

Na 冷却大型炉設計研究

(研究報告)

2003年9月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

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
電話：029-282-1122（代表）
ファックス：029-282-7980
電子メール：jserv@jnc.go.jp

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)
2003

Na 冷却大型炉設計研究 (研究報告)

木曾原 直之¹⁾、菱田 正彦¹⁾、新部 信昭^{2)*}、堀 徹¹⁾、藤井 正¹⁾、内田 昌人^{1)*}、
近澤 佳隆¹⁾、三枝 利家^{1)*}、宇野 修¹⁾、惣万 芳人^{1)*}、西口 洋平^{1)*}、此村 守¹⁾

要 旨

実用化戦略調査研究フェーズ I において、経済性目標を初めとする設計要求を満足する可能性のある有望な Na 冷却大型炉概念として、アドバンスド・ループ型炉が抽出された。

本報告書は、フェーズ II の 2 年目である平成 14 年度に実施した Na 冷却大型炉設計研究の成果をまとめたものである。

平成 14 年度の設計研究では、平成 13 年度の成立性に係わる課題としてあげられていた安全性、構造健全性及び熱流動に関する成立性評価を行い、その結果に基づき Na 冷却大型炉のプラント概念を見なおした。また、主要設備の基本仕様を明確化し、経済性評価を実施した。

本研究の結果、経済性目標（建設コスト 20 万円/kWe 以下、等）を満足し、概念成立性に関する基本的な見通しを有する Na 冷却大型炉のプラント概念が構築された。今後は、要素試験の成果等を適宜反映しつつ予備的概念設計を進め、プラント基本概念を明確化するとともに、概念成立性の見通し、経済性目標達成見通しを確たるものとして行く計画である。

1) : 大洗工学センター システム技術開発部 FBR システムグループ

2) : 大洗工学センター システム技術開発部 FBR システムグループ (現、電源開発株)

* : 日本原子力発電(株)からの派遣者

WBS 番号 : 121110

本報告書は、「高速増殖炉システムの実用化調査研究に関する協力協定」に基づき実施した JNC と原電（9 電力会社、電源開発株式会社及び原電の代表）との共有成果である。

Design Study on Sodium-Cooled Large-Scale Reactor

Naoyuki Kisohara¹⁾、Masahiko Hishida¹⁾、Nobuaki Nibe^{2)*}、Tadashi Fujii¹⁾、
Masato Uchita^{1)*}、Yoshitaka Tikazawa¹⁾、Toshiie Saigusa^{1)*}、Osamu Uno¹⁾、
Toru Hori¹⁾、Yoshito Soman^{1)*}、Youhei Nishiguchi^{1)*}、Mamoru Konomura¹⁾

Abstract

In Phase 1 of the “Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems (F/S)”, an advanced loop type reactor has been selected as a promising concept of sodium-cooled large-scale reactor, which has a possibility to fulfill the design requirements of the F/S.

This report summarizes the results of the design study on the sodium-cooled large-scale reactor performed in JFY2002, which is the second year of Phase 2.

In the JFY2002 design study, critical subjects related to safety, structural integrity and thermal hydraulics which found in the last fiscal year has been examined and the plant concept has been modified. Furthermore, fundamental specifications of main systems and components have been set and economy has been evaluated.

As a result of this study, the plant concept of the sodium-cooled large-scale reactor has been constructed, which has a prospect to satisfy the economic goal (construction cost: less than 200,000yens/kWe, etc.) and has a prospect to solve the critical subjects. From now on, reflecting the results of elemental experiments, the preliminary conceptual design of this plant will be preceded toward the selection for narrowing down candidate concepts at the end of Phase 2.

1) : FBR System Engineering Group, System Engineering and Technology Division OEC, JNC

2) : FBR System Engineering Group, System Engineering and Technology Division OEC, JNC

(Present, Electric Power Development Co., Ltd.)

* : attached from the Japan Atomic Power Company (JAPC)

This report is outcome of collaborative study between JNC and JAPC (that is the representative of 9 electric utilities, Electric Power Development Company and JAPC) is accordance with “The Agreement About The Development of A Commercialized Fast Breeder Reactor Cycle System”.

目 次

要旨	-----	i
Abstract	-----	ii
表リスト	-----	iv
図リスト	-----	v
1. はじめに	-----	1
2. 研究成果概要	-----	3
2.1 成立性に係わる評価	-----	3
2.1.1 炉心・燃料	-----	3
2.1.2 安全性評価	-----	3
2.1.3 熱流動評価	-----	4
2.1.4 構造健全性評価	-----	6
2.2 基本概念の明確化	-----	7
2.2.1 原子炉構造	-----	7
2.2.2 1次系配管構造	-----	8
2.2.3 電気・計装設備	-----	8
2.2.4 金属燃料炉心の検討	-----	9
2.2.5 経済性評価	-----	9
2.2.6 基本概念のまとめ	-----	10
3. おわりに	-----	43
4. 略語一覧	-----	44
5. 参考文献	-----	45

表リスト

表 1-1	フェーズⅡにおける Na 冷却大型炉設計研究の基本計画 -----	12
表 2-1	平成 14 年度の研究成果概要 -----	13
表 2.1.2-1	反応度係数の不確かさ見直し結果 -----	21
表 2.1.2-2	制御棒誤引抜き事象の評価結果 -----	22
表 2.2-1	プラント基本仕様 -----	23
表 2.2.6-1	主要機器仕様一覧 -----	24

図リスト

図 2.1.1-1	レファレンス炉心の炉心構成と主要仕様	-----	25
図 2.1.1-2	炉心回り遮へい成立性評価結果	-----	26
図 2.1.2-1	1次ポンプ軸固着事象の解析・評価結果	-----	27
図 2.1.2-2	再臨界回避シナリオとクエンチ評価結果例	-----	28
図 2.1.3-1	炉上部プレナムの3次元流動解析モデル	-----	29
図 2.1.3-2	炉上部プレナムの3次元流動解析結果	-----	30
図 2.1.3-3	炉内3次元熱流動評価結果	-----	31
図 2.1.3-4	ランダム振動評価手法の高度化	-----	32
図 2.1.4-1	RV下部構造の耐熱性評価結果	-----	33
図 2.1.4-2	原子炉構造の耐震評価結果	-----	34
図 2.1.4-3	1次系配管の構造評価結果	-----	35
図 2.1.4-4	IHX／ポンプ合体機器の振動・耐震性評価結果	-----	36
図 2.2.1-1	原子炉構造の見直し結果	-----	37
図 2.2.2-1	1次系配管構造の具体化結果	-----	38
図 2.2.3-1	原子炉計装、プロセス計装の具体化結果	-----	39
図 2.2.3-2	電源設備の縮小化検討結果	-----	40
図 2.2.4-1	金属燃料炉心の検討結果	-----	41
図 2.2.6-1	プラントコンセプト	-----	42

