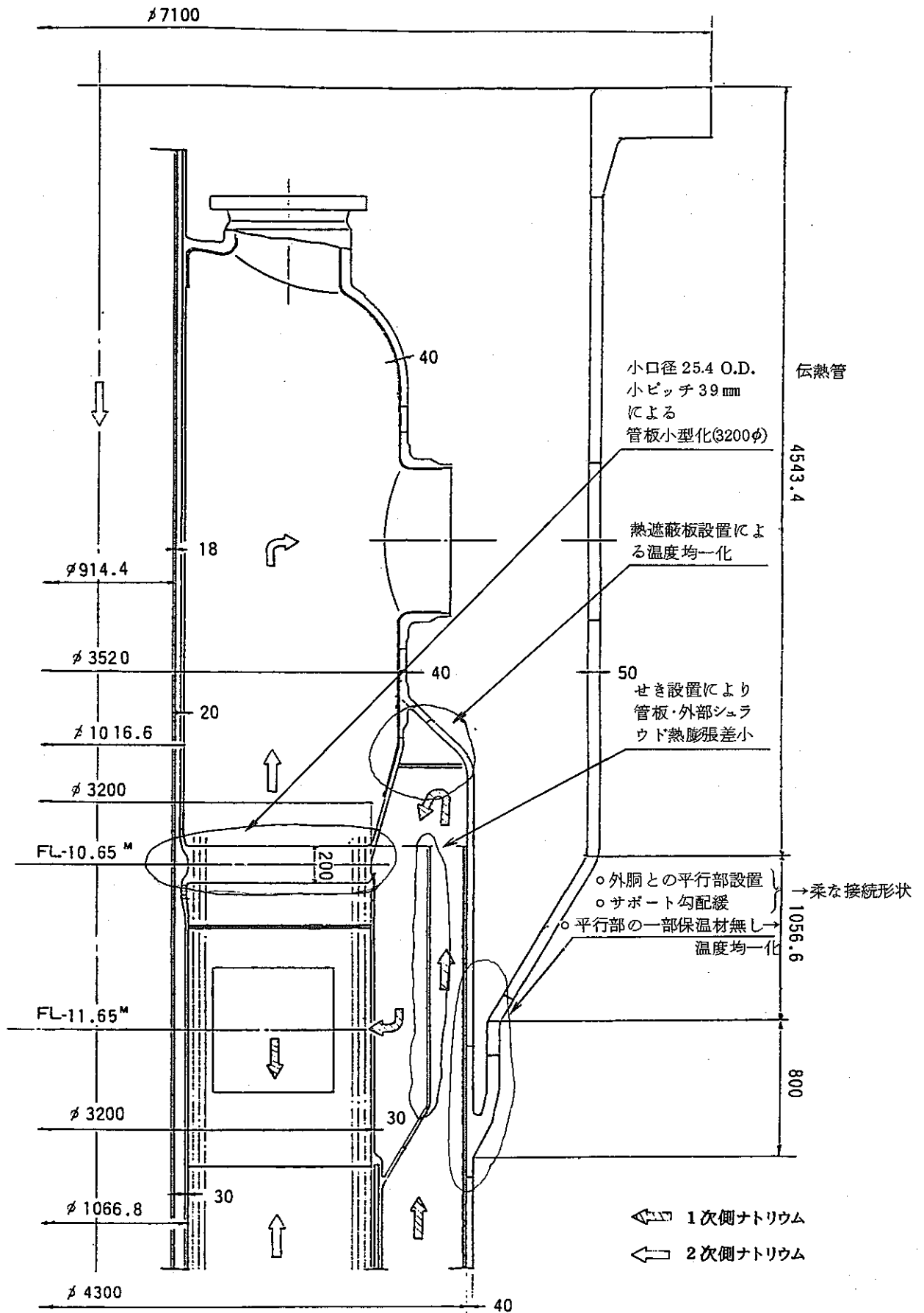


図 4. 4. 4 中間熱交換器管板部・サポート部構造 (K社)

4.5 2次冷却系に関する主な成果と課題

表 4.5 2次冷却系に関する主な成果と課題(1/5)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
2次主冷却系配管および支持装置	ベローズ継手の健全性評価	<ul style="list-style-type: none"> ◦強度評価(57年度は圧力, 変位荷重, 熱過渡, 58年度はこれに自重, 地震, 衝撃圧力を追加検討)の結果, ホットレグ及びコールドレグベローズとも許容値を満足した。(表4.5.1参照) また, 衝撃圧力としてNa水反応事故時のピーク圧力, 準定常圧力(24.5kg/cm², 11.0kg/cm²)につき, 簡易手法で評価した結果, 3mmのコンポリューション部板厚ではピーク圧力が加わった場合, シェルの安定が保てぬという結果を得た。 	<ul style="list-style-type: none"> ◦Na-水反応事故時の衝撃圧力及びそれに基づくベローズの構造評価については, 評価方法, 条件を含め見直しが必要。 	
	メンテナンス計画の検討	<ul style="list-style-type: none"> ◦ベローズ交換作業を検討し, ループドレン〜ベローズ継手切断〜新規ベローズ装置までの手順をまとめた。 	<ul style="list-style-type: none"> ◦ベローズ継手外径は1.5mφ〜2.0mφと大きく, グローブボックスタイプでの作業では, 接近性には難点がある。 	
	ナトリウム漏洩対策の検討	<ul style="list-style-type: none"> ◦配管ベローズ部のバウンダリーとしての健全性確認法, 漏洩検出法, 漏洩検出後のプラント運用法について検討した。 i) バウンダリーベローズ健全性確認法 バウンダリーベローズとバックアップベローズ間のアニュラス部(不活性雰囲気)に漏洩検出器を設け常時監視する。 ii) 漏洩時のプラント運用法 <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転中のNa漏洩; 系統Naドレン操作準備しつつ漏洩の確認(ITV, 現場立入等)する → 微小漏洩は通常停止, それ以外は原子炉トリップ。 ・バックアップベローズの破損; 漏洩の確認(現場立入等により圧力の降下状況を確認) → 微小漏洩はメンテナンス時, それ以外は炉停止, ドレンし交換する。 	<ul style="list-style-type: none"> ◦漏洩規模の確認方法, 大小の判断基準等について検討が必要。 	

表 4.5 2次冷却系に関する主な成果と課題(2/5)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
<p>2次主冷却系配管および支持装置</p> <p>蒸気発生器</p>	<p>配管用断熱支持装置</p> <p>構造健全性評価</p> <p>耐震性の検討</p>	<p>○大口径薄肉配管支持構造(コールドクランプ方式)の構造概念図を作成した。本構造は、FFTFの概念に①断熱材リテイナ(断熱材を包み込むもの)、②ステンレス鋼シムの削除、③支持バンドの炭素鋼化の工夫を払ったものである。(図4.5.1)</p> <p>○熱過渡的に厳しい過熱器、蒸気器の蒸気出口管板を対象として、通常起動、原子炉トリップの組合せについて構造健全性評価。</p> <p>(※地震荷重については、蒸気出口管板の構造健全性に及ぼす影響が熱過渡に比し小さいと考え、熱過渡のみ評価。)</p> <p>評価は、「もんじゅ」で支配的となっていた通常起動及び手動トリップによるクリープ疲労損傷(全クリープ損傷の95%を占めていた)について行なった。→結果は最大で0.16(許容値0.68に対し)と小さく、十分構造成立の可能性はある。</p> <p>○鉛直地震動については</p> <p>①管束部の浮上り;(内部構造吊り部)ストッパーを設けることにより上下部伝熱管連結管部等に過大な荷重がかからぬようにする。</p> <p>②水平方向スパン構造部(管群サポートビーム等)の強度;剛構造とし静的問題と対処可能とする。</p> <p>③水平地震との組合せによる構造健全性;内部構造物吊り部に着目し固有値解析を実施→1次固有振動数100Hz以上あり、健全性を見通しを得る。</p>	<p>○大口径薄肉配管支持構造の問題点を整理</p> <p>固有値のみの解析評価であり、今後は、①内部Naの鉛直地震時の質量効果、②構造物の局所変形、③シェル上下方向の変形挙動、等詳細解析が必要。</p>	

表 4.5 2次冷却系に関する主な成果と課題(3/5)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
蒸気発生器	メンテナンスの検討	<ul style="list-style-type: none"> ◦保守点検項目(対象部, 項目, 区分, 程度, 作業概要を保守点検作業一覧, 補修作業一覧に管理した) ◦伝熱管体積検査(検査の方式, 位置付け, 概念について「もんじゅ」の例を参考にまとめた。) ◦伝熱管補修(作業内容, 所要時間, 作業条件及び必要設備について整理) ◦ラプチャディスク交換方法;バルーン挿入法について紹介 	<p>固有値のみの解析評価であり, 今後は, ①内部 Na の鉛直地震時の質量効果, ②構造物の局所変形, ③シエル上下方向の変形挙動, 等詳細解析が必要。</p> <p>◦バルーン挿入法も含め, 具体的な交換方法についての検討が必要</p>	
Na-水反応生成物収納系	Na-水反応生成物処理法	<ul style="list-style-type: none"> ◦ダンプタンク内反応生成物の処理として「ダンプタンク内に反応生成物を沈澱させ, 上澄 Na は系統へ, 残留物をダンプタンク外へ取出す方法」についての手順をまとめた。 <p>ダンプされる反応生成成分 NaOH 約1700kg, Na₂O 約1200kg(概念設計Ⅲ Na-水反応事故解析結果による), 手順は, 図 4.5 2 に示す。</p>		
補助炉心冷却系	「SGAHRs+DRACS」と「IRACS+DRACS」の比較検討	<p>〔設備〕 図 4.5.3 に系統の比較を示す。</p> <p>SGAHRs ; 耐震クラス Asの補給水系(補助給水タンク, 補助給水ポンプ等)及び空冷復水器が必要であり, SG 水側設備が複雑かつ物量増加</p> <p>IRACS ; 2次系 Na 範囲が拡大されるが全体物量としては SGAHRs に比べ有利</p> <p>〔運用方法〕</p> <ul style="list-style-type: none"> ◦両者とも基本的運用法に問題ない。 <p>但し, SGAHRs の場合は, システムとして空冷復水器の実績なし(?), SGに貫流型採用の場合は, SGAHRs 適切でない(蒸気ドラム, 温水貯蔵タンクがないため)。</p>		

表 4.5 2次冷却系に関する主な成果と課題(4/5)

機器・系統	主検討項目	主 要 成 果	評価と今後の課題	備 考
2次主循環ポンプ	保 修 計 画 耐震性の検討	【まとめ】 ・安全上、運転上に有意な差はない。 ・今次設計における前提（SG分散配置、DRACSをバックアップとして使用）のもとでは、物量等の面でIRACSの方が有利といえる。 ・点検項目、点検頻度、点検作業の運用法及び所要時間についてまとめた。 （ポンプ静圧軸受分解点検 所要日数 40日、頻度 1回/5年）	・SGの条件によりまだまだ検討の余地がある。 ・ポンプ主要部の検討不十分。	
代案検討	9Cr系通常配管方式 9Cr系材料蒸気発生器	・9Cr系材料の採用により、配管系がSUS通常配管方式に比べどの程度短縮できるかを検討（主要機器配置は57年度と同じとした）結果 ・配管長 17%減少（780m→645m/3ループ） ・エルボー数 36%減少（99個→63個/3ループ） の見通しを得た。 表4.5.3にSUS通常配管、ベローズ配管との物量比較を示す。 （57年度のSGと、9Cr系材料SGについて物量比較） E.V伝熱管（2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo→同左） 胴体（2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo [*] →Mod. 9Cr-1Mo） S.H伝熱管（Alloy 800→Mod. 9Cr-1Mo） 胴体（SUS 304→Mod. 9Cr→1Mo）	・9Cr系材料の材料強度基準の作成が必要。	※ボイラ及び圧力容器用クロムモリブデン鋼

表 4.5 2次冷却系に関する主な成果と課題 (5/5)

機器・系統	主検討項目	主要成果	評価と今後の課題	備考
	<p>一体貫流型蒸気発生器 (9Cr系材料)</p> <p>(1) 分離型との比較</p> <p>(2) 単基容量の比較</p>	<p>に変更すると、 伝熱面積 3%減, 重量 3%減 但し, 胴体溶接線数, 溶接線長, ナトリウムインベントリーは, ほとんど変わらない。物量の詳細な比較を表 4.5.4 に示す。</p> <p>○分離型 (57年度設計・ズルツァー方式)</p> <p> $\left[\begin{array}{ll} \text{E.V } 2\frac{1}{4}\text{Cr-1Mo (伝熱管)} & 2\frac{1}{4}\text{Cr-1Mo (胴)} \\ \text{S.H Alloy 800 (伝熱管)} & \text{SUS 304 (胴)} \end{array} \right]$ </p> <p>と9Cr系材料一体型SGと物量比較をした結果, 一体型の重量及び溶接線数は, 分離型より30~40%削減できる。(表 4.5.6 に詳細比較を示す)</p> <p>○物量削減の観点から単基容量④1基/ループ, ⑤3基/ループの比較評価を行なった。(表 4.5.5 に物量比較を示す)</p> <p>重量, 溶接線数長さでは⑤≒2④</p> <p>Na インベントリーは⑤の方が機器合計で約30%増, また, 基数の増加は, 据付面積, 接続配管弁の物量, 配置スペース等の増加となり物量削減の観点から不利である。</p> <p>○水リーク時の検出特性</p> <p>Na 流量のちがひによる検出特性の相違を評価した結果3基/ループ, 1基/ループで大差ない。</p> <p>設計上重要な0.1g/s以下の水リークに関しては, Naが2次系内を数巡以上循環後検出のため。</p>	<p>○小リーク検出系としてこれで良い, あるいはやむを得ないとしているためであり, これを今後設計研究 R&D でつめる必要あり。</p>	

表 4.5.1 ベローズ強度評価

	評価項目	許容量	判定	備考
ホットレグベローズ	設計条件	$P_m = 6.8$	$S_o = 1.09$ (at 525°C)	○ ASME C.C.N-290 による評価
	運転状態 I 及び II	$P_m = 0.6$	$S_{mt} = 1.26$ (at 505°C, $2.1 \times 10^5 \text{HR}$)	○
		$P_L + P_b = 8.3$	1.5 k, $S_m = 1.58$ (at 505°C)	○
		$P_L + P_b / \sqrt{k} = 6.7$	k, $S_t = 1.26$ (at 505°C, $2.1 \times 10^5 \text{HR}$)	○
	ひずみ制限	$\epsilon_m = 0.24$ $\epsilon_b = 1.44$	1 % 2 %	○
	クリープ疲労 損傷制限	$D = D_f + D_c = 0.54$	1.0	○ BDS の一般規定 による評価。
コールドレグベローズ	設計条件	$P_m = 6.8$	$S_m = 1.17$ (at 345°C)	○ ASME C.C.N-290 による評価。
	運転状態 I 及び II	$P_m = 0.6$	$S_m = 1.19$ (at 325°C)	○
		$P_L + P_b = 8.3$	1.5 $S_m = 1.78$ (at 325°C)	○
	シェイクダウン制限	$P_L + P_b + Q = 27.7$	3 $S_m = 3.57$ (at 325°C)	○ 告示 501 号による 評価
	疲労の制限	$\Sigma \frac{n}{N} = 0.02$	1.0	○