1. はじめに

平成 11～12 年度に実施された実用化戦略調査研究フェーズ I では、経済性目標を初めとする設計要求を満足する可能性のある有望な Na 冷却炉のプラント概念としてアドバンスト・ループ型炉が抽出された。本研究のフェーズ II（平成 13～17 年度）では本概念をベースに予備的な設計研究を進め、実用炉として、その魅力と優位性を世界に向けて発信できるプラント概念に仕上げて行く計画であり、それに向けて、フェーズ II における Na 冷却炉設計研究のスケジュールを表 1-1 に示す通り展開している。

(1) 5年後の目標

フェーズ II 終了時に、フェーズ III に向けて実用化候補概念を 2 概念程度まで絞り込むが、設計要求を満足する Na 冷却大型炉概念を構築し、概念選定に供することができるようにする。

(2) 3年後の目標

5年後の目標クリアに向けて、下記の目標をフェーズ II のなるべく早い時点で達成する。次期原子力長期計画の策定に向けて必要な情報提示を行う必要があることも勘案し、その期限を 3 年後に設定する。

a. プラント基本概念の明確化

概念成立性を左右する安全性、熱流動、構造健全性等の課題について実験的研究を含む検討を進め、それらの課題解決の見通しを得てプラント基本概念を明確にする。

また、Na 冷却炉のポテンシャルを活かした高性能炉心概念の追求、Na 冷却炉に特有の弱点をカバーする設計方策の追求等により、燃料サイクルとの整合性を有し、かつ、実用炉に相応しい高い信頼性の確保が可能となるプラント概念に仕上げて行く。

b. 経済性目標達成可能性の明確化

プラントの予備的概念設計を進め、詳細物量データを得て経済性目標達成の見通しを確たるものとする。

本資料は、フェーズ II の 2 年目に当たる平成 14 年度に実施した Na 冷却大型炉の設計研究の成果をまとめたものである。表 1-1 を踏まえ、平成 14 年度には以下の作業を実施した。

(1) 成立性に係わる主要課題の検討

平成 13 年度に抽出された課題を基に、炉心、安全、熱流動特性及び構造健全性に関する評価検討を実施した。具体的には、以下の項目について実施した。

- ① 炉心におけるナトリウムボイド反応度低減検討
- ② TOP 型、LOF 型事象に対する成立性確認と再臨界回避対応のための原子炉構造検討
- ③ 原子炉容器ガス巻き込み評価、3 次元熱流動評価に基づく原子炉構造検討及び配管流速増大に伴う振動評価
- ④ 原子炉構造、IHX/ポンプ合体機器構造健全性評価

(2) プラント概念構築

平成 14 年度は、平成 13 年度に整備した基本的なプラント設計条件・設計方針（安全設計方針、構造設計方針、耐震設計条件等）の暫定案に従い、(1)の成立性の検討結果を踏まえ、設計作業を実施し、プラント概念の明確化を図った。

具体的には、以下の設計見直し及び設計作業を行った。

- ① 原子炉容器下部構造
- ② 1 次系コールドレグ配管の肉厚及びサポート
- ③ 原子炉計装、プロセス計装の具体化
- ④ 非常用電源設備の縮小化
- ⑤ サーベイ検討として金属燃料炉心概念を検討

(3) 経済性評価

(2)で得られたプラント概念に対し、物量データ、建設工期等に基づく建設コストを評価した。また、建設コスト、所内負荷率、稼働率等に基づく発電コストを評価した。

本資料の第 2 章では平成 14 年度に実施した Na 冷却大型炉設計研究の研究成果概要を網羅的にまとめる。

2. 研究成果概要

平成 14 年度に実施した Na 冷却大型炉設計研究の研究成果概要を表 2-1 にまとめる。

2.1 成立性に係わる主要課題の検討

ここでは、平成 13 年度に摘出された Na 冷却大型炉プラント概念の成立性に係わる主要課題について評価・検討した成果をまとめる。

2.1.1 炉心・燃料

平成 13 年度は、2 領域均質炉心の Na ボイド反応度が 6.4\$ となっていたため、設計目標である 6\$ を上回っていた。そのため、燃料ピン太径化 (8.6mm→8.8mm) による冷却材体積比低減方策を採用し、かつ、より合理的な評価手法として制御棒をパーク位置で評価する手法を採用し、増殖比は 1.16 を確保してボイド反応度 5.8\$ に低減することができた。得られたレファレンス炉心の炉心構成と炉心仕様を図 2.1.1-1 に示す。

また、平成 13 年度は炉心支持板の中性子照射量が制限値を上回ったが、新概念の ZrH 式遮へい体の設置及び下部遮へい体の増加により制限値を満足することができた。遮へい成立性の評価結果を図 2.1.1-2 に示す。

2.1.2 安全性評価

(1) LOF 型事象

2 ループ化により炉心冷却が厳しくなる 1 次ポンプスティック事象の裕度拡大を図るため、反応度係数の不確かさ幅見直しを行い、ポンプトリップ遅れ 1.0 秒、流量半減時間 5.5 秒の条件下で解析を行った。反応度係数の不確かさの見直し結果を表 2.1.2-1 に示す。この表は、解析に必要な反応度係数とそれに関連する核特性との関連を整理し、核特性の誤差評価 (1 σ) を行い、その結果に工学的判断を加え解析に使用する 2 σ 相当の誤差を設定したものである。

解析結果を図 2.1.2-1 に示す。図 2.1.2-1 に示すように、被覆管肉厚最高温度の評価結果は主炉停止系信号での停止の場合 859°C、後備系信号での停止を考えた場合でも 885°C となり、平成 13 年度より数度余裕が増加し、判断基準 900°C を十分に下回ることが確認できた。

(2) TOP 型事象

原子炉停止系の多重性・多様性に関する安全設計要求は、事象区分 II の炉心崩壊事故の起因となりえる事象に対し主炉停止系は 2 信号以上、後備炉停止系は 1 信号以上が要求されている。この要求に対し、平成 13 年度の検討では低速の制御棒誤引抜き時の炉心防護に関して、カバーできない領域が存在するという課題があることがわかった。更に、制御棒の均等引抜き (シーケンシャル引抜き) に対しては、制御棒位置偏差が使用できないため、厳しい条件となる可能性があることも考えられる。