単位：kg/mm²

表 4.5.2 大口徑薄肉管支持構造の問題点

No.	問題点項目	問題点の内容説明	備考
1	断熱支持材	<p>支持構造部からの放散熱量の削減を考慮して、かつ、熱衝撃時に管壁と支持構造部材との間の熱の流入、流出を防止し、管壁の局部的温度差の発生による熱応力を防止するため並びに構造部材を低温とするために使用が考えられるが、<u>熱伝導解析及び構造解析用の材料特性データを把握する必要がある</u>。又、高温、長時間の使用に耐えるものでなければならない。</p>	
2	非一体型支持構造の構造解析	<p>非一体型のバンド等の構造物は管と支持構造物との<u>相互作用解析を実施して</u>、その変形、強度を評価する必要がある。相互作用解析法は十分確立されていないので、今後それを確立する必要がある。</p>	
3	非一体型支持構造の熱伝導解析	<p>非一体型のうち、金属同士の接触のある場合は、<u>熱伝導解析において接触熱抵抗を考慮する必要がある</u>。またバンドのような場合はギャップ部が生じ、ギャップの熱伝達も考える必要があり、これらの値を合理的に設定しなければならない。</p>	
4	薄肉管支持時の局部変形	<p>薄肉管部に直接ラグを取付ける場合及び剛性の高いバンド、サドル等で支持する場合、<u>局部的な変形を生ずる</u>。また荷重条件によっては座屈の発生も考えられる。</p>	
5	補強材を使用する場合の熱応力及び局部変形	<p>上記の局部変形を防止するため厚肉部材を使用して補強する場合</p> <p>(a) <u>厚肉補強部の熱過渡時の応力</u></p> <p>(b) 厚肉部と薄肉部の温度差及び剛性差による<u>局部応力</u>、変形が問題となる。</p> <p>厚肉部と薄肉部のテーパ部の設計の最適化が課題である。</p>	

表 4.5.3 物量削減の効果 (3 ループ分)

No.	名 称	① 58 年度設計 (9Cr系材料)	② 57 年度設計 (ペローズ継手配管)	③ 56 年度設計 (ペローズ 継手無)	効 果 (%)	
					58 年度設計 ① / ③	57 年度設計 ② / ③
1	O/B 建屋への投影面積 (m ²)	3000	3000	3900	77	77
2	配 管 長 (m)	645	510	780	83	65
3	エ ル ボ 数 (ケ)	63	42	99	64	42
4	ペ ロ ー ズ 継 手 数 (ケ)	—	39	—	—	—
5	配管部 Na インベントリ (m ³)	390	330	480	81	66
6	圧 損 (kg/cm ²)	3.1	2.8	4.2	74	67
7	ポ ン プ 軸 動 力 (kw)	1700	1500	2200	77	68
8	配管部 ヒ ー タ 容 量 (kw)	480	405	660	73	62
9	保 温 材 重 量 (ton)	42	39	66	64	59
10	ハ ン ガ 数 (ケ)	51	54	90	57	60
11	ス ナ ッ バ 数 (ケ)	228+(15)	240+(90)	300	81	110

表 4.5.4 主要目及び物量の比較

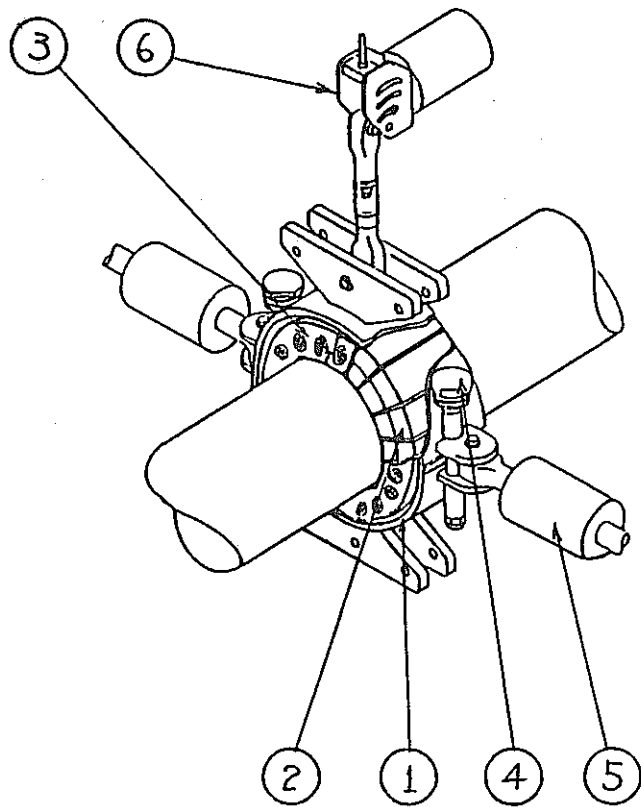
項 目	型 式	57年度設計 (A案)		8 年 度 設 計		備 考
		蒸発器	過熱器	蒸発器	過熱器	
基 数 / ル - プ		1	1	1	1	
交 換 熱 量 (MWt / 基)		585.9	240.6	585.9	240.6	全交換熱量 = 826.5
構 造	外 胴 内 径 (m)	3.84	3.84	3.94	3.94	
	全 長 (m)	17.6	14.1	17.05	13.15	
	伝 熱 管 本 数	(22層) 517	(22層) 517	(25層) 575	(25層) 575	
重 量 (TON)		325	265	320	250	(EV+SH)の比 $(320+250)/(325+265) = 0.97$
胴 体 溶 接 数		25	22	25	22	
胴 体 溶 接 線 長 (m)		160	140	163	142	
伝 熱 管 溶 接 数		6,204	5,170	6,900	5,750	EVの比, SHの比, (EV+SH)の比 1.11 1.11 1.11
伝 熱 面 積 (m ²)		3,042	1,844	3,104	1,635	(EV+SH)の比 $(3,104+1,635)/(3,042+1,844) = 0.97$
ナトリウムインベントリ (m ³)		142	114	146	112	(EV+SH)の比 $(146+112)/(142+114) = 1.0$

表 4.5.5 主要仕様及び物量比較

型 式				
項 目		一 体 貫 流 単 基 型	一 体 貫 流 モ ジ ュ ー ル 型	備 考
基 数 / ル ー プ		1	3	8 2 6.5 MWt / ル ー プ
交 換 熱 量 (MWt / 基)		8 2 6.5	2 7 5.5	8 2 6.5 MWt / ル ー プ
構 造	外 胴 内 径 (m)	4.05	2.63	1 基 当 り
	全 長 (m)	20.85	20.55	"
	伝 熱 管 本 数	611	198×3=594	1 ル ー プ 当 り
重 量 (Tno)		380	190×3=570	"
胴 体 溶 接 数		35	23×3=69	"
胴 体 溶 接 線 数 (m)		205	380	"
伝 燃 管 溶 接 数		8,554	8,316	"
イ ン ベ ン ト リ (m ³)		190	85×3=255	"

表4.5.6 主要仕様比較

型 式 項 目		57年度設計(A案)		一体貫流型	備 考
		蒸 発 器	過 熱 器		
基 数 / ル ー プ		1	1	1	
交 換 熱 量 (MWt / 基)		585.9	240.6	826.5	
構 造	外 胴 内 径 (m)	3.84	3.84	4.05	
	全 長 (m)	17.6	14.1	20.85	
	伝熱管本数	517	517	611	
重 量 (ton)		330	270	380	
胴 体 溶 接 数		25	22	35	
胴 体 溶 接 線 長 (m)		160	140	205	
伝 熱 管 溶 接 数		6,204	5,170	8,554	
伝 熱 面 積 (m ²)		3,042	1,844	4,850	
ナトリウムインベントリ (m ³)		142	114	185	



6	ハンガー	1式		
5	防振器	1式		
4	スプリング機構	2		
3	断熱材リティナー	1式	S U S	
2	断熱材	1式	セラミックス系	
1	支持バンド	1式	炭素鋼	
番号	品名	具数	材質	備考

図 4.5.1 断熱支持構造概念図

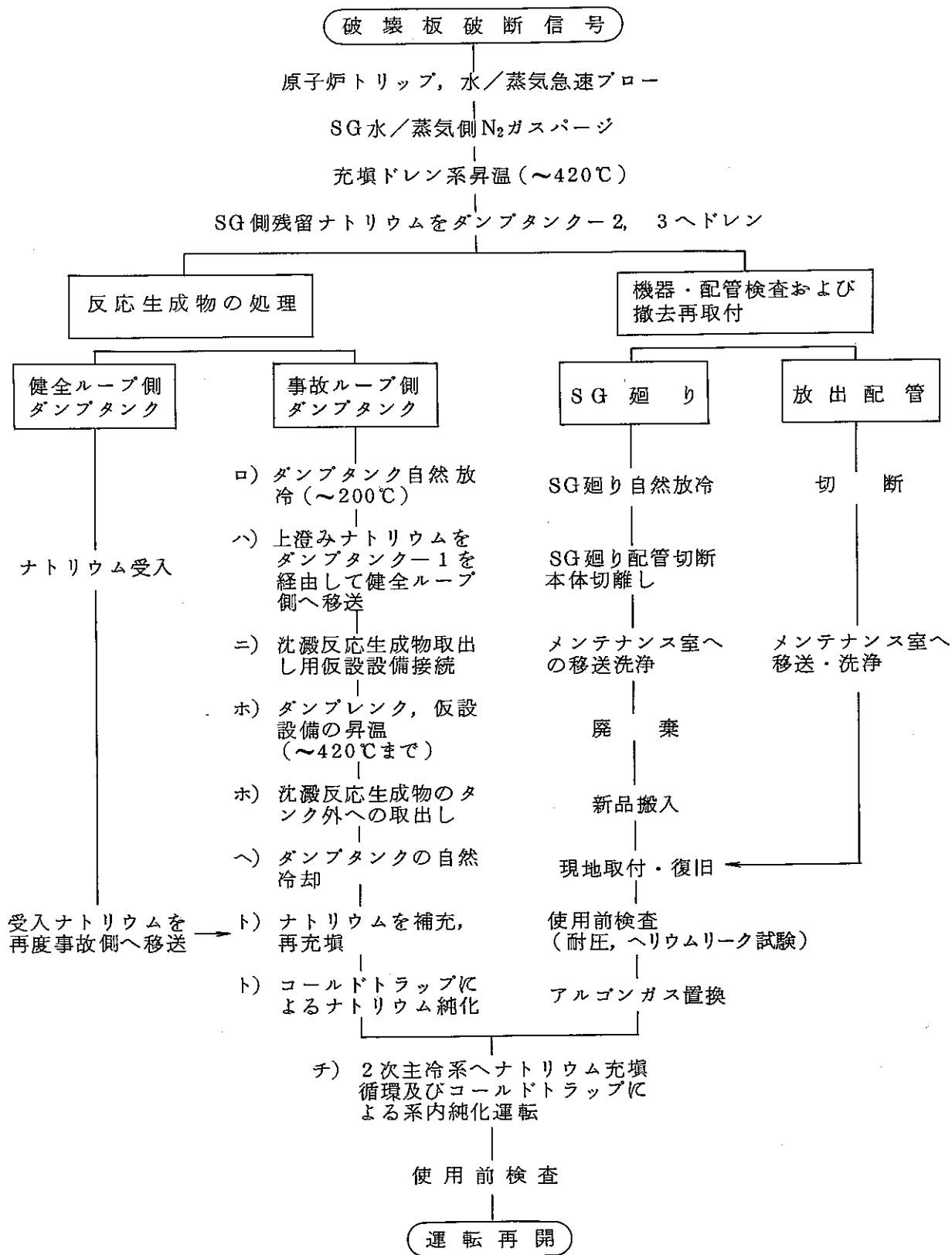


図 4.5.2 大規模水漏洩事故処理手順

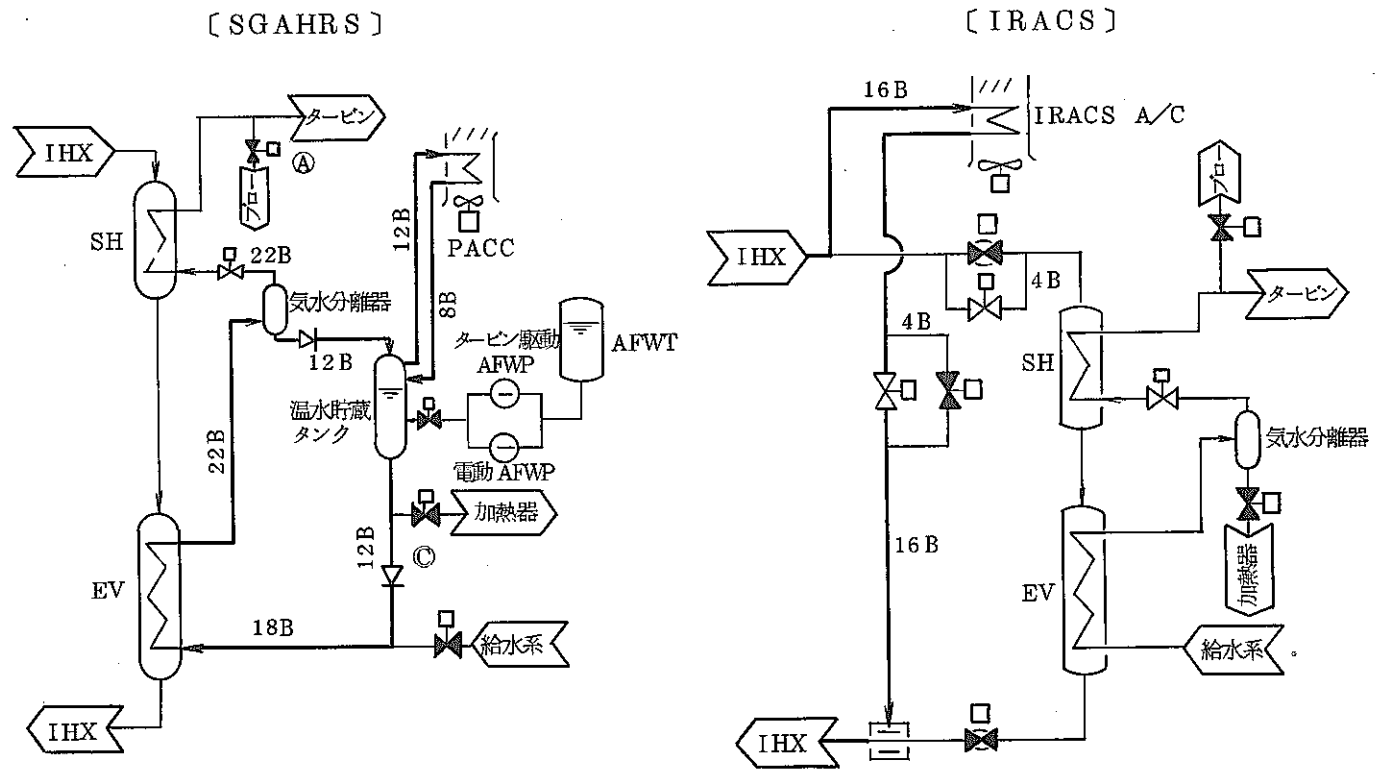


図 4.5.3 補助炉心冷却系 [SGHRs + DRACS] v.s. [IRACS + DRACS] の比較

4.6 燃料取扱設備に関する主な成果と課題

表 4.6 燃料取扱設備に関する主な成果と課題 (1/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
全 般	<p>1. 物量削減について</p> <p>2. 新燃料貯蔵容量の検討</p> <p>3. 使用済炉心構成要素の水中貯蔵方法の検討</p>	<p>① 57年度設計研究を踏え、更に見直し、検討を実施。設備の簡素化、小型化及び配置の縮小を進めた結果、主要機器の物量合計で第1次概念設計の42% (3,585t → 1,515t) に削減。(図 4.6.1, 2)</p> <p>② 燃料取扱建物の所要スペースは基本配置の再検討により、第1次概念設計の80% (約 3,900 m² → 約 3,100 m²) に削減。</p> <p>③ 回転直動式燃料交換装置の構造検討・実施。 (設置スペース 1,840 mm^φ → 2,170 mm^φ) (高さ 22,800 mm → 18,200 mm)</p> <p>④ 燃料移送セルの幅、高さの縮小のため、シュート部レール接続機構の具体化実施 (幅 4,000 mm → 4,000 mm) (高さ 9,000 mm → 8,800 mm)</p> <p>⑤ EVSTのコンパクト化の実施 (内径 6,200 mm^φ → 5,640 mm^φ) (全高 16,550 mmH → 16,150 mmH)</p> <p>① 大型燃料 (7.4 mm^φ × 271ピン) で検討の結果、新燃料搬入計画とEVSTへの移送のマスバランス、及びプラント運転スケジュール上の所要期間 (65日) を考慮し、新燃料貯蔵容量を32体と設定。</p> <p>① 燃料：文献調査 (ORNLでの実験結果)、常陽の運転実績等を考慮すると、簡易缶詰方式で3年程度の貯蔵に耐えらるると考えられる。</p>	<p>○ 燃料取扱設備の主要機器 (燃料交換装置、燃料出入設備、炉外燃料貯蔵設備) の物量は、第1次概念設計時と比較すると大幅に削減出来た事は大きな成果である。今後は更にEVSTも削除する等の新たな概念の検討及び許認可性を含め具体的な検討をする必要がある。</p> <p>○ ループ型炉に適した、燃取システムとしての総合的検討が必要である。</p> <p>○ 発電所内新燃料貯蔵容量の最少化をねらい検討を行なった結果、57年度設計では炉心燃料一燃交分として140体としていたが、58年設計では32体とし、新燃料貯蔵ラックの大巾な削減が可能となった。</p> <p>○ 57年度設計では短期 (6カ月程度) の場合、裸貯蔵の成立性を見通しがあったとしたが、簡易缶詰方式で更に長時間の貯蔵、対応が明らかになった。</p>	<p>※ 概念変更 2重回転 プラグオフ セットアーム方式 → 2重回転直動式 (3重回転プラグ直動式)</p> <p>※ 1回16体 で12日間隔 ※ 2体/日</p> <p>※※※ CONF - 820943-2</p>

表 4.6 燃料取扱設備に関する主な成果と課題(2/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
全 般	<p>4. EVSTでの破損燃料の検出</p> <p>5. 燃料取扱建物内の配置計画</p> <p>6. 燃料取扱設備からの廃棄物発生量低減検討</p>	<p>② 制御棒：30年程度の水中裸貯蔵の腐食データの外挿は現状では無理で缶詰方式とする。</p> <p>① 通常燃料移送ルートで破損燃料を取扱った場合のEVSTへのFFD&Lの設置の必要性検討 i) 燃料洗浄設備でのα検出システムの設置 ii) 水プールでのFFDとFFDLの設置 以上の設備によりEVSTにFFD&Lがなくてもα物質の汚染拡大が防止出来る見通しを得た。(図4.6.3)</p> <p>① 作業エリアアクセスルート、空調ダクトルート、ケーブルルート等を明らかにし、燃取建物内配置の具体化を実施</p> <p>① 燃取設備からの廃棄物発生量を廃ガス、液体及び固体について算定した。液体廃棄物の90%以上(450m³/Y)が燃料洗浄設備廃液であり、燃料洗浄設備廃液の低減による設備容量の削減効果は大きい。</p>	<p>○制御棒については缶詰方式以外の長期間貯蔵の成立性は困難であることを明らかにしたが、今後常陽等の実績の積み重ねで缶詰方式をやめる方向のデータを得る必要がある。</p> <p>○破損燃料の洗浄時のインパクト(ナトリウム-水反応)についてR&D等で明らかにしておく必要がある。</p> <p>○コンパクト化をねらった燃取建物の運転員の通路、機器の移動ルート等の具体化が計れた。</p> <p>○配置計画とともに燃取作業の事故時の格納についても検討する必要がある。</p> <p>○洗浄方法を含め、洗浄廃液を削減するための検討が必要。</p> <p>○放射性廃棄物処理設備の設備容量削減及びコンパクト化の為に更に具体的な検討が必要。</p> <p>○F/A 付着Naはもんじゅと同じ0.5kgとしているが、F/Aの大型化・構造の違い等から妥当性を検討する必要がある。</p>	

表 4.6 燃料取扱設備に関する主な成果と課題 (3/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
燃料交換設備	1. 燃料交換機型式の比較評価	① 2重回転プラグオフセットアーム式, 2重回転プラグ2FHM式及び2重回転プラグ回転直動式(3重回転直動式)について比較検討を実施。現状では2重回転プラグ回転直動式FHMが構造が単純で, 物量が少なくすぐれているとの結論。(表4.6.1, 図4.6.4)	<ul style="list-style-type: none"> ○ 2重回転プラグ回転直動式に対応した原子炉構造等の調整, 構造詳細化の確認が必要。 ○ 回転直動式のシール構造(SNR-300型式)について基本構造と保修方法について検討しているが, 更にシール材の選定, シール性能等R&Dによる検討が必要。 	* 概念設計 (Ⅲ)の結果
	2. 回転直動式FHMの検討	<ul style="list-style-type: none"> ① 耐震検討 耐震クラスA(S₂)に適合できる構造であることを確認。 ② 液面近傍構造成立性の検討 熱遮蔽構造を採用する事により, 通常起動及び手動トリップ時の液面近傍部の熱応力に対して構造成立性の見通し有り。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 熱遮蔽構造の具体化が必要 	
	3. 遮蔽プラグ部温度分布解析	<ul style="list-style-type: none"> ① 燃料交換時の軸方向温度分布を計算し, 熱遮蔽体低面で180℃, 上板上面で42.2℃ ② 燃料交換機ホールドダウンチューブ先端変位について検討。遮蔽プラグの熱変形に伴う先端変位は最大17mm程度(ホールドダウンチューブの傾きで約0.1°)で燃取作業上特に支障が無い事を確認(最大許容値約50mm) 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 燃料交換時, 回転プラグの温度分布を把握する為には, 径方向温度勾配が少ないため, 1次元温度分布解析で十分である。 ○ 地震時を考慮した燃取作業の検討が必要。 	
燃料出入設備	1. シュート部予熱冷却構造の検討	<ul style="list-style-type: none"> ① 3重管構造であったシュート部予熱・冷却構造の簡素化実施。2重管構造でも成立する見通し確認(図4.6.5) ② 予熱について検討し, 予熱到達温度150℃までに必要時間は約5時間, 冷却については発熱量31kwに対し被覆管表面温度で644℃。(制限温度650℃) 	<ul style="list-style-type: none"> ○ シュート・移送セル方式燃料出入機の検討すべきポイントの1つであるシュート部の構造は第1次概念設計から比べると大巾に簡素化が出来た。シュート部の簡素化はほぼ出来上がったのではないかと考える。今後は燃料出入設備全体としての設計詳細化が必要。 	

表 4.6 燃料取扱設備に関する主な成果と課題 (4/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
燃料出入設備	<p>2. シュート部の製作・据付及び検査方法の検討</p> <p>3. 移送セル内シュートプラグ取扱機及びレール接続機構の検討</p> <p>4. 移送セル内機器のメンテナンスの検討</p> <p>5. キャリッジ耐震検討</p>	<p>① 2重管構造のシュートに対して製作・据付手順及び検査方法の具体化。</p> <p>① 移送セル内主要保修機器であるシュートプラグ取扱機の構造の具体化。</p> <p>② シュートレールとキャリッジガイドレールとの間隙を接続するレール接続機構の具体化。</p> <p>① ナトリウムが付着するキャリッジ, 燃料バケット及びシュートプラグについてメンテナンス方法の具体化。</p> <p>② キャリッジ本体, 燃料バケット本体, シュートプラグの保修所要時間, 作業人工, 作業被曝量の評価を実施。キャリッジ本体の保修所要時間 108hr/基, 作業人工 648人・hr/基, 作業被曝量 0.648人・rem/基 と算定。</p> <p>① キャリッジ本体の耐震検討の結果, ガイドレールでの曲げ応力 5.48kg/mm² (許容応力 21.0kg/mm²), セン断応力 0.28kg/mm² (許容応力 12.1kg/mm²) で耐震強度は現状設計で十分との結論。</p>	<p>◦製作及び据付手順図が作成されイメージが明確となった。</p> <p>◦シュートプラグ取扱機及びレール接続機構の機能, 保守方法等が具体化出来た。</p> <p>◦Na が付着した機器は洗浄し, 燃料出入設備機器の誘導放射化が問題とならない場所に設置しているとして線量区分 B (線量率 1.0mrem/h 以下) としているが, 妥当かどうか検討必要。</p>	
燃料受入貯蔵設備	<p>1. EVSTにおける燃料移送方式の検討</p>	<p>① 固定ラックと単回転オフセットアーム式, 回転ラックと単回転直動式及び固定ラックと2重回転プラグ直動式について比較検討を実施。現段階では固定ラックと単回転オフセットアーム式が設備の小型化が出来, 技術的に困難な点無く望ましいとの結論。(表 4.6.2, 図 4.6.6)</p>	<p>◦現状のEVSTとして望ましい燃料移送方式を明らかに出来た。</p>	

表 4.6 燃料取扱設備に関する主な成果と課題 (5/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
燃料受入貯蔵設備	2. EVST胴抜シュート部構造成立性及び検査方法の検討	① シュートノズル取付部でのS ₂ 地震時の計算応力7.72kg/mm ² で許容応力(35.91kg/mm ²)を下まわる事を確認。 ② シュートノズル取付部の ISI について概念の具体化を実施	<ul style="list-style-type: none"> ○ 専用の案内用ダクト及び検査治具の開発が必要。 ○ EVST からのストリーミングを考慮した遮蔽の検討が必要 	
	3. EVST内自然循環能力と温度分布の検討	① EVST内温度は167℃～200℃で、全流量256t/hrのEVST内自然循環流量が確保され、直浸コイルの冷却性能の妥当性を確認	<ul style="list-style-type: none"> ○ EVST内非軸対称温度分布による周方向温度差の熱応力評価をするためのデータ集収が必要。 ○ ラック内のNa流路構造、設計データ及び冷却条件に関するデータ集収が必要。 ○ もんじゅのEVST自然循環試験をもとに検討する。 	
代 案 検 討	4. EVST冷却設備の必要スペース検討	① EVST冷却設備の配置図を作成。		
	1. ループ型炉へのAフレーム方式燃料出入設備の採用について	① 57年度設計でループ型炉へのAフレーム方式の採用はメリットの無い事が明らかになったため、Aフレームの特徴を有し、設備合理化が可能と考えられるインセルAフレーム方式について検討。基本構造概念の明確化を実施。(図4.6.7)	○ インセルAフレーム方式により機器及び配置のコンパクト化が可能で建設費の低減が実現出来る見通しがある。今後更に機器、配置の具体的検討が必要。	
	2. 燃料出入方式の比較評価	① 主として物量削減の観点から、これまで検討されて来た各種方式の比較を実施し、現状ではインセルAフレーム方式が優れていることを示した。(表4.6.3)		

表 4.6 燃料取扱設備に関する主な成果と課題 (6/6)

機器・系統	主 検 討 項 目	主 要 成 果	評 価 と 今 後 の 課 題	備 考
	3. 燃料貯蔵方式の比較 評価	① S/F の IVS 方式と EVS 方式について比較し、ループ型炉には EVS方式が有利である事を示した。 ・ IVS 方式では DIHX の追加遮蔽体の必要性から R/V 径が増大し、EVST の削除よりもコスト的に高くなる見込み。	○ IVS 方式を採用した場合の炉構造側へのインパクトについても検討する必要がある。	
	4. 使用済燃料取扱系の ホットセル化概念の検 討	① インセル A フレームの検討に伴ない、EVST 以降の使用済燃料取扱系のホットセル化について検討、建物のコンパクト化と燃取システムのコストダウンにとって有望な概念であることを示した。	○ 代案検討 1, 2 を踏まえ、使用済燃料取扱系のホットセル化はコストダウンに有望な概念であり、今後更に検討すべきである。	
	5. 各種燃料移送・貯蔵 方式検討のまとめ	① DRACS 固定プラグ搭載方式ループ型原子炉における燃取システムのまとめを行った。本年度代案検討を実施したインセル A フレーム方式は移送セル方式と A フレーム方式のメリットを有し、建設費低減の観点から有望な概念であることを確認した。(表 4.6.4)		
	6. 使用済燃料輸送用ナ トリウムキャスクの検 討	① 発電所と再処理施設間の輸送に使用するナトリウムキャスクの基本構造と課題をまとめた。 ② ナトリウムキャスクの採用に当っては、関連法規基準の整備をすることが必要である。	○ S/F 輸送用ナトリウムキャスクは将来 FBR が実用化された段階では発電所側の設備を削減出来るため有効であり、将来の検討課題とし、当面は本検討で終了する。	