そこで、今年度は、初期出力レベル、引抜き速度、引抜きモード（一本引抜き、均等引抜き）及び反応度係数等をパラメータとした総合的な解析評価を行った結果、表 2.1.2-2 に示すように、異常な過渡変化時に主炉停止系の信号が 1 信号しか確保できない領域が存在することが確認できた。この対策としては、NIS 本数を追加し 3 系統化する、制御棒駆動速度に制限をつける等が考えられるが、NIS 配置、コスト等の課題も生じる可能性がある。今後、炉心設計、制御棒運用についての検討進捗を踏まえ、NIS 本数の最適化及び原子炉停止系の合理化検討を行うとともに、安全保護系の充足性につき更に検討する必要がある。

(3) 再臨界回避

軸ブランケット一部削除概念(ABLE)の再臨界回避シナリオを構築し、炉心下部構造に受け皿の設置および下部プレナム容量の確保を図り、集合体内での再臨界防止評価、炉内での長期冷却評価等を行った結果、熔融燃料の流出挙動特性に課題はあるが、再臨界回避の見通しを得た。図 2.1.2-2 に再臨界回避シナリオとクエンチ評価結果例を示す。

なお、再臨界回避の観点から炉構造を変更する必要がないこともわかったが、熔融燃料の流出挙動に関する課題を解決するため、実験データの取得が必要である。

2.1.3 熱流動評価

(1) 炉容器のガス巻き込み評価

炉上部プレナム内各部の流動状況を、形状模擬性に優れた非構造格子モデル「SRAR-CD コード」を用いて 3 次元流動解析（420 万メッシュ）により評価し、ガス巻き込み防止対策（2 重ディッププレート）及びホットレグにおける吸い込み渦の低減対策（フロープリッタ、機器配置）について検討した。

図 2.1.3-1 に炉上部プレナムの解析モデルを、図 2.1.3-2 に解析結果を示す。その結果、ダミープラグを自由液面下約 3.7m（4 段目）まで差し込んだ平成 14 年度リファレンス設計は、ダミープラグを自由液面下約 7.2m（1 段目）まで差し込んだケースに比べ、自由液面部の最大流速が約 0.1m/s（0.2m/s→0.1m/s）低下することがわかった。水流動試験結果あるいは実証炉の IHX ガス巻き込み限界流速 0.1m/s 以下から判断し、炉上部プレナムではガス巻き込みは発生しない見通しである。また、炉容器側にホットレグ吸い込み高さ±1.5m にわたり一対のフロープリッタを設置することにより、炉容器内壁側からのホットレグ吸い込み渦強さが半減し、キャビテーションを伴うような水中渦には発達しない見通しを得た。

なお、平成 15 年度も引続き実施される水流動試験結果を反映し、見直す必要がある。

(2) 炉容器全体の 3 次元熱流動評価

ホットショックを伴う非対称事象及び自然循環事象下における炉容器内の熱流動特性を、容器全体 3 次元熱流動解析コード「TREFIT」を用いて解析し、炉内構造物に加わる熱過渡条件及び自然循環時における炉心燃料の健全性について評価した。

SG 給水管破損に伴う 1 ループの除熱喪失を模擬した炉心入口プレナム内の非対称解析（健全ループ側は SG 除熱）では、図 2.1.3-3 に示すように、コールドレグからの高温冷却材が炉心支

持構造に直撃し、厳しい熱過渡を与える可能性があることがわかった。これについては、コールドレグ出口ノズルを炉心入口プレナム中央部の広い冷却材空間まで延長し、低温冷却材と混合させ、熱過渡を緩和する方向で検討する必要がある。炉心出口プレナム内の非対称事象では特に厳しい熱過渡は発生しないので、温度成層化などは手動トリップ事象並以下に収まることがわかった。

自然循環事象では、IRACS 除熱により十分な自然循環流量が供給されるため、炉心ホットスポット温度の3次ピーク値は約 650°C（定格時以下）に収まること、また、IWF を伴った炉心径方向熱移行効果によって、1次元解析コードの評価に比べホットスポット温度が約 30°C 低下することがわかった。

(3) 配管流速増大に伴う影響評価

配管口径縮小化のため、Na 流速は 10m/s に近い高速流であることから、配管の流力振動の発生、エロージョン・コローション等が懸念されている。平成 13 年度に実施したランダム振動評価では、コールドレグ配管に発生する応力が設計疲労限度に比べ余裕が小さいという結果が得られ、それらの応力を低減するための検討が必要となった。また、自励振動は不安定振動であることより回避が原則である。しかしながら、現状、自励(不安定)振動に対しては、単純な曲がり管ベースでのビーム型自励(不安定)振動に関する概略評価しかできていない。ビーム型自励(不安定)振動については、コールドレグ配管のように噴出流の体系であり、かつ出口部にサポートがある体系、また、出口部がナトリウムなどに没している状態では、限界流速が下がる傾向にあるという知見がある。更に、大口径、薄肉、高流速の配管系では、ビーム型の自励(不安定)振動だけではなく、シェル型に対しても自励(不安定)振動の発生の可能性を検討しておく必要がある。平成 14 年度は、これらの課題を解決するための検討を行った。

コールドレグ配管のランダム振動に対する応力低減策として、板厚の増加（12.7mm→17.5mm）、IHX ノズル部近傍にサポートを追設（2ヶ所）の対応を図った。更に、ランダム振動評価方法の高度化を行い、評価を行った。ランダム振動評価方法は、複数エルゴによる流れや圧力変動データへの影響を考慮するために流動解析を用いることで高度化したものであり、妥当性の確認を FBR 実証炉の逆 U 字管流力振動試験の結果を用いて行った。この評価方法をコールドレグ配管に適用した場合の評価の流れ及び評価結果を図 2.1.3-4 に示す。その結果、最大応力が 6.4MPa（設計疲労限度 75.7MPa）と大幅に応力低減可能な見通しが得られた。

ビーム型自励振動に対しては、既存理論に基づき、実機コールドレグ配管の体系に近くなるようにモデル化し評価した。求めた限界流速に対し、ナトリウム中に没している場合の負荷質量及び負荷減衰の効果を考慮した。評価の結果、限界流速は 100m/s ≫ 9.83m/s（管内平均流速）となり、振動回避の見通しを得た。