表 4.6.1 燃料交換機諸形式の比較表

項目	形式		2重回転プラグ2 FHM式		2重回転プラグ回転直動式	
	2重回転プラグオフセットアーム式					
回転プラグ	2重回転プラグ	-	同左	-	同左	-
小回転プラグ内径	φ 5190mm	-	同左	-	同左	-
燃料交換機方式	オフセットアーム式 (アーム長: 495mm)	△	直動式	○	回転直動式 (偏心量: 495mm)	○
燃料交換機基数	1	○	2	△	1	○
燃料交換機回転機能	あり	△	なし	○	あり	△
据付部寸法 (mm)	φ 1960	○	1000×2000	○	φ 2170	○
炉内部分概略寸法 (mm)	φ 1400×6400H	△	600×1600×6400H	△	φ 700×6400H	○
全体概略寸法 (mm)	φ 1960×22800H	-	1000×2000×18400H	-	φ 2170×18200H	-
全体概略重量 輸送ケーシング、孔プラグを含む。 しゃへいプラグ相当分を除く。	330 (ton)	△	310 (ton) (2台分)	△	20 (ton)	○
燃交期間/1燃交当り	約6日	○	約8日 (内周部燃料の中継要)	△	約6日	○
炉内中継場所の要否	不要	○	要	×	不要	○
Na中浸漬部分の構造	複雑	△	単純	○	単純	○
燃料交換機本体 故障時の対応性	オフセットアームを有するため折りたたみ不能時の対策が必要となり、対応が難しくなる。	×	そのまま引抜くことができるため対応は、容易	○	同左	○
燃料頂部液面露出移送に対する適合性	オフセットアーム部としゃへいプラグとの干渉が生じるため制約がある。	△	燃料冷却上必要限度まで燃料吊上げ可能	○	同左	○
燃料交換機孔を利用したモジュール流調機構取扱機との適合性	モジュール流調機構取扱機もオフセットアーム式とならざるを得ず、構造が非常に複雑になる。	×	モジュール流調機構取扱機も直動式で良いため構造が簡単で適合性は良い。	○	同左	○
耐震性	特に構造成立性に係わるような問題はない。	○	同左	○	同左	○
炉内機器との干渉の有無	あり。(電気的インターロック要)	△	なし	○	同左	○
課題	(1)グリップを液面上露出して使用する場合は、連続作動性能についての確認が必要である。	○	(1)炉内中継場所の設置について炉心との調整が必要である。 (2)中継場所として他の炉心構成要素位置を利用する場合は、照射後燃料の変形の影響、セルフオリエンテーション機能等の確認が必要である。	△	(1)回転シール構造についてのR & Dによる最終的な性能確認が必要である。 但し、SNR-300にて実績があるため、基本性能には問題ない。	○
基本構造図	図 4.6.4		図 4.6.4		図 4.6.4	
摘要	構造成立上は特に問題ない。但し、燃料交換機自体はオフセットアームを有するため構造が複雑になり大形化する。		燃料交換機自体の構造は、簡素であるが2基必要なこと、及び事実上炉内中継位置の設置が難しいことからメリットは少ない。		燃料交換機自体の構造が簡素化でき、かつ物量増加を招かない。シール性能の最終確認は要するが成立性に問題ない。	
総合評価	○		×		○	

表 4.6.2 EVST 燃料移送方式の比較表

項目	方式		固定ラック/単回転オフセットアーム式		回転ラック/単回転直動式		固定ラック/2重回転プラグ直動式	
貯蔵ラック形式	固定ラック/分散配置	-	回転ラック/分散配置	-	固定ラック/分散配置	-		
回転プラグ形式	単回転プラグ(大)	○	単回転プラグ(小) (+回転プラグ)	○	2重回転プラグ(積重ね式)	△		
貯蔵容量(本)	183	-	同左	-	同左	-		
EVST容器内径(mm)	φ5640	○	φ6500	×	φ5640	○		
貯蔵ラック上面から遮蔽プラグ下面までの長さ(mm)	6150	-	同左	-	同左	-		
Naインベントリ(m ³)	280	○	360	×	280	○		
燃料移送機概略寸法(mm)	φ1300×22800H	△	φ700×18400H	○	φ450×11000H	○		
燃料移送機オフセットアーム長(mm)	1185	△	直動式のためオフセットなし	○	同左	○		
回転プラグ外径(mm)	φ4370	○	φ3280	○	大回転プラグ) φ6640 小回転プラグ) φ3670	△		
燃料移送時間	各方式とも有意な差なし	-	同左	-	同左	-		
耐震性	(1) 燃料移送機はオフセットアーム式のため耐震性がやや落ちるが、アーム長が短いので特に問題はない。	○	(1) 燃料移送機は直動式のため耐震性は良い。 (2) 回転ラック駆動軸が長大となるため、貯蔵ラック部の耐震性が悪い。	△	(1) 燃料移送機は直動式のため耐震性は良い。 (2) 積重ね式2重回転プラグの耐震性についてR&D確認要。	△		
技術上の開発課題	特になし。	○	特になし。	○	積重ね式2重回転プラグについての耐震解析及び振動試験による実証が必要である。	△		
総合評価	○		×		△			

表 4.6.3 各種燃料取扱システムの評価のまとめ

各種燃料取扱システムの構造				評価のまとめ			備考		
搬出待貯蔵	燃料処理移送	中継減衰待貯蔵	燃料出入	原子炉	プラント設備規模(円/KWe)	燃交時間(稼働率)		経済性(円/KWh)	課題
				(炉外燃料貯蔵)	○	×	△	—	
				移送セル方式	△	○	○	○ EVST以降の配置のコンパクト化	
				Aフレーム方式	△	○	○	同上	
				インセルAフレーム方式	○	○	○	○ セル内の燃料移送、冷却、保修システムの確立 ○ コンパクトでプラント配置と調和のとれた基本配置の確立	
				(炉内燃料貯蔵) インセルAフレーム方式	×	△	△	○ 同上 ○ 高速洗浄システムの確立 ○ 炉内貯蔵ラックの追加による炉内遮蔽対策	
				台車方式	○	△	△	○ 炉容器拡大(φ12.28M→φ14M) トータル物量増加	

① 炉内貯蔵ラック	⑤ 移送セル	⑨ 炉外燃料貯蔵槽 (EVST)	⑬ ツインキャスクカー	⑰ プール移送機
② シュート	⑥ キャリッジ	⑩ 炉外中継槽	⑭ 回転移送機	⑱ 水中燃料貯蔵ラック
③ 出入案内筒	⑦ Aフレーム	⑪ インセルグリッパ	⑮ ウェットセルグリッパ	⑲ 水中燃料貯蔵槽
④ 燃料出入機	⑧ インセルAフレーム	⑫ 燃料洗浄設備	⑯ 水中台車	⑳ キャスク台車

総合評価	燃料出入方式をインセルAフレーム方式とする概念は、EVSTの小型化とそれに伴うコンパクト化が図れ、さらに燃料処理移送系をウェットセル内に収容する概念と組合せることにより建設費低減が期待できる。
------	--

表 4. 6. 4 燃料出入設備各形式の比較評価

		プラント設備規模 (円/KWe)	燃 交 時 間 (稼 動 率)	経 済 性 (円/KWh)
形 式	台車方式 (C/V外EVST)	△	△	△
	移送セル方式 (C/V外EVST)	△	○	△
	Aフレーム方式 (C/V外EVST)	△	○	△
	インセルAフレーム方式 (C/V内EVST)	○	○	○
評 価 要 点	<p>(1) EVSナトリウム・インベントリ</p> <p>(a) 台車, インセルAフレーム; 約 170 m³</p> <p>(b) 移送セル, 独立Aフレーム; 約 280 m³</p> <p>(2) EVST の格納容器内設置による建物配置スペースの削減</p> <p>(3) 出入設備自体の物量には大きな差はない。</p>	<p>(1) 熱交期間</p> <p>(a) 台車方式 : 約 14.1日</p> <p>(b) その他の方式 : 約 7.7日</p>	<p>(1) 設備規模の削減による資本費の低減。</p> <p>(2) 燃料取扱作業期間の大巾短縮による運転上の負担軽減。</p>	
総 合 評 価	<p>燃料出入設備実用化のための開発課題は同程度と考えられる。経済性を重視するとインセルAフレーム方式(C/V内EVST)が優れていると考えられるが、本形式は更に検討する必要がある。</p>			

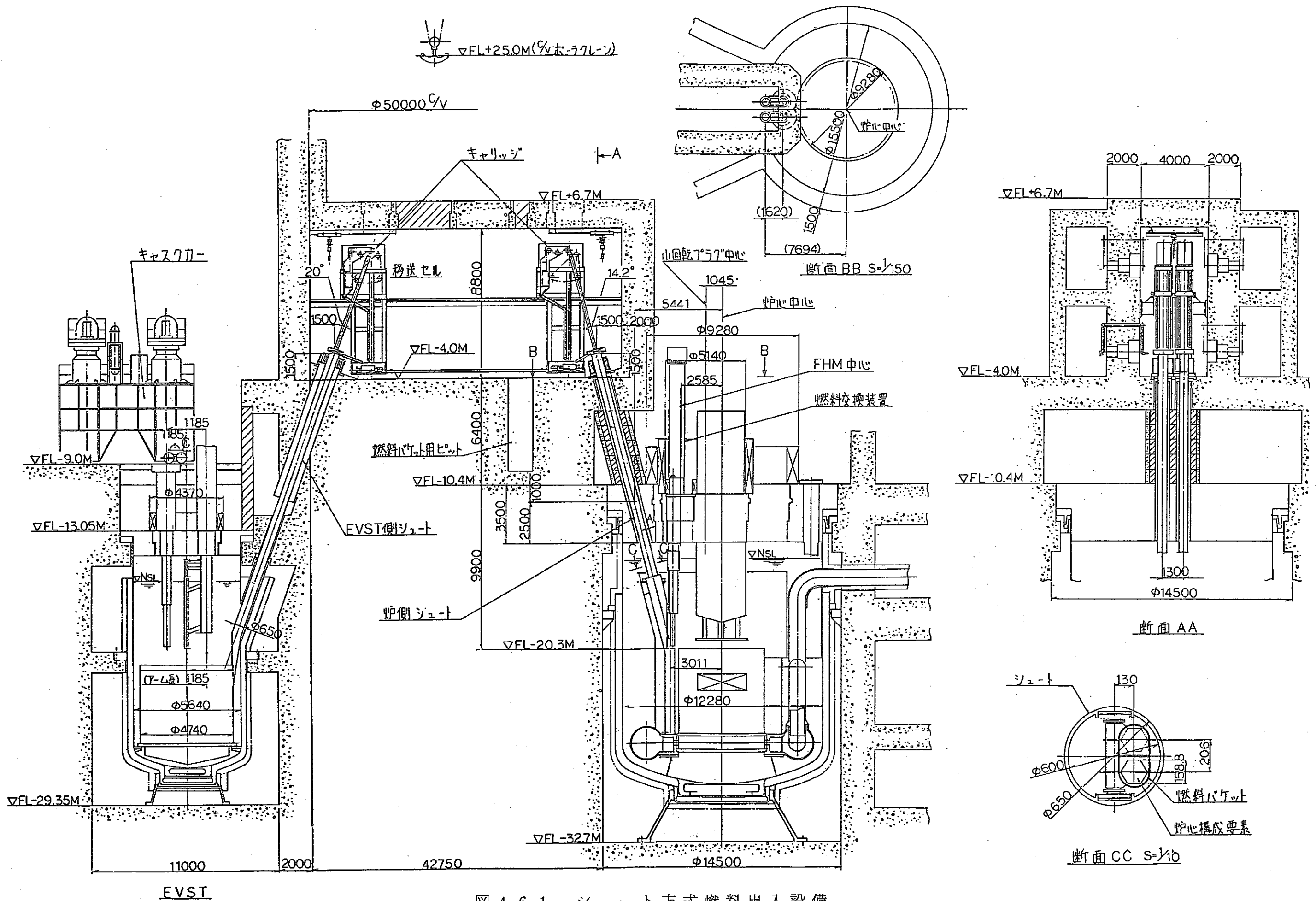


図 4.6.1 シュート方式燃料出入設備

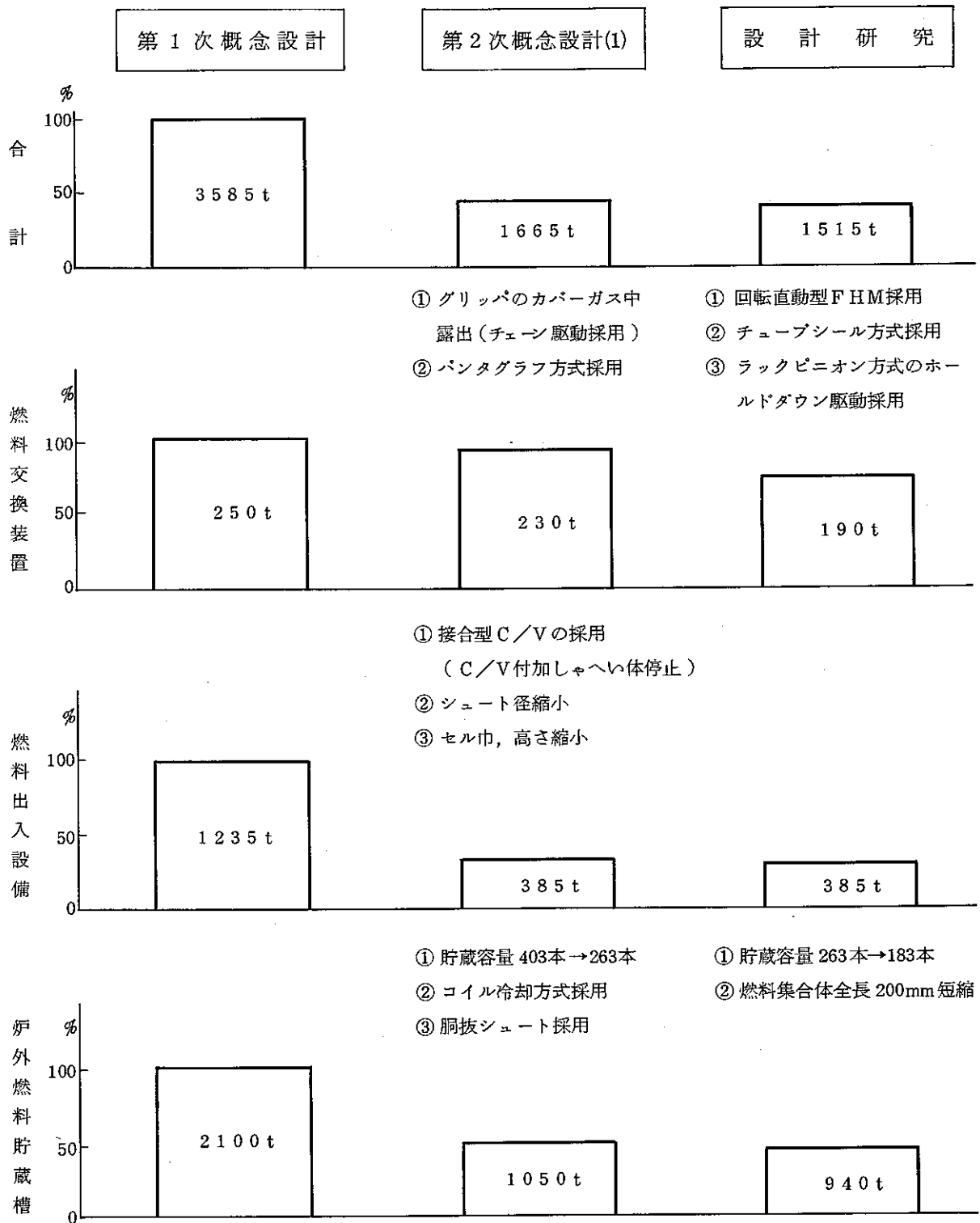


図 4.6.2 主要機器の物量対比及び物量削減要因

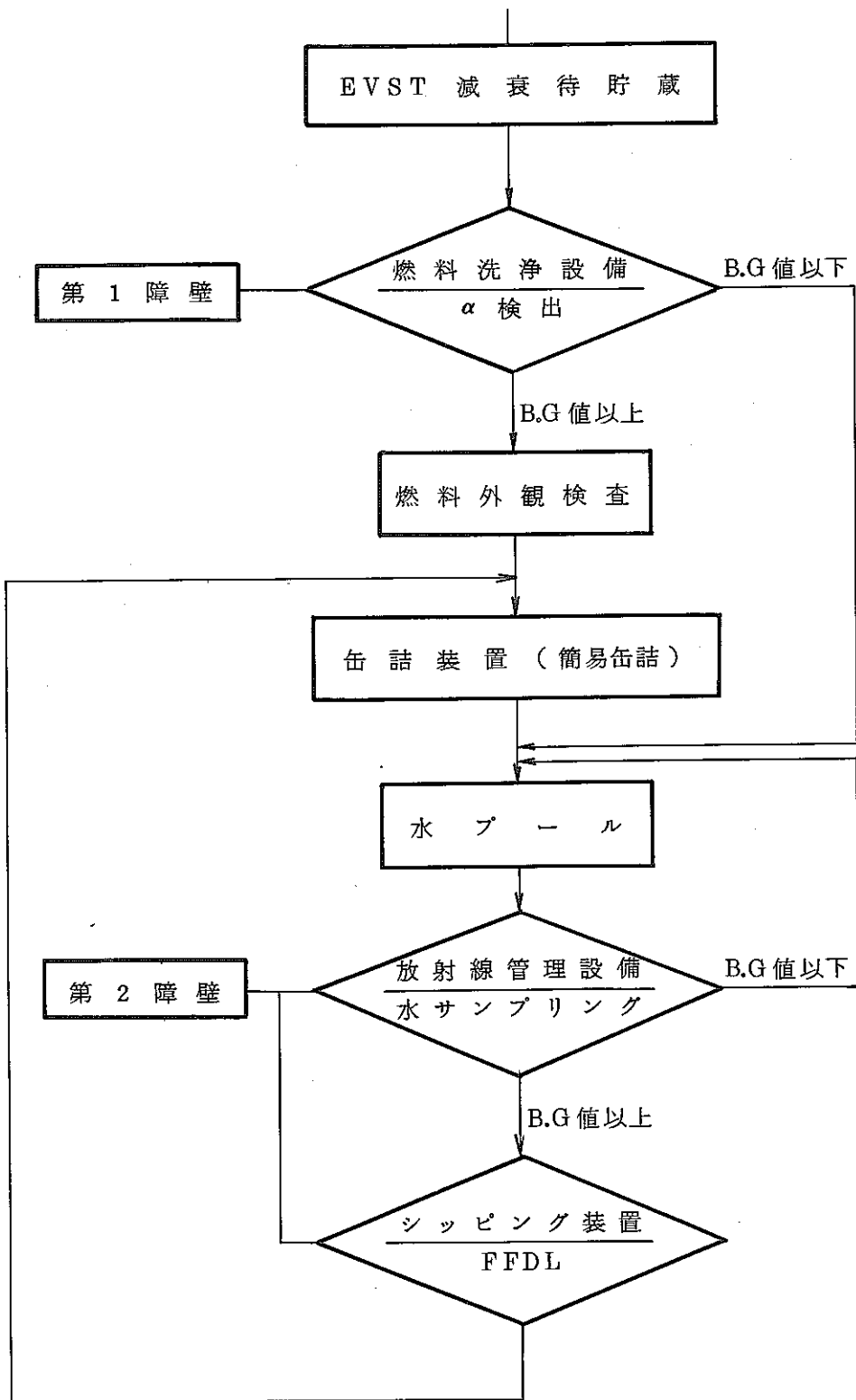
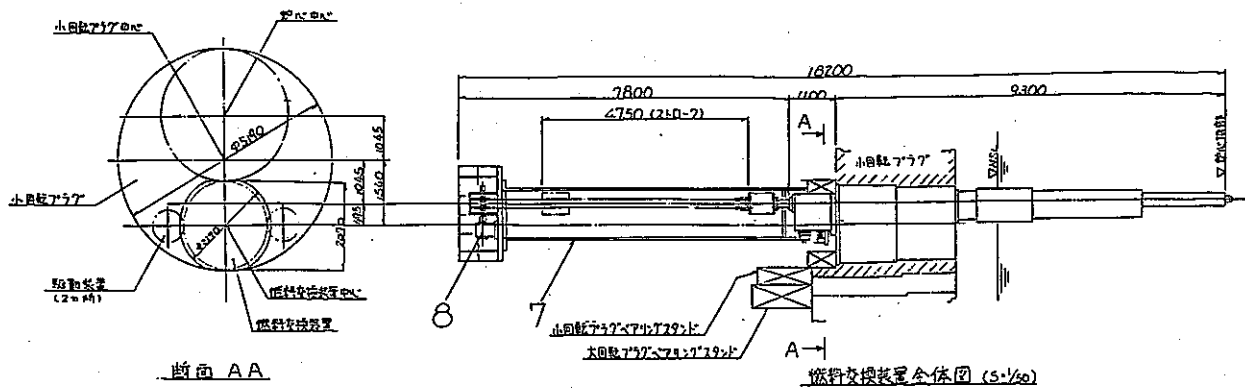
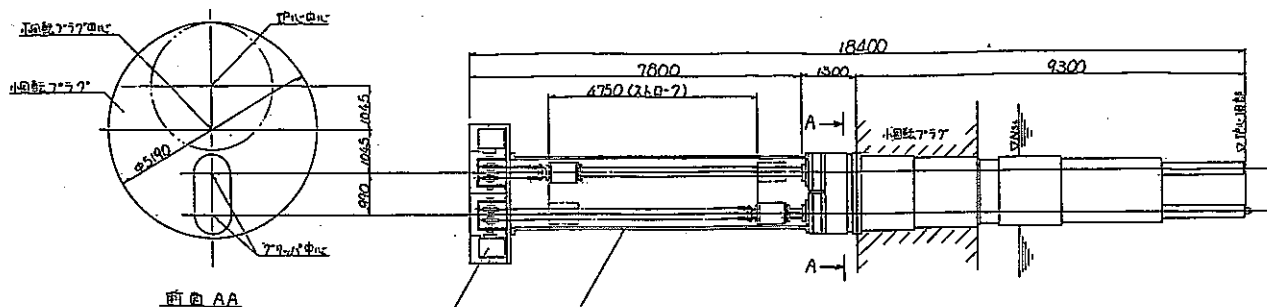


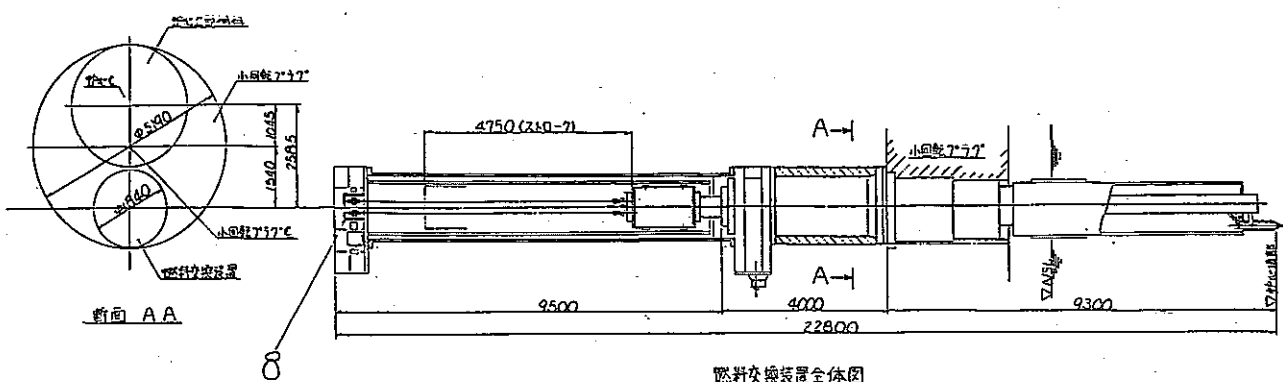
図 4.6.3 通常移送ルートで破損燃料を取扱った場合の α 汚染抑制対策



2重回転プラグ回転直動方式
(3重回転プラグ直動方式)



2重回転プラグ2 FHM方式



2重回転プラグオフセットアーム方式

図 4.6.4 燃料交換装置比較

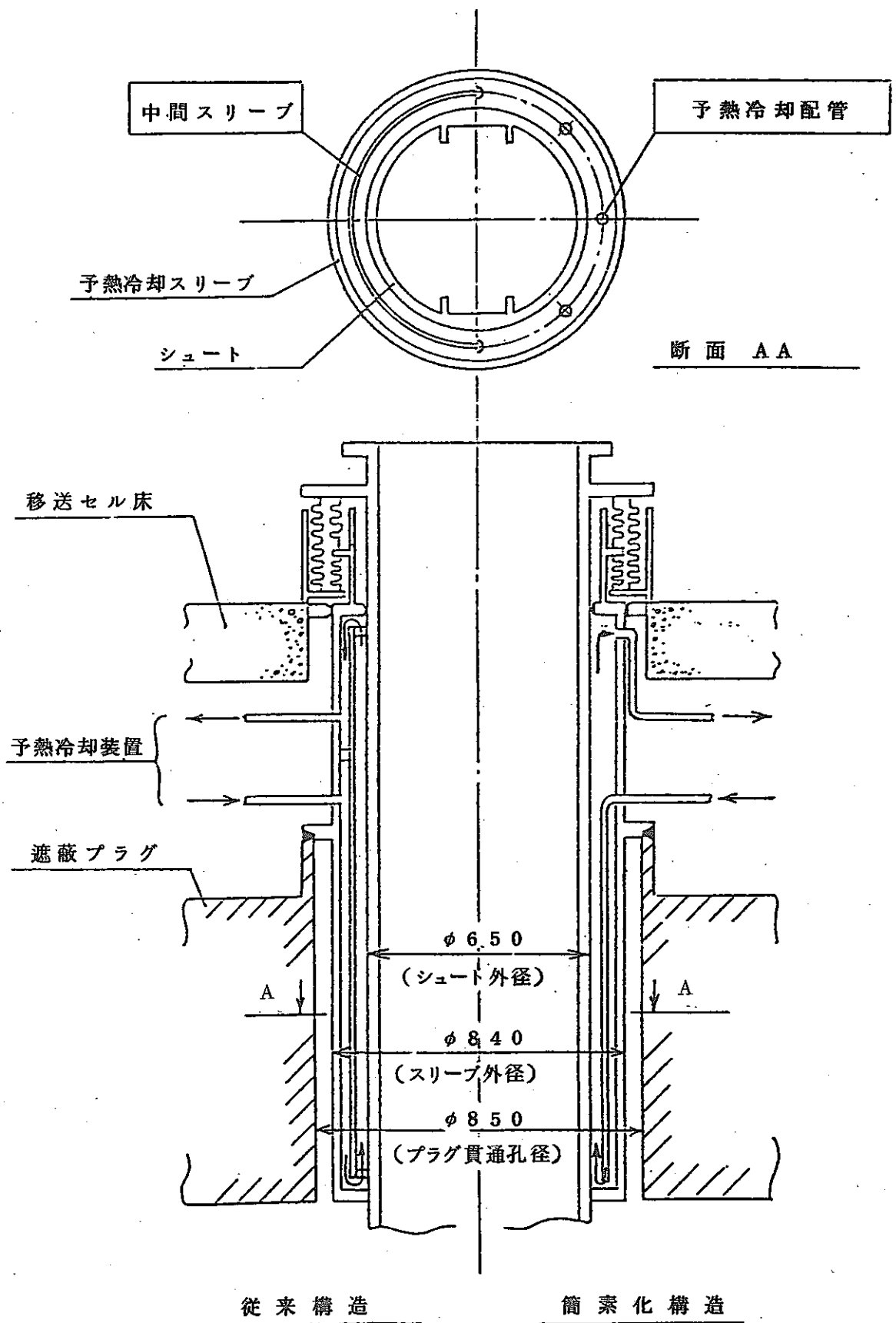
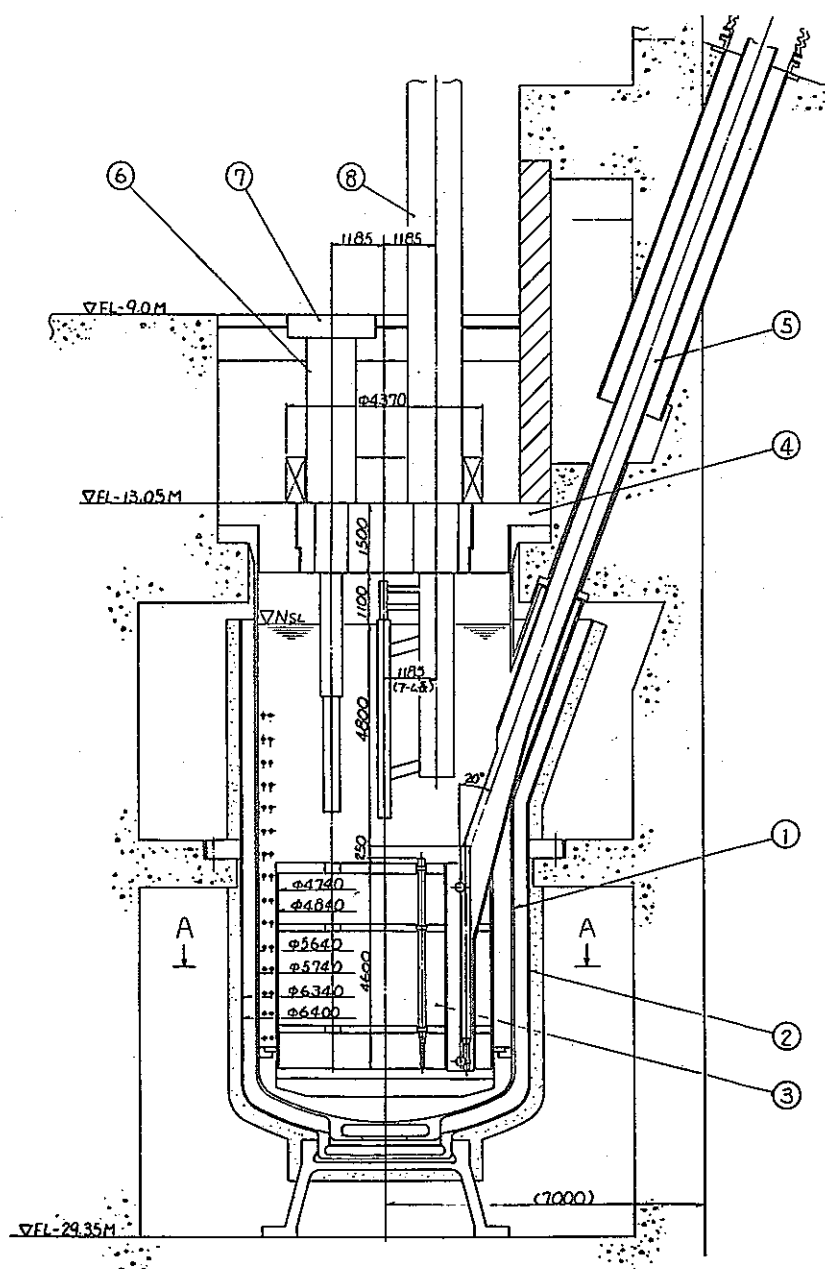
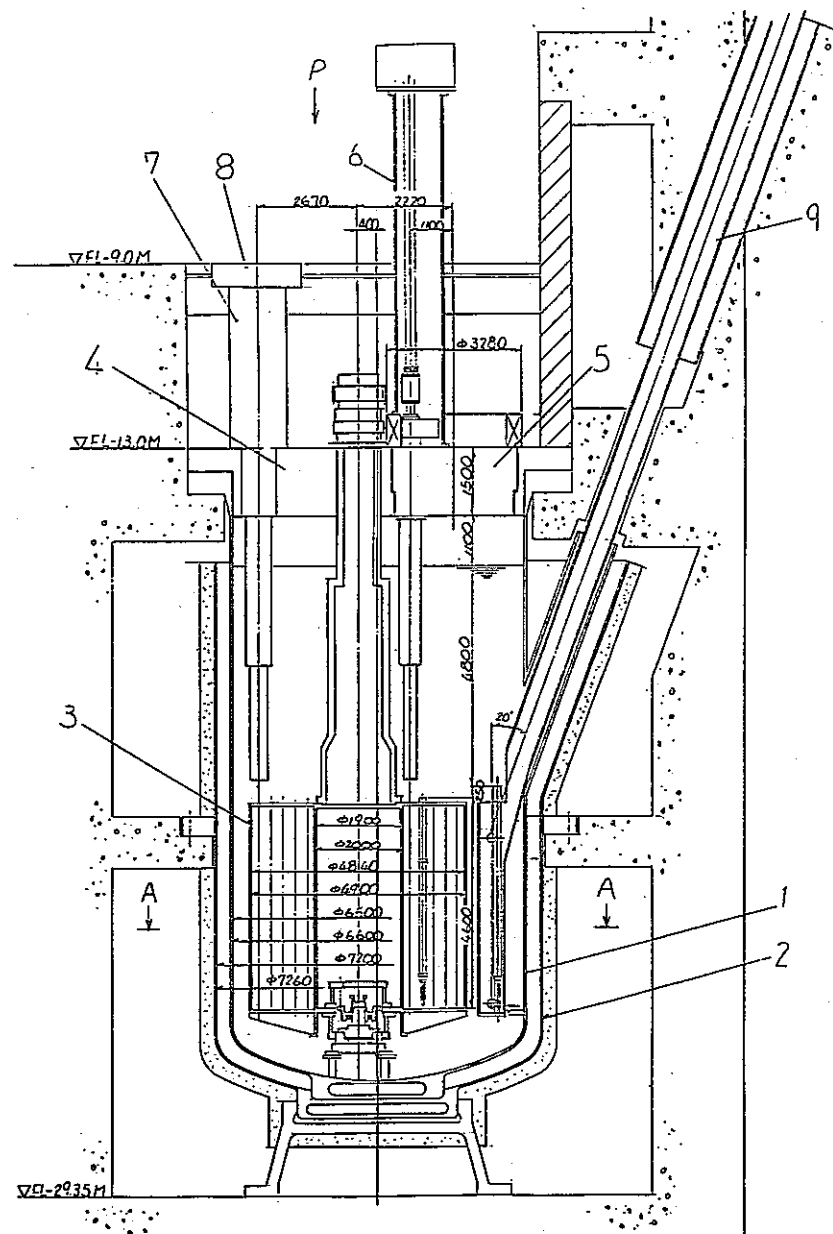