シェル型自励振動に対しては、現時点ではホットレグ配管体系での評価は困難であることがわかっている。そこで、ホットレグ配管の最長直管部を取り出し、不安定振動評価を実施した。その結果、200m/s でも不安定振動が発生しないことが確認でき、振動回避の見通しを得た。

ただし、以上の検討結果は実験による確認が必要であり、データが得られ次第、見直していく

必要がある。

2.1.4 構造健全性評価

(1) UIS の構造評価

地震時の制御棒挿入性を確保するため、制御棒案内管、バッフル板等の肉厚を適切に設定することで UIS の健全性、制御棒挿入性の見通しを得た。また、UIS 内部の及びガス巻き対策構造等の概略の流力振動評価を行い、同期振動回避の見通しを得た。ただし、容器内は複雑な高流速流動場であることから、詳細な振動評価用の振動試験データが必要である。

(2) RV 下部構造の検討

平成 13 年度の検討で、下部鏡が皿形の場合、応力制限を満足せず、板厚を増し、半球形に変更することで応力制限を満足できる見通しを得ていた。この検討では、熱過渡としてコールドレグ配管出口温度を用い、更に安全係数を用いた折れ線化を行ったうえで、温度・応力解析及び構造健全性評価を行ったものである。そのため、見通しはあったものの構造成立性の余裕が少なかった。

平成 14 年度は、図 2.1.4-1 に示すように、熱過渡条件として 3 次元熱流動解析の温度変化を使用することで評価点での温度条件から保守性を排除したことにより、十分な裕度をもって構造成立性を見通しを得た。これは、下部プレナムでの混合効果が考慮され、配管から吐出される冷却材が直接炉容器内面に触れないことにより、評価部位での温度変化が緩やかになったことによる。ただし、本検討では、評価部位が限定されていること、従来考慮されていた保守性が含まれていないことから引続き検討する必要がある。特に、3 次元熱流動解析結果を熱過渡条件として構造評価に使用する際の保守性の考え方をどのように設定するのが適切かは今後の重要な課題である。

(3) 原子炉構造の耐震評価

平成 13 年度の検討では、レファレンス S₂ を地震条件として用いたが、将来的には大幅に厳しい地震条件を適用しなければならないと予想されるため、将来を見越し、強地震検討用水平動の床応答を設定した。この応用は、簡易的にレファレンス S₂ の床応答曲線を係数で補正したものであり、補正係数は、M7.1 とレファレンスの条件での硬質地盤を対象とした場合の速度スペクトル比を丸めて 1.5 と設定したものである。また、その条件に対する原子炉構造の耐震評価を行い、耐震性を確保できる見通しを得た。その結果を図 2.1.4-2 に示す。

(4) 1 次系配管の構造評価

IHX ノズル部を含む 1 次系ホットレグ配管の一体化モデルを作成し、熱膨張加重に対する成立性評価を実施した。図 2.1.4-3 に示すように、IHX ノズル形状を配管側付根部板厚 40mm、IHX 側補強部板厚 50mm に設定することで、各部位の発生応力は制限値を満足し、構造成立性を見通しを得た。

(5) IHX/ポンプ合体機器の成立性

振動特性解析を行い、共振回避が可能であることを確認した。その際、起動初期の回転数を 46%

程度まで上昇させる必要がある。なお、部分負荷時の共振回避に関しては、今後検討する必要がある。

リファレンス S_2 地震波を用いて主要部位の地震時応力を解析し、構造健全性を評価した。解析結果を構造図と共に図 2.1.4-4 に示す。水平免震と振れ止め構造により発生応力は許容応力を十分下回ること、軸受けの最大荷重が許容荷重を下回ることから、健全性が確保され、定格運転時の動的機能維持に関する見通しも得た。ただし、低回転時の動的機能維持に関しては、試験による確認が必要である。

また、平成 13 年度の評価モデル改良及び構造の改良を反映したポンプ振動による IHX 伝熱管のフレット磨耗評価を行った結果、磨耗量は 0.13mm となり、磨耗限界 0.25mm を下回ることを確認した。なお、ポンプ振動に起因する磨耗量は約 1 割であり、管外流の磨耗が約 9 割を占める。

2.2 基本概念の明確化

ここでは、2.1 項の検討結果を反映して平成 13 年度に構築した基本概念の見直しを行い、プラント概念の明確化を図った成果をまとめる。主な見直し項目は次のとおり。

- ・ボイド反応度低減方策による炉心仕様変更
- ・原子炉容器下部構造を、健全性裕度拡大のため半球化した。
それに伴い、原子炉容器長を 20m とした。
- ・1 次系コールドレグ配管の流力振動回避のため、肉厚及びサポート追加

また、この変更点を反映した基本仕様を表 2.2-1 に示す。

2.2.1 原子炉構造 (図 2.2.1-1 参照)

炉内計装、耐震、流力振動及び耐熱性 (サーマルストライピング) の検討結果を反映して、コラム型 UIS の構造概念について見直しを行った。また、原子炉容器液面におけるガス巻き込みの防止 (液面の静定)、上部プレナム内流動適正化の観点から、これまでに実施された水流動試験及び炉上部プレナム流動解析結果等を基に、炉上部プレナム内構造を設定した。下部構造に関しては、平成 13 年度の原子炉構造あるいは PAHR 対策に関する検討結果を反映し、下部鏡板を半球構造とし、デブリ保持が可能となるよう見直しを行った。

主な構造見直しは以下のとおり。

- ① ガス巻き込み防止効果の高い 2 重ディッププレートを採用した。
- ② 炉内流動適正化の観点からコールドトラップを DHX 側に配置した。
- ③ 1/10 水流動試験結果を反映し、水中渦初生条件緩和の観点から、燃料交換機貫通孔プラグ下端を第 4 バッフル板位置とした。また、プラグ形状をガス巻き込み防止の観点から段付とした。
- ④ 1/10 水流動試験結果を反映し、水中渦初生条件緩和の観点から、サーマルライナとホットレグ配管の隙間にスプリッタを設置した。

⑤ 平成 13 年度の検討に基づき、構造健全性の観点から、下部鏡板を半球形とした。

⑥ 平成 13 年度の検討に基づき、PAHR 対策の観点から、下部プレナムにデブリ保持用流入窓を設置した。

なお、今後、引続き実施される水流動試験結果、3次元熱流動解析結果を反映し、構造の適正化を図る必要がある。特に、UIS 切込み部回りの構造に関しては、FFDL 設置・燃料交換機との地震時の衝突等についての考慮が必要である。