図 4.6.5 予熱冷却スリーブ構造



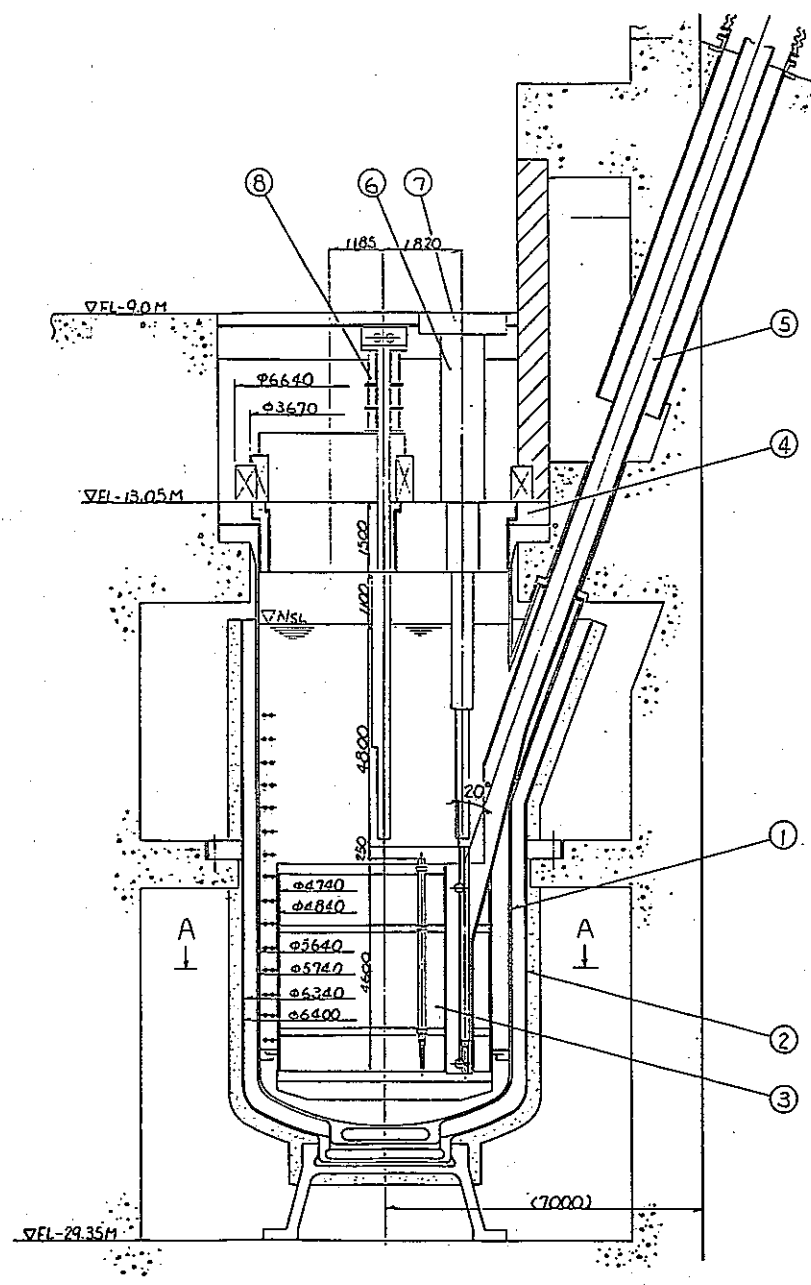
部番	名称	個数	備考
1	燃料貯蔵容器	1	
2	外容器	1	
3	貯蔵ラック	1	
4	シャヘイプラグ	1	
5	EVST側シュート	2	
6	燃料出入案内筒	1	
7	ドアバルブ	1	
8	燃料移送機	1	

固定ラック・単回転オフセットアーム式



部番	名称	個数	備考
1	燃料貯蔵容器	1	
2	外容器	1	
3	回転貯蔵ラック	1	
4	遮蔽プラグ	1	
5	EVST側シュート	2	
6	燃料移送機	1	
7	燃料出入案内筒	1	
8	ドアバルブ	1	
9	EVST側シュート	2	

回転ラック・単回転プラグ直動式



部番	名称	個数	備考
1	燃料貯蔵容器	1	
2	外容器	1	
3	貯蔵ラック	1	
4	シャヘイプラグ	1	
5	EVST側シュート	2	
6	燃料出入案内筒	1	
7	ドアバルブ	1	
8	燃料移送機	1	

固定ラック・2重回転プラグ直動式

図 4.4.6 EVST 燃料移送機の比較

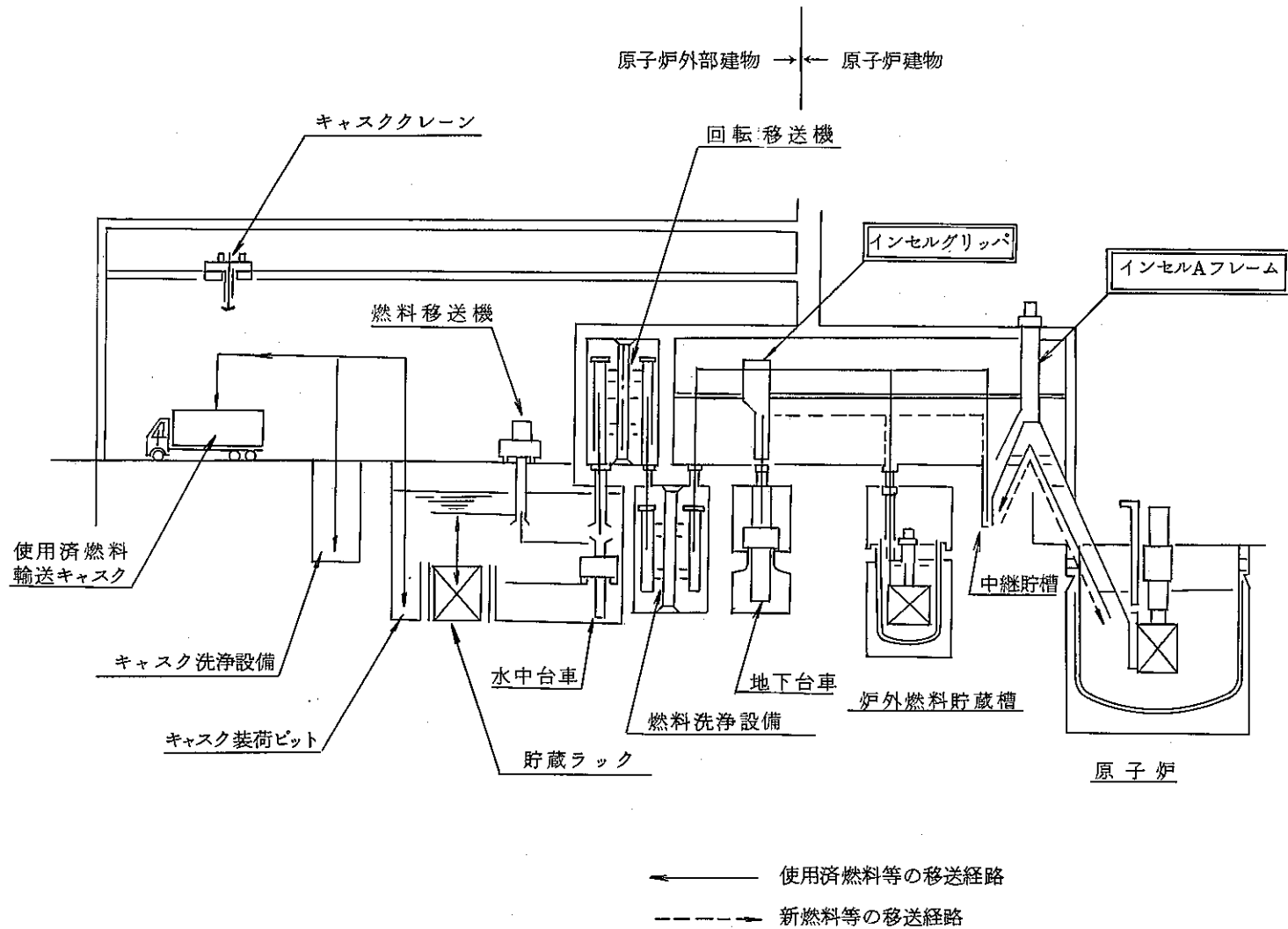


図 4.6.7 インセルAフレーム採用の燃料取扱設備概念

4.7 ま と め

4.7 ま と め

- (1) 昭和 57 年度よりの第 2 次概念設計開始に当り，実証炉の建設費を同出力の軽水炉の 2 倍程度とするという主要目標を設定した。検討に当っては建設費を推定する際に 1 次近似となる物量に着目し，格納容器物量を同出力の PWR の 2 倍以下（目安値として直径 54 m 以下）とするために主配管にベローズ継手を採用することとした。

検討の結果，格納容器寸法は高さ 80 m，直径 50 m（第 1 次概念設計では高さ 89 m，直径 64 m）とすることが出来，目標値を達成した。又，補助建屋はプラント配置，耐震性を考慮し 109×110 m とした。

- (2) 各系統毎の物量，建物関連の物量，主要機器の重量，ナトリウムインベントリ等建設費低減の基本要因としての物量は削減出来た。表 4.7.1～表 4.7.4 に結果を示す。
- (3) 建設費低減の一環である所内動力についても放熱量，主系統圧力損失等の低減により，8 %程度となる見通しである。表 4.7.5 に各系統の所内負荷容量の推定値を示す。

表 4.7.1 第 1 次概念設計及び 58 年度設計研究の物量比較 (1/3)

*△印は増加を示す。

分類	項目	低減量*	58年度設計	第1次概念設計	備考	
1. 炉心・燃料	燃料集合体数 (体)	60/24	174/162	234/186	(内側炉心/外側炉心)	
	径方向ブランケット燃料集合体数 (体)	102	150	252	中性子源含む。	
	制御棒数 (体)	7/1	18/7	25/6	主/後備炉停止棒	
	中性子遮蔽体数 (体)	60	348	408		
	燃料要素数/集合体	-	271	217		
	炉心等価直径 (mm)	△43	3,288	3,245		
	炉心高さ (mm)	0	1,000	1,000		
	制御棒外接円径 (mm)	206	2,560	2,766		
	中性子遮蔽体外接円径 (mm)	127	5,257	5,384		
2. 原子炉構造	原子炉容器内径 (mm)	720/△260	12,280	13,000/12,000	上部胴/下部胴	
	原子炉容器室深さ (mm)	1,200	22,300	約 24,500		
	重量 (t)	970	3,770	4,740	*遮蔽ブラグ, UCS, R/V, 炉心支持機構含む。	
	ナトリウムインベントリ (m ³)	150	1,300	1,450		
	ガードベッセル重量 (t)	150	200*	350	*57年度結果	
3. 1次冷却系	1) 主配管	引廻し方式	-	ジンバル型薄肉ベローズ (7箇所/ループ)	SUS配管通常引廻し	
		配管長さ (m/ループ)	85	33	118	
		ハンガ数 (基/ループ)	11	4	15	
		スナッパ数 (基/ループ)	34	4	38	
		レストレイント数 (基/ループ)	4	0	4	
		配管重量 (t/3ループ)	130	70*	200	*57年度結果
	2) 中間熱交換器	型式	-	堅置無液面平行向流型	堅置無液面向流 (平行+直行流)型	
		伝熱面積 (m ²)	△ 243	4,443	4,200	
		有効伝熱長さ (m)	△ 0.1	9.1	9.0	
		伝熱管寸法 外径×肉厚 (mm)	(肉厚) 0.2	318×1.2	318×1.4	
		本数 (本)	△ 254	4,890	4,643	
		配列ピッチ (mm)	△ 3	46.0	43.0	
		外部シュラウド内径 (mm)	△ 90	3,630	3,340	
		胴全体高さ (m)	△ 2.5	21.4	18.9	
		圧力損失 (1次側/2次側) (kg/cm ²)	1.52/△0.2	0.4/0.6	1.92/0.40	
		重量 (t)	△ 50	450*	400	*57年度結果
	3) 1次主循環ポンプ	型式	-	単段片吸込	単段両吸込	
		ノズル位置	-	上部吸込/上部吐出	下部吸込/上部吐出	
		設置場所	-	コールドレグ	ホットレグ	
		運転温度 (℃)	-	385	530	
		定格流量 (m ³ /min)	13	313	326	
		定格揚程 (mNa)	40	90	130	
		カバーガス圧力 (mmAq)	△ 4,200	8,300±500	4,100±500	
		NPSHav (mNa)	4.8	16	20.8	
		定格回転数 (rpm)	370	530	900	
		軸動力 (kw)	2,850	5,050	7,900	
		外胴径 (mm)	△ 1,290	4,000	2,710	

表 4.7.1 第 1 次概念設計及び 58 年度設計研究の物量比較 (2/3) *△印は増加を示す。

分類	項目	低減量*	58 年度設計	第 1 次概念設計	備考
3) 1 次主循環ポンプ	高さ (mm)	1,000	12,550	13,550	
	重量 (t)	110	200*	310	*57年度結果
	1 次冷却系ナトリウムインベントリ (m ³)	291	2,295	2,586	at 530°C, 全系
4. 2 次冷却系					
1) 主配管	引廻し方式		ジンバル型管内ベローズ (13 箇所/ループ)	SUS 配管通常引廻し	
	配管長さ (m/ループ)	90	170	260	
	ハンガ数 (基/ループ)	12	18	30	
	スナッパ数 (基/ループ)	20	80	100	
	レストレイント数 (基/ループ)	-	30	-	
	エルボ数 (個/ループ)	19	14	33	
	配管部ヒータ容量 (kw)	85	135	220	
	保温材重量 (t)	9	13	22	
	圧力損失 (kg/cm ²)	1.4	2.8	4.2	
	重量 (t/3ループ)	30	340*	370	*57年度結果
2) 蒸気発生器	型式	-	ヘリカルコイル無液面型 (ズルツァー型)	ヘリカルコイル無液面型 (ズルツァー型)	EV: 蒸気器
	基数 (基/ループ)	0	EV: 1, SH: 1	EV: 1, SH: 1	SH: 過熱器
	交換熱量 (Mwt/ループ)	0	826.5	826.5	
	外胴内径 (m)	△ 0.09	3.84	3.73	
	全長 (m)	EV: △14, SH: △2.4	EV: 17.6, SH: 14.1	EV: 16.2, SH: 11.7	
	伝熱管外径 (mm)	0	31.8	31.8	
	肉厚 (mm)	SH: 0.3	EV: 3.8, SH: 3.2	EV: 3.8, SH: 3.5	
	本数 (本)	0	517	517	
	層数 (層)	0	22	22	
	有効伝熱高さ (m)	EV: 0.1, SH: △0.9	EV: 8.9, SH: 5.4	EV: 9.0, SH: 4.5	
胴体溶接数	EV: △6, SH: △6	EV: 25, SH: 22	EV: 19, SH: 16		
胴体溶接線長さ (m)	EV: △23, SH: △22	EV: 160, SH: 140	EV: 137, SH: 118		
伝熱管溶接数	EV: △512	EV: 6,204, SH: 1,170	EV: 5,687, SH: 5,190		
伝熱管材質	-	EV: STBA24 SH: Alloy 800	EV: STBA24 SH: SUS321HTB		
伝熱面積 (m ²)	EV: 80, SH: △279	EV: 3,042, SH: 1,844	EV: 3,122, SH: 1,565		
ナトリウムインベントリ (m ³)	EV: △9, SH: △20	EV: 142, SH: 114	EV: 133, SH: 94		
重量 (t)	EV: 2, SH: △6	EV: 325, SH: 265	EV: 327, SH: 259		
3) 2 次主循環ポンプ	型式	-	機械式縦型自由液面斜流式	機械化縦型自由液面斜流式	
	基数 (基/ループ)	0	1	1	
	設置場所	-	コールドレグ	コールドレグ	
	定格揚程 (mNa)	18	32	50	
定格軸動力 (kw)	750	1,450	2,200		
4) 補助炉心冷却系	方式	-	SG 完全共用方式 + DRACS	2 次系格納容器外分岐	
	ダンブタンク基数 (基/ループ)	△ 1	3	2	
5) 2 次補助ナトリウム系	最大充填容量 (m ³)	全容量で 20	250	385	
	Na-水反応生成物収納容器	-	ダンブタンク共用	独立設置	
	2 次系ナトリウムインベントリ (m ³)	110	2,160	2,270	at 200°C, 全系

表 4.7.1 第 1 次概念設計及び 58 年度設計研究の物量比較 (3/3)

*△印は増加を示す。

分 類	項 目	低 減 量*	58 年 度 設 計	第 1 次 概 念 設 計	備 考
5. 燃料取扱設備					
1) 燃料交換設備	方 式	-	2重回転プラグ回転直 動方式	2重回転プラグオフセ ットアーム方式	
	燃料交換器グリッパ長さ (mm)	700	6,400	7,100	
	重 量 (t)	60	190	250	
2) 燃料出入設備	移送セル長さ (mm)	4,100	8,800	13,100	
	移送セル幅 (mm)	1,000	4,000	5,000	
	シュート内径 (mm)	50	600	650	
	重 量(コンクリート) (t)	3,115	385*	3,500	*C/V 付加遮蔽 体削除
3) 炉外燃料貯蔵設備	貯 蔵 容 量 (本)	220	183	403	
	EVST 内 径 (mm)	3,340	5,640	8,980	
	EVST 高 さ (mm)	0	16,150	16,150	
	ナトリウムインベントリ (m ³)	490	280	770	
	重 量 (t)	1,160	940	2,100	
6. 原子炉格納容器	直 径 × 高 さ (m)	14 × 9	50 × 80	64 × 89	
7. 原子炉建物	縦 × 横 (m)	2 × 1	109 × 110	111 × 111	

表 4.7.2 建 物 関 連 物 量 (実 証 炉 の () 内 数 値 は 推 定 値)

建 物	実 証 炉 (1,000 MWe)				L W R (1,000 MWe 級)		備 考
	第 2 次 概 念 設 計 (I)		第 1 次 概 念 設 計		容 積 (× 10 ³ m ³)	コンクリート量 (× 10 ³ m ³)	
	容 積 (× 10 ³ m ³)	コンクリート量 (× 10 ³ m ³)	容 積 (× 10 ³ m ³)	コンクリート量 (× 10 ³ m ³)			
1. 原子炉建物 (R/B)	203	79	300	152	90 (O/V内)	25 (O/V内)	「容積」算出法 下端は各建物の最下階の基準床レベル，上端は屋上レベルをとり，タテ，ヨコは通り芯をとる。 (ベースマット部は含まれない) 「コンクリート量」算出法 ベースマットを含む建物の外面による体積と，各部屋の内部空間容積との差をコンクリート量とした。 (従って鉄筋も含まれている。)
2. 原子炉外部建物 (O/B)	410	198	422	203	440	150	
3. 制御建物 (C/B)	(80)	(25)	—	—	(A/B に含む)	—	
4. 燃料取扱建物 (FH/B)	134	(45)	—	—	(A/B に含む)	—	
5. タービン建物 (T/B)	(170)	(30)	—	—	270	55	
6. ディーゼル建物 (D/B)	(40)	(15)	—	—	(A/B に含む)	—	
7. メンテナンス建物 (M/B)	(140)	(30)	—	—	(なし)	—	
8. 廃棄物処理建物 (RW/B)	(52)	(20)	—	—	(A/B に含む)	—	
合 計	(1,229)	(442)	—	—	800	230	

表 4.7.3 主要機器の重量(概算値)

機 構	第 2 次 概 念 設 計			第 1 次 概 念 設 計 (ton)	備 考
	低 合 金 鋼 (ton)	ス テ ン レ ス 鋼 (ton)	合 計 (ton)		
1. 原子炉構造					
1) 原子炉容器	—	580	580	970	*1 DIHX含む
2) ガードベッセル	—	200	200	350	
3) 炉内構造物	—	*1 1,090	1,090	770	
4) 遮蔽プラグ	1,100	900	2,000	2,500	
5) 炉上部機構	—	50	50	100	
小 計 (原子炉構造)	1,100	2,820	3,920	4,690	
2. 冷却系設備 ^{*2}					*2 3ループ分の合計
1) 1次主循環ポンプ	—	600	600	930	*3 配管本体および ベローズの場合 (支持装置, 上弁等は含 まない。)
2) 中間熱交換器	—	1,350	1,350	1,200	
3) 主冷却系配管 ^{*3}					
① 1次系	—	70	70	200	
② 2次系	—	340	340	370	
4) 2次主循環ポンプ	—	180	180	120	
5) 蒸気発生器					
① 蒸発器	990	—	990	960	
② 過熱器	—	810	810	600	
小 計 (冷却系設備)	990	3,350	4,340	4,830	
3. 燃取系設備					
1) 燃料交換装置	110	120	230	250	
2) 燃料出入設備	20	370	390	1,235	
3) 炉外燃料貯蔵槽	650	400	1,050	2,100	
小 計 (燃取系設備)	780	890	1,670	3,585	
合 計	2,870	7,060	9,930	13,105	

表 4.7.4 ナトリウムインベントリ

	第 2 次 概 念 設 計 (I)	第 1 次 概 念 設 計
1. 1 次 系 ナ ト リ ウ ム	1.7×10^3 (ton)	2.2×10^3 (ton)
2. 2 次 系 ナ ト リ ウ ム	1.4×10^3	1.5×10^3
3. EVST 内 ナ ト リ ウ ム	0.35×10^3	0.7×10^3
合 計	3.5×10^3	4.4×10^3

表 4.7.5 プラントの概略所内負荷容量推定値

No.	系 統	実 証 炉									備 考
		設 備 容 量 (kw)			負 荷 台 数 / M / C 負 荷 台 数			定 格 出 力 運 転 時 実 負 荷 容 量 (kw)			
		常 用	非 常 用	計 ②	常 用	非 常 用	計	常 用	非 常 用	計 ②	
1	1 次 主 冷 却 系	19,000	1,000	20,000 (17.1)	60/3	90/0	150/3	18,200	600	18,800 (24.4)	関連する補助No系 Ar ガス系含む。
2	2 次 主 冷 却 系	7,200	500	7,700 (6.6)	50/3	50/0	100/3	7,000	300	7,300 (9.5)	同 上
3	タービン発電機系	36,000	300	36,300 (30.9)	160/20	20/0	180/20	20,000	120	20,120 (26.1)	
4	換 気 空 調 系	8,000	12,200	20,200 (17.2)	53/12	90/17	143/29	7,500	7,500	15,000 (19.5)	58年度設計にて見直し
5	原子炉補機冷却系	1,400	2,400	3,800 (3.2)	8/4	12/6	20/10	700	2,400	3,100 (4.0)	
6	予 熱 ヒ ー タ	6,400	1,900	8,300 (7.1)	-	-	-	1,170	850	2,020 (2.6)	
7	そ の 他	10,000	11,000	21,000 (17.9)	750/5	300/10	1,050/15	6,000	4,000	10,000 (13.0)	
	合 計	88,000	29,300	117,300 (100)	1,081/47	562/33	1,643/80	≒ 61,000	≒ 16,000	≒ 77,000 (100)	

- (注) 1. 「設備容量」；その系統の負荷すべての設備容量を合計した値(予備機も含める)。
 2. 「台数」；その系統の負荷台数/M/C負荷台数(予備機も含める)。
 3. 「定格出力運転時実負荷容量」；稼働率を考慮した値。

5. あ と が き

5. あとがき

本設計研究は実施期間中に数多くの設計会議がもたれ、作業の内容の検討が行われた。

設計会議にはテーマに応じて本社・大洗、更には東海のFBR関係者が討議に参加し、専門家としての意見を述べ、R & D成果が本設計研究に反映された。

ここで、FBR関係者の協力に対し、深く感謝する次第である。本設計研究のとりまとめ作業は59年度に実施する予定である。

なお、今後も設計研究を実施していくこととしているので関係各位の協力をおねがいの次第である。

付録－1

プラント及び機器システムの主要目

分類	要 目	単 位	58年度設計研究	第1次概念設計	原型炉(もんじゅ)	備 考
I プ ラ ン ト 全 般	原子炉の基数	基	同 右	1	同 左	
	電気出力(発電端)	MWe	同 右	1,000	281.2	
	原子炉熱出力	MWt	同 右	2,480	714	
	発電運用負荷範囲	%	同 右	30~100	同 左	
	電力系統・接続幹線	Hz/kV	同 右	50~275	同 左	
	電力系統・予備電源	Hz/kV	同 右	50~77	同 左	
	原子炉型式		同 右	Pu, U混合酸化物燃料 Na冷却高速中性子炉	同 左	
	炉型式		同 右	ループ型	同 左	
	主冷却系ループ数		同 右	3	同 左	
	炉心形状		同 右	均質2領域	同 左	
	設備利用率	%	同 右	80(前提)	同 左	
	耐震条件(基盤での最大加速度)	Gal	267(S ₁)	300(S ₁)	同 左	
	設計寿命	年	同 右	30	同 左	
II 燃 炉 料 集 心 合 体	炉心形状		同 右	2領域(均質)	同 左	
	炉心高さ/等価直径	cm	100/329	100/325	93/179	
	軸方向ブランケット厚さ(上/下)	cm	同 右	35/35	30/35	

分類	要 目	単 位	58年度設計研究	第1次概念設計	原型炉(もんじゅ)	備 考
Ⅱ 炉 心 ・ 燃 料 集 合 体 (つづき)	径方向ブランケット等価厚さ	cm	31	40.3	30.6	
	炉心燃料取出平均燃料度	MWd/t	7.5×10^4	7.4×10^4	8.0×10^4	解析ノミナル値
	燃料交換周期	年	1	1	約6カ月	
	バッチ数(炉心/ブランケット)		$3/4, 5^{*2}$	3/3	5/5	*2・ブランケット 第1層/第2層 4/5
	増殖比(平衡炉心燃焼中期)		1.22	1.24	~1.16	
	炉心平均線出力(定格時)	W/cm	249	250	202	平衡炉心平均
	炉心燃料集合体数(内側/外側)	体	174/162	234/186	108/90	
	径方向ブランケット集合体数	体	150	250	172	
	制御棒本数	体	25	31	19	
	半径方向中性子しゃへい体	体	348	408	316	
	燃料集合体全長	mm	4,600	4,800	4,200	
	炉心圧損	kg/cm ²	3.5	5.4	4.85	
	過出力係数		1.10	1.16	1.16	
	燃料要素型式		同 右	一体密封型	同 左	
	燃料要素全長	mm	同 右	3,000	2,818	
燃料要素ガスプレナム位置		同 右	下 部	上 部		