2.2.2 1次系配管構造 (図 2.2.2-1 参照)

流力振動対策としての固有振動数を確保できる配管形状を設定し、熱膨張解析及び固有値解析を行い、成立性を評価した。検討の結果、コールドレグ配管の板厚を平成 13 年度の 12.7mm から 17.5mm に増やし、炉内の鉛直管部 (ルーフデッキ内) と IHX 近傍の水平管部に振れ止めをつけることで、必要な固有振動数を確保するとともに、熱膨張荷重に対しても成立する見通しが得られた。設定した形状は下記のとおり。

- ・ホットレグ : 口径 50B (外径 1270.0mm、板厚 15.9mm)
- ・コールドレグ : 口径 34B (外径 863.6mm、板厚 17.5mm)

2.2.3 電気・計装設備

(1) 原子炉計装、プロセス計装 (図 2.2.3-1 参照)

平成 13 年度に設定した原子炉構造配置及び主要寸法の設定検討に必要な原子炉計装及び主要なプロセス計装の仕様について、平成 13 年度の安全評価結果、その他の設計進捗を反映して見直すとともに、設置場所の具体化を行った。

出力領域中性子計装は、平成 13 年度までの 8 チャンネル構成 (実質 2 / 3 ロジック) から、4 チャンネル構成 (2 / 4 ロジック) に変更した。これは、安全上、中性子束が高い順に 3 番目までのチャンネルのうち、2 つのチャンネルが原子炉トリップ信号を発信すれば事象を判断基準内で収束させることが可能であるとの見通しが得られたことによる。なお、TOP 事象に関する安全解析結果 (2.1.2(2)参照) からは中性子計装を追加 (あるいは最適化) する必要性があることもわかっており、更なる検討が必要である。

破損燃料検出装置は、DN 先行核定常濃度拡散挙動解析結果に基づき、最小の装置数で広い範囲をカバーできるように設置する場所を検討した。想定した破損位置は 2 つの出口配管に流れが分散されることを考慮し、相対的に DN 先行核濃度が低くなると予想される 2 つの出口配管を結ぶラインから 90° 回転した位置の炉心中央付近、炉心最外周、その中間位置である。解析結果から、ナトリウムサンプリング位置を IHX 1 次側入口配管の主流位置よりも高い DN 先行核濃度の得られる可能性のある原子炉容器内上部プレナムで、炉心中心ディッププレート下部、両出口配管の中間、出口配管吸い込み部から 90° 回転したところの合計 5 ヶ所に設置すれば成立する見通しを得た。ただし、解析で考慮した破損位置以外の場合の検出性確認が必要である。また、炉上部構造は流動適正化の観点から水流動試験あるいは詳細解析が行われており、その結果によ

って見直しが必要である。更に、バッフル板切込み部に位置する燃料の破損検出に関しての検討も必要である。

原子炉容器出口温度計装は、平成 13 年度の原子炉構造ガス巻き込み評価結果から、原子炉出口配管入口近傍は水中渦発生原因となることから設置位置を見直し、IHX 1 次系入口配管主流位置に変更した。

1 次主冷却系流量計装は、主配管が磁性体の 12Cr 系フェライト鋼であることから、電磁流量計が使用できず、超音波式流量計（代案として渦電流式流量計）を適用することで検討することにした。ただし、大口径配管への適用性（設置位置、測定精度等）の確認、保守方法の検討等が必要である。

(2) 電源設備（図 2.2.3-2 参照）

崩壊熱除去系が完全自然循環になったことから、工学的安全系設備の大幅な削減が可能となり、非常用 DG も非常用ガスタービン化により設備縮小化が可能となった。特に、非常用ガスタービン発電機 100%出力 3 台構成（1 台は予備機）を採用した設備構成とすることで、安全性、信頼性、運転性等も特に問題ないことを確認した。

2.2.4 金属燃料炉心の検討（図 2.2.4-1 参照）

最大高速中性子照射量を $5.0 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ ($E \geq 0.1 \text{ MeV}$) 程度とした場合の燃料仕様を設定し、炉心を構築するとともに、炉心核特性及び熱流力特性評価を実施し、金属燃料炉心の設計要求に対する成立性見通しを得た。また、スエリング・クリープ式の合理化を前提として、燃料仕様を高燃焼度化の観点から見直し、目標性能を満足することを確認するとともに、約 25°C の原子炉出口温度高温化が可能であることがわかった。更に、以下の課題も抽出した。

- ① 高照射量領域における照射特性の把握と評価式の合理化
- ② 被覆管周方向応力制限値に関する検討
- ③ グリッドスペーサの製作性及び照射挙動に関する開発

2.2.5 経済性評価

(1) 建設費の評価

a. 主要物量の算定

経済性目標達成シナリオを基軸として構築したプラント概念に対し、主要物量及び建屋容積を算定した。

平成 14 年度は原子炉容器下部鏡板形状を球形に変更したため、原子炉容器物量が増加している。また、崩壊熱除去系の完全自然循環化などを反映した非常用電源系の局限化を実施し、物量が削減された。タービン建屋容積についても、中型炉でのタービン車室数の削減を反映して、見直した。

b. 建設費の推定

a. で整理した主要物量に基づき、プラント建設費を概略算出した結果、大型炉・1500 のプラ

ント建設費は約 16.6 万円/kWe (コマンドコストコードを用いた JNC 評価値) であった。図 2.2.5-1 に FBR 実証炉フェーズ 2、平成 13 年度の大型炉-1500 の建設費、及び、平成 14 年度に評価した大型炉-1500 の建設費のメーカー評価値での比較を示す。

(2) 発電単価の評価

a. 所内負荷率・稼働率の検討

所内負荷率は、系統圧損低下や EVST 削除などによる負荷低減により、約 4.1%まで低減可能であると評価された。稼働率は、運転サイクル期間 18 ヶ月、及び平均定検期間 44 日 (標準定検 38 日×2 回+標準外定検 55.5 日×1 回の平均) より約 93%と評価され、基準の 93%を満足できた。

b. 発電単価の算出

発電機端での発電単価は、核燃料費 1.1 円/kWh の条件で、運転維持費を建設費に対する比率で設定した結果、大型炉-1500 の発電単価は約 4.5 円/kWh となった (ただし、建設コストはメーカー評価値)。目標の 4 円/kWh にはわずかに到達していないので、今後、運転維持費などを実態に合わせて見直していく。

2.2.6 基本概念のまとめ (図 2.2.6-1 参照)

ナトリウム冷却大型炉概念は、建設費 20 万円/kWe を達成するために、以下の基本コンセプトで構築されている。

- ・出力アップ (150 万 kWe ツインプラント)
- ・原子炉構造のコンパクト化
- ・ループ数の削減 (2 ループ化)
- ・配管短縮 (1 次系: L 字配管、2 次系: Z 字配管の採用)
- ・IHX/ポンプ合体機器の採用
- ・12Cr 鋼の採用
- ・水プール直接燃料貯蔵方式燃料取扱設備の採用 (EVST 削除)
- ・安全系の局限化 (完全自然循環式崩壊熱除去系、非常系電源設備の縮小)

上記の建設費低減項目により、以下の主な合理化が可能となった。

- ① 将来型軽水炉と同等の出力増大 (150 万 kWe) に伴うスケールアップによる建設費単価低減
- ② 炉容器の小型化 (φ 9m 台) による製作費低減
- ③ 2 ループ化による約 10%以上の NSSS 物量低減
- ④ IHX/ポンプ合体機器採用による約 5%以上の NSSS 物量低減
- ⑤ 上部流入方式の L 字配管採用による 1 次系配管短縮
- ⑥ 12Cr 鋼採用による冷却系機器の物量削減
- ⑦ 水プール直接燃料貯蔵方式燃料取扱設備の採用による EVST 削除
- ⑧ 自然循環式崩壊熱除去系の採用による安全系の局限化

上記コンセプトをまとめたプラントコンセプトを図 2.2.6-1 に、主要機器仕様一覧を表 2.2.6-1 に示す。

なお、平成 13 年度からの主な変更点を以下にまとめる。

- ・ボイド反応度低減方策（6.4\$ から 5.8\$ に低減）により炉心仕様を変更
- ・原子炉容器の下部構造を健全性裕度拡大のため皿型から半球型に変更し、それに伴い原子炉容器長を 20m に変更
- ・1 次系コールドレグ配管の流力振動回避のため肉厚増加、サポート追加

表 1-1 フェーズⅡにおける Na 冷却大型炉設計研究の基本計画

項目	平成13年度	平成14年度	平成15年度	3年間の達成目標	平成16年度	平成17年度	5年間の達成目標
課題の整理・検討	主要課題の整理及び検討 (Na 炉設計検討会での指摘事項の解決)	設計条件の見直し	設計条件の最終設定	① プラント基本概念の明確化 安全性、熱流動、構造健全性等に関する課題解決の見通しを確たるものとする ・燃料サイクルとの整合性を有し、かつ、実用炉に相応しい高い信頼性の確保が可能となる概念に仕上げる	調整設計 ・フェーズ2のR&Dの中間的成果を踏まえた設計の見直し	総合評価 ・経済性、安全性、構造健全性、製作建設性、運転・保守補修性を総合的に評価 ・フェーズ3以降の開発計画を策定	① 実用化戦略調査 研究の設計要求を満たすプラント概念を提示
設計方針、基準、条件等の整備	基本的設計条件を整備 (構造、材料、耐震、遮蔽、安全、サイト条件等)	基本仕様の見直し	基本仕様の最終設定				
プラント基本仕様の設定	基本仕様の選定・選定根拠の明確化 (炉型、H/B、ルーブ数、合体方式、DHRS等)	詳細設計	詳細設計 (必要なら)	② 経済性目標達成可能性の明確化 詳細物量データに基づき見通しを判断する	設計図書類整備	設計図書類整備	
炉心・燃料設計	炉心仕様設定 (基本仕様を反映)	詳細設計	詳細設計 (必要なら)				
炉構造、冷却系系統・機器設計	系統・機器仕様設定 (基本仕様を反映)	詳細設計	詳細設計 (必要なら)	熱流動、構造健全性評価 (主要な課題について) 設備仕様設定 (プラントとの整合)	熱流動、構造健全性評価 (一式) 詳細設計	熱流動、構造健全性評価 (一式) 詳細設計	
BOP、建屋等の設計	熱流動、構造健全性評価 (成立性に関わるもの)	設備仕様設定 (合理化検討)	設備仕様設定 (合理化検討)				
燃取設備設計	合理化検討	合理化検討、設備仕様設定 (EVS T 削除採否判断)	詳細設計	安全評価 (主要な事象について) システムデータを整備し、制御特性解析、熱過渡解析等を実施 物量による概算	安全評価 (一式)	安全評価 (一式)	
安全設計	事象分類、安全評価 (成立性に関わるもの)	安全評価	安全評価 (一式)				
プラント計画	プラント基本計画、運転制御、保守・補修計画、定検等の概念のまとめ	プラント基本計画、運転制御、保守・補修計画、定検等の概念のまとめ	プラント基本計画、補修計画等の設定	物量による概算	物量による概算	物量による評価	
経済性評価	物量による概算	物量による概算	物量による評価				

表 2-1 Na 冷却大型炉設計成果及び今後の課題

大項目	項 目	成 果	今後の課題等
概念の明確化	①原子炉構造 ○原子炉構造	原子炉下部構造を見直し ・熱応力解析を反映し、下部鏡の半球化 ・デブリ受皿 3 段に変更 ・炉心入口プレナム高さ 0.1m 増加 (炉心入口プレナムへの流入速度制限)	・特になし。
	○ U I S の構造検討	・ U I S に要求される機能 (炉内計装、耐震性、流 力振動対策、SASS、サーマルストライピング) との整合性の観点から、現状設計で見直すべき項 目を摘出 (課題の欄に記載)。	・ U I S の機能要求の整理 (ホルドダウンプレート、炉内 計装、流動等の観点から明確化 する)。 ・ U I S 切込み内の燃料破損に対する検 出、同定方法の検討。 ・ SASS 導入管の要否を流動解析結果 に基づき判断 (BCR が炉心部中央配 置となっており、FHM との干渉が 懸念)。 ・ 流動適正化構造の製作性、健全性評 価からの見直し・調整 ・ スプリッタの長さ、設置方法
	○ 炉上部プレナム構造 の設定	水流动試験結果等に基づく適正化構造案を提示。 ・ H L ベルマウス形状見直し ・ C T、液位計の配置見直し ・ F H M 貫通孔プラグの設置 ・ 渦防止構造 一案 1 : スプリッタ (サーマルライナを加工) 一案 2 : U I S 多孔胴	・ D N 法 F F D の成立性評価 (サン プリング位置、個数の検討実施) ・ S V 法 F F D L での U I S 切込み部内 の燃料破損に対する検出、同定方法
	○ F F D の設置位置	・ 炉上部プレナムの定常流動解析結果を用いて、 破損燃料集合体 1 体から放出される D N 先行核 濃度の拡散挙動を評価し、F F D の N a サンプル ング位置を予備検討。	