分類	要 目	単 位	58年度設計研究	第1次概念設計	原型炉(もんじゅ)	備 考
Ⅱ 炉心・ 燃料集 合体 (つづき)	燃料要素被覆管材質		同 右	SUS 316相当	同 左	
	燃料要素スペーサ型式		同 右	ワイヤ型	同 左	
	炉心燃料要素配列ピッチ/直径	P/D	1,216	1.189	1.215	
	炉心燃料要素被覆管外径/肉厚	mm	同 右	7.40/0.40	6.5/0.47	
	炉心燃料集合体燃料要素数	本/集合体	271	217	169	
	ブランケット燃料集合体燃料要素数	本/集合体	127	91	61	
	プルトニウム同位元素比 (²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu)	w/o	同 右	58/24/14/4	同 左	
	ウラン同位元素比 (²³⁵ U/ ²³⁸ U)	w/o	同 右	0.3/99.7	同 左	
Ⅲ 原 子 炉 構 造	燃料交換方式/基数	基	2重回転プラグ回転直動式/1	2重回転プラグ固定アーム オフセット式/1	単回転プラグ固定アーム形 ペンタグラフ式/1	
	燃料出入方式/基数	基	同 右	シュート・移送セル方式/1	炉内中継機構走行台車方式/1	
	炉心中心位置		同 右	原子炉容器中心	同 左	
	炉容器内径/全高/肉厚	mm	12,280/16,950/50	12,000/19,000/50	7,080/17,800/40	
	炉容器内筒内径	mm	7,830	7,850	6,440	
	炉容器上部内径	mm	12,280	13,000	7,780	
	冷却材流入ノズル位置		同 右	上部(Na中)	下 部	
	主要部材質		同 右	SUS 304	同 左	

分類	要 目	単 位	58 年 度 設 計 研 究	第 1 次 概 念 設 計	原 型 炉 (も ん じ ゅ)	備 考
Ⅲ 原 子 炉 構 造 (ハ ツ ヅ キ)	炉心支持方式		同 右	横流入型 ハイドロリックホールドダウン	横流入型 ハイドロリックホールドダウン	
	炉心拘束方式		同 右	固 定 棒 方 式	同 左	
	炉容器支持方式		同 右	上 部 吊 り 下 げ 方 式	同 左	
	しゃへのプラグ型式		2 重 回 転 プ ラ グ 回 転 直 動 式 交 換 機 付	2 重 回 転 プ ラ グ 固 定 アーム 交 換 機 付	単 回 転 プ ラ グ 固 定 アーム 交 換 機 付	
	しゃへのプラグ厚さ	mm	同 右	小 回 転 プ ラ グ - 2,900 大 回 転 プ ラ グ - 3,500	2,800	
	回転プラグ直径 (ベアリングスタンド外径)	mm	小 回 転 プ ラ グ - 6,060 大 回 転 プ ラ グ - 9,150	小 回 転 プ ラ グ - 6,500 大 回 転 プ ラ グ - 10,000	小 回 転 プ ラ グ - 6,440 大 回 転 プ ラ グ - 9,480	
	ガードベッセル内径 / 高さ	mm	13,180 / 12,780	12,920 / 14,200	7,780 / 13,190	
	ガードベッセル主要材質		同 右	SUS 304	同 左	
	炉心上部機構型式		同 右	円筒胴形非結合	円筒胴非結合型	
	制御棒駆動機構本数	基	25	31	19	
炉内構造物支持方式		同 右	炉容器側面	同 左		
Ⅳ 冷 却 系	① 主冷却系					
	1次系H・L/C・L温度(運転)	℃	同 右	530/385	529/397	
	2次系H・L/C・L温度(運転)	℃	同 右	505/325	同 左	
	1次系H・L/C・L 配管口径		42 B / 38 B (H・L/C・L)	42 B / 38 B	32 B / 24 B	
	1次系H・L/C・L 配管材質		同 右	SUS304/SUS304	同 左	

分類	要 目	単 位	58年度設計研究	第1次概念設計	原型炉(もんじゅ)	備 考
IV 冷 却 系 (つづき)	1次系循環流量/ループ	kg/h	同 右	1,616×10 ⁷	5.12×10 ⁶	
	2次系配管口径		同 右	36 B	22 B	
	2次系H・L/C・L配管材質		SUS 304	SUS 316/SUS 304	SUS 316 / SUS 304	
	2次系循環流量/ループ		同 右	1,294×10 ⁷	3.73×10 ⁶	
	交換熱量/ループ	MWt	同 右	826.5	238	
	1次系 N _s L	mm	FL-14,900	RL*+8,100	RL*+8,235	*RL: 炉心中心 レベル
	1次系 S _s L	mm	FL-16,900	RL*+6,100	RL*+4,935	*RL: 炉心中心 レベル
	1次系 E _s L	mm	FL-18,400 19,900	#1. RL*+4,600 #2. RL*+3,100	RL*+4,088	*RL: 炉心中心 レベル
	炉容器液面制御方式		同 右	R/V オーバーフロー汲上げ	同 左	
	2次系ポンプ液面制御方式		同 右	成行き	同 左	
	炉容器基準カバースガス圧力	mmAq	8,300	5,400	5,500	
	2次系基準カバースガス圧力	mmAq	12,000~15,000	75,000	10,000	
	ループ数(1次系/2次系)		同 右	3/3	同 左	
	② 中間熱交換器					
	基 数	基/ループ	同 右	1	同 左	
型 式		堅置無液面向流型	堅置無液面向流型	堅置無液面向流型		

分類	要 目	単 位	58 年度設計研究	第 1 次概念設計	原型炉(もんじゅ)	備 考
IV 冷 却 系 (つづき)	主要部材質		同 右	SUS 304	同 左	
	伝熱管外径/肉厚/本数	mm/mm/本	318/12/4890	318/14/4636	217/1.2/3174	
	伝熱面積		4,443	4,200	1,233	
	伝熱管材質/形状	m ² /基	同 右	SUS 304 HTB / 直管	同 左	
	外形寸法(胴外形/胴長さ)	mm/mm	4,400/14,100 (据付フランジ下)	4,000/18,900	3,000/13,500	
	有効伝熱部長さ	mm	9,100	9,000	5,700	
	交換熱量	MWt	同 右	826.5	238	
	③ 1次主循環ポンプ					
	基 数	基/ループ	同 右	1	同 左	
	型 式		同 右	機械式縦型自由液面遠心式	同 左	
	設置場所		コールドレグ	ホットレグ	コールドレグ	
	定格揚程	mNa	90	130	94	
	定 格 NPSH av	mNa	16	208	14	
	主要部材質		同 右	SUS 304	同 左	
	定格軸動力	kW	5,050	7,900	2,000	
吸込型式		同 右	シングルサクシオン	同 左		

分類	要 目	単 位	58年度設計研究		第1次概念設計	原型炉(もんじゅ)	備 考
IV 冷 却 系 (つ づ き)	④ 2次主循環ランプ						
	基 数	基/ループ	同 右		1	同 左	
	型 式		同 右		機械式縦型自由液面斜流式	機械式縦型自由液面遠心式	
	設置場所		同 右		コールドレグ	同 左	
	定格揚程	mNa	32		50	63	
	定 格 NPSH Req	mNa	20		24	13	
	主要部材質		同 右		SUS 304	同 左	
	定格軸動力	kW	1,450		2,200	800	
	吸込型式		同 右		シングルサクション	同 左	
	⑤ 補助炉心冷却系						
	型 式		蒸気発生器 完全共用方式	直接炉心 冷却方式	2次系格納容器外分岐方式	2次系格納容器外分岐方式	
	除熱容量×ループ数	MWt	30×3	11×3	35×3	15×3	
	定格 Na 流量	kg/h	0.92×10^5 (PACC水側流量)	1.99×10^5 (NaK)	5.48×10^5	235×10^5	
	H・L/C・L温度(運転)	℃	328/328	473/253	505/325	505/325	
	配管口径		12B/8B (PACC入口/出口)	12B	16B	12B	
	基/ループ	1	1	1	1	* 空冷復水器	

分類	要 目	単 位	58年度設計研究		第1次概念設計		原型炉(もんじゅ)		備 考
IV 冷 却 系 (つ づ き)		m ² /基	4,650	2,000	3,914		1,700		
	空気冷却器伝熱管(外径×肉厚)	mm/mm	50.8/5	50.8/2.9	50.8/2.9		50.8/2.9		
	流動駆動方式		水側:自然循環 空気側:強制循環	自然循環	2次主循環ポンプ共用				
	⑥ 蒸気発生器								
	型 式		同 右		ヘリカルコイル・分離型		同 左		
	液面/下降管の有無		同 右		無/無		有/有		
			蒸 発 器	過 熱 器	蒸 発 器	過 熱 器	蒸 発 器	過 熱 器	
	基 数	基/ループ	1	1	1	1	1	1	
	交換熱量	MWt/基	585.9	240.6	661.5	165.0	191.2	46.8	
	定格圧力給水/蒸気入口	kg/cm ² a	157.0	144.0	158.0	145.0	154.3	141.9	
	/蒸気出口	kg/cm ² a	149.0	133.0	149.7	133.0	146.7	132.0	
			蒸 発 器	過 熱 器	蒸 発 器	過 熱 器	蒸 発 器	過 熱 器	
	定格温度給水/蒸気入口	℃	240	337.3	240	367.1	240	367.2	
	蒸気出口	℃	340	487	370	487	369	487	
	Na 入口	℃	452	505	469	505	469.3	505	
Na 出口	℃	325	452	325	469	325	469.3		

分類	要 目	単 位	58年度設計研究		第1次概念設計		原型炉(もんじゅ)		備 考
IV 冷 却 系 (つ ぶ き)	定格流量給水/蒸気側	t/h/基	1.37×10^3	1.30×10^3	1,316	1,316	379	379	
	Na 側	t/h/基	1.29×10^4	1.29×10^4	12,940	12,940	3,730	3,730	
	圧力損失給水/蒸気側	kg/cm ²	8.0	11.0	9.0	12.0	7.6	9.9	
	Na 側	kg/cm ²	0.51	0.43	0.52	0.41	-0.37	-0.43	
	最大熱流束	kcal/m ² h	37×10^4	26×10^4	38×10^4	20×10^4			管外面基準
	伝熱面積	m ² /基	(有効) 3,042	(有効) 1,844	(有効) 3,122	(有効) 1,565	(必要) 853.5	(有効) 426	
	伝熱管材質		STBA 24	9 Cr系又は Alloy 800	STBA 24	オーステナイト系 ステンレス鋼	STBA 24	SUS 321 HTB	
	外径/肉厚	mm/mm	31.8/3.8	31.8/3.2	31.8/3.8	31.8/3.5	31.8/3.8	31.8/3.5	
	本数	本/基	517	517	517	517	147	155	
	層数		22	22	22	22	14		
	伝熱管ピッチ縦/水平	mm/mm	48/50	48/50	48/50	48/50	(50/48) /50	45/57	
			蒸 発 器	過 熱 器	蒸 発 器	過 熱 器	蒸 発 器	過 熱 器	
	接続配管口径給水/蒸気入口		14 B×2	16 B×2	12 B×2	12 B×2	10 B×1	16 B×1	
	接続配管口径給水/蒸気出口		16 B×2	16 B×2	12 B×2	12 B×2	16 B×1	14 B×1	
	接続配管口径給水/Na 入口		36 B×1	36 B×1	36 B×1	36 B×1	18 B×2	16 B×2	
	接続配管口径給水/Na 出口		36 B×1	36 B×1	36 B×1	36 B×1	22 B×1	22 B×1	
水側流動方式		ゾルツァー方式		分離貫流ベンソン方式		分離貫流ベンソン方式			

分類	要 目	単 位	58 年度 設 計 研 究	第 1 次 概 念 設 計	原型炉 (もんじゅ)	備 考
燃 料 取 扱 系	炉内燃料交換方式		2重回転プラグ回転直動式	2重回転プラグ固定アーム形 オフセット式	単回転固定アーム形 パンタグラフ式	
	炉外燃料出入方式		同 右	シュート・移送セル方式	炉内中継機構走行台車方式	
	燃料交換機基数	基	同 右	1	同 左	
	燃料交換機取扱容量	本/回	同 右	1	同 左	
	燃料交換機寸法 (回転プラグ上)	mm	φ 2,170	φ 2,200	φ 1,740	
	燃料交換機寸法 (プラグ貫通部)	mm/mm	φ 1,780 / φ 1,700	φ 1,900 / φ 1,800	φ 880 / φ 830	
	燃料出入機基数	基	同 右	2バケット / 2キャリッジ	1	
	C/V 内移送方式		同 右	移送セル (Na入バケット)	燃料出入機 (Na入ポット)	
	C/V 貫通部移送方式		同 右	シュート	C/V ハッチ燃料出入機通過	
	燃料処理設備間移送方式		同 右	台車方式	燃料出入機走行	
	使用済燃料貯蔵方式		同 右	炉外 (Na) 燃料貯蔵設備 水中燃料貯蔵設備	同 左	
	炉内中継方式				グリップガイドチューブ式	
	炉内中継基数	基	同 右	2 (バケット)	1	
	炉外燃料貯蔵槽基数	基	同 右	1	同 左	
	炉外燃料貯蔵槽形状		同 右	Na 中 1 段積固定ラックタンク型	Na 中 1 段積回転ラック式	
炉外燃料貯蔵槽燃料移送方式		同 右	単回転プラグオフセットアーム式	回転ラックによる		

分類	要 目	単 位	58 年度 設 計 研 究	第 1 次 概 念 設 計	原 型 炉 (も ん じ ゅ)	備 考
V 燃 料 取 扱 系 (つ じ き)	炉外燃料貯蔵槽貯蔵容量	本	183 以上	403 以上	250	
	炉外燃料貯蔵槽冷却系ループ数		2	3	3	
	炉外燃料貯蔵槽除冷却系熱容量	MWt	32	3	1	
	使用済燃料残留発熱量 (炉外取出時)	kW/ 本	31	24	17	
VI タ ー ビ ン 発 電 機	定格出力 (発電機端)	MWe	同 右	1,000	300	
	主蒸気条件 (圧力 / 温度)	kg/cm ² g/°C	同 右	127/483	同 左	
	タービン型式		同 右	串型 5 車室 6 流排気形非再熱式	串型 3 車室 4 流排気形非再熱式	
	回 転 数	r p m	同 右	1,500	3,600	
	タービン熱効率	%	同 右	41.01	約 40	
	発電機定格出力	kVA	同 右	1,115,000	335,000	
	発電機力率		同 右	0.9	同 左	
	発電機回転数	r p m	同 右	1,500	同 左	
	発電機極数		同 右	4	2	
	復水器の冷却水温度	°C	同 右	海水・20	同 左	

分類	要 目	単 位	58 年 度 設 計 研 究	第 1 次 概 念 設 計	原 型 炉 (も ん じ ゅ)	備 考
Ⅶ 配 置	格納容器形式		鋼製ハイブリット接合型	鋼製ハイブリット円筒型	鋼製円筒まゆ型	
	格納容器直径 / 全高	m	50 / 80	64 / 89	49.5 / 79.5	
	タービン建物配置		同 右	I 型配置	T 型配置	
	原子炉補助建物 (外形寸法)	m	114 × 115	111 × 111	115 × 100	
	原子炉建物形状		同 右	縮小日の丸	日の丸	
	SG 配置		同 右	分 散	集 合	
	主配管引廻し		上部水平ベローズ継手方式	上部水平引廻し通常配管	上部水平引廻し通常配管	