大項目	項目	成果	今後の課題等
		<p>D P 下面の炉心中心位置に単一孔サンプルリング管を設置すれば、DHX側の燃料破損を検出できると見通し。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 流力振動抑制のために、1次系配管の固有振動数を上昇させる方策の検討。 ○ CL配管の板厚を増加させるだけでは固有振動数を上昇できないため、IHX 近傍に水平振れ止めを追加。(H13 年度設計 3.85Hz→7.65Hz) ・ CL配管のサポートの考え方を提示。 - 原子炉容器内：熱膨張による押付力を考慮 - IHX ノズル部：水平方向振れ止め 	<p>の検討。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 特になし。
	<p>② 1次系配管</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ ナトリウムボイド反応度を低減させる方策を検討し、ピン太径化 (8.6mm→8.8mm) の炉心を選定する等の方策を採用し、増殖比 1.16 を確保してボイド反応度は 5.8\$ にできた。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ODS フェライト鋼のデータ取得。
	<p>③ 炉心燃料</p> <p>○ ナトリウムボイド反応度低減方策</p> <p>○ 標準炉心の概念</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 下部遮蔽と増殖性を考慮して軸方向ブランケット厚さを変更し、標準炉心の核特性及び反応度係数を評価した。 ・ 被覆管最高温度 700°C以下となるよう炉心流量配分を設定した。被覆管CDF評価を行い、0.5以下を満たすことを確認した。 ・ TRU 組成変更ケースでの炉心特性を検討した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 特になし。
	<p>○ 径方向遮蔽体 (ZrH) 等の構造設計</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料下部方向遮へいを強化し、遮へい性能を再評価。炉心支持板は問題なくなる。 ・ IHX 2次Na放射化も特に問題ないことが確認された。 ・ NIS 位置での中性子線束評価から、NIS 計測要 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ZrH、PNC-ODS 鋼の照射挙動把握が必要。

大項目	項目	成果	今後の課題等
		<p>求条件を満足することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・径方向遮へい体の発熱量を評価した。 ・遮へい体構造は7本以上のバンドル構造で成立見通しが得られた。 	
<p>④電気・計装設備 ○原子炉計装、プロセス計装の具体化</p>		<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉計装設備の概略仕様を選定 ・主炉停止系の出力領域中性子計装は、検出器を120度の範囲内に4チャンネル(2out of 4構成)、計12個設けることとした。 ・0.1φ/s程度の制御棒引抜事象に対して、後備炉停止系作動信号(広域中性子束高)が期待できないため、制御棒位置偏差大の信号を追加した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・TOP型事象の評価結果を踏まえ、集合体出口温度計の有効性、NIS合理化を検討する必要がある。 ・破損燃料検出において、FFDLの切込み部での検出方式を検討する。 ・超音波流量計設置方法、課題の明確化検討を行う。
<p>○非常用電源設備の縮小化検討</p>		<ul style="list-style-type: none"> ・非常用電源(ガスタービン発電機)が縮小可能となる前提条件(完全自然循環方式崩壊熱除去系、格納容器空調系の常用化等)及び非常用電源縮小化を成立させるための対策(常用電源系の信頼性向上:所内単独運転、電源融通)を整理した。 ・非常用電源負荷をまとめ、非常用ガスタービン発電機容量を2,700kVA/基に設定。 ・安全性、運転性、許認可性について検討し、非常用電源の縮小化が可能であると判断した。 ・設備物量は従来仕様と比べ約1/4、設置スペースでは約1/2となった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・特になし
<p>成立性に係る主要課題検討</p>	<p>①安全性 ○TOP型事象の評価</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・初期出力、引抜モード、引抜速度、反応度係数組合せをパラメータとして総合的に評価した。 ・異常な過渡変化時に主炉停止系が1信号しか確保できない領域が存在し、一部で安全設計方針要 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心設計、制御棒運用、解析条件の見直しを行い、安全保護系の充足性を検討する。 ・NIS本数最適化、原子炉停止系合理

大項目	項 目	成 果	今後の課題等
		<p>求条件を満たさないことがわかった。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次ポンプ軸固着事故解析により、安全上の成立性を確認した。 ・ 反応度係数の不確定幅、1次冷却材流量低信号応答時間変更の影響は軽微。 	<p>化検討を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 回転数低・流量低信号の不確定幅が大きいため、被覆管温度がヒートバランサ上厳しくなることから、部分出力時の確認が必要。
	○再臨界回避特性	<p>内部ダクト炉心：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心からの流出燃料クエンチ評価結果が提示され、熔融燃料のクエンチ成功見通しが得られた。 ・ 流出燃料デブリベッドの1次系内冷却保持の見通しが得られた。 ・ 原子炉構造変更の必要性はない。 <p>ABLE 炉心：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉構造変更理由は特に見つかっていない。 ・ 実証には EAGLE 計画への反映が必要。 ・ 集合体内での再臨界はないことを確認。 	<p>ABLE 炉心：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 集合体燃料流出挙動等の解析結果に基づき、再臨界回避シナリオを補強し、課題を摘出する。 ・ 評価モデルの不確かさが大きいので、裏づけとなる試験が必要。そのため試験計画を検討する。
	②熱流動 ○炉容器のガス巻き込み評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ 流動適正化構造（スプリッタ、FHM 貫通ロプラ）を反映した構造案の流動解析を実施。 ・ スプリッタ設置により、HL-1炉壁間の渦度は半減。 ・ 液面部の最大流速 約 0.1m/s (炉内 NIS 近傍) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 流動適正化構造の見直しを反映した流動解析を実施する。 ・ 水中渦対策構造の絞り込み ・ 許容ガス巻き込み量の設定（溶存ガスの影響等） ・ 1次系ガス抜き構造の具体化
	○炉容器全体の3次元熱流動評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ S/G給水管破損時の下部プレナム内での非対称性事象を評価。 → 故障ループ側の高温冷却材が局所的に炉心支持構造物に吹き付けるため、構造物の応力評価が必要。 ・ 1次ポンプ1台軸固着時の炉上部プレナム内の 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心支持下部構造のホットショットシロク緩和策（CL出口ノズル延長や旋回流形成によるミキシング）を施した体系での過渡解析の実施 ・ 1次系配管全数サイフォンブレイク発生時間の影響評価

大項目	項 目	成 果	今後の課題等
	<p>○配管流速増大に伴う影響評価</p>	<p>非対称性事象を評価。 → 故障ループ側の逆流等の影響は小さく、構造健全性に影響するような周方向の温度分布は形成されない。 ・外部電源喪失に伴う全自然循環時の除熱特性を評価。 → 内側炉心領域の集合体平均温度の2次/3次ピーク温度は、定格時より 17°C、10°Cの上昇に留まる。 → DHX 冷却効果を考慮した場合でも、IWF による径方向熱移行により周方向温度分布は小さい。 ・1次系配管サイフォンブレイク事象 DHX 除熱が確立されれば、炉内の循環流路形成（外側炉心部逆流）と IWF により炉心冷却が可能に見通し。</p>	<p>可視化試験で取得する圧力変動スペクトルの分析と実機評価に対する余裕確認</p>
		<p>・ランダム振動評価（CL対象） 板厚増加やサポート位置等の構造を見直し、さらに流動解析結果から推定した圧力変動データに基づき評価を実施。 →IHX 側ノズル支持部で最大応力 6.4MPa<<76MPa （2 1/4Cr-1Mo 鋼の疲労限界以下） ・ビーム型自励振動（CL対象） →現状の解析手法（エルボ数は考慮、配管支持方法の模擬は不完全）では、不安定振動が発生する限界流速は、設計流速 9.8m/s の 10 倍以上</p>	

大項目	項目	成果	今後の課題等
		<p>の裕度を有する見通し。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シェル型自励振動 (H L 鉛直部を対象) <ul style="list-style-type: none"> → 現状の解析手法では、不安定振動が発生する限界流速は、設計流速 (9.2m/s) の 20 倍以上の裕度を有する見通し ・実機 C L 配管の 3 次元流動解析を行い、第 1、第 2 エルボ下流での旋回の影響等配管内の全体流況を把握。 ・案内管とバツフル板との接合部の剛性及び健全性を評価。 <ul style="list-style-type: none"> → CR 挿入性を確保できる接合部の回転バネ剛性、及び案内管と水平板の板厚を設定。 → 強地震検討用水平板の条件で、CRD 案内管の座屈評価、水平板の膜+曲げ応力評価を行い、健全性を確認。 ・全体、内部の小口径管、FHM 貫通孔プラグ、DP の流力振動に対する健全性及び多孔胴の耐震性を評価。 <ul style="list-style-type: none"> → 配管内円柱構造物の流力振動評価指針に基づく評価では、流れによる振動との同期振動を回避できる見通し。 ・将来的には、コラム型構造全体としての流力振動特性を把握する試験により構造成立性を確認する必要あり。 <ul style="list-style-type: none"> → 1/10 縮尺 炉上部水流動試験装置 (三菱) を用いた UIS ランダム励振力計測試験を検討。 	
	<p>○ 大型炉 C L 配管流動解析</p> <p>③ 構造健全性</p> <p>○ UIS の構造評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震時の UIS 健全性評価 		<ul style="list-style-type: none"> ・特になし。
	<ul style="list-style-type: none"> ・流力振動等の評価 		<ul style="list-style-type: none"> ・特になし。
			<ul style="list-style-type: none"> ・ランダム励振力計測試験での結果を用いて、CR 案内管付根部の繰返し応力を評価

大項目	項 目	成 果	今後の課題等
	<p>・サーマルストライピング</p>	<p>・原型炉での試験結果から類推したサーマルストライピング温度差は、40°C程度となり、316FR鋼で成立する可能性を提示。 ・コラム型UIS体系での詳細な熱流動解析に基づきサーマルストライピング条件の設定と構造評価が必要。</p>	<p>・サーマルストライピング条件に対して健全性を確保できる UIS 構造概念の検討</p>
	<p>○下部構造の検討</p>	<p>・熱過渡条件として、3次元熱流動解析での温度変化を与えて、Yピース部の疲労損傷、下部鏡部及び胴部のラチェット評価を実施し、構造健全性を確保できる見通し。</p>	<p>・ホットショック緩和策である下部ブレナム内のCL配管ノズル形状等の見直しを反映した体系での熱過渡条件の設定</p>
	<p>○原子炉構造の耐震評価</p>	<p>・原子炉容器、を対象に、地震応答解析を実施。 ・UIS の地震応答解析、炉容器、DHX、CT の座屈評価、制御棒挿入性を評価し、強地震検討用水平動の条件に対しても耐震性を確保できる見通し。</p>	<p>・強地震 (M7.1 相当) で上下免震なしの条件での耐震性を検討</p>
	<p>○1次系配管の構造評価</p>	<p>・HLL配管とIHXノズル・スカート部を一体化した解析により、熱膨張荷重に対する健全性を評価。 →IHXノズル廻りの板厚を補強することで成立性を確保できる見通し。 (配管側から付根に向かって25mm→40mmのテーパー。容器側の補強部板厚を50mm)</p>	<p>・特になし。</p>
<p>経済性評価</p>	<p>①炉心径拡大時の影響評価</p>	<p>・炉心径を増大させた場合の建設費に与える影響を概略評価 平成13年度評価時のφ9.7mから0.5mピッチで10.2m及び10.7mとした場合の建設費は、19.4万円/kWeから20.1万円/kWe、20.4万円</p>	<p>・特になし。</p>

大項目	項目	成果	今後の課題等
	<p>②建設費等</p>	<p>/kWe に増加する。径が 10m を超えると現有の大 型機械加工装置の改造が必要になり、コストがス トップ的に増加する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器下部鏡形状を半球状に変更したため、 原子炉容器物量は増加している。これに対し中型 炉で検討した格納容器空調系等の合理化を反映 した非常用電源系の容量削減、ガスタービン化等 により電気設備の物量が減少した。 ・建屋の容積については、これも中型炉で検討し たタービン車室の見直し(高圧1車室+低圧3車 室から高圧1車室+中圧1車室+低圧2車室に 変更)を反映した結果、タービン建屋の容積が 21000m³から19000m³に低減された。 ・建設費としては、原子炉構造の物量増加より 電気設備の削減及びタービン建屋の容量削減効 果が多少上回り、昨年度の19.4万円/kWeから 19.3万円/kWe(いずれもメーカ評価)と僅かに 減少する結果となった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・運転費の算出方法を高度化し、再評 価を実施

表2.1.2-1 反応度係数の不確かさ見直し結果

反応度成分	炉心部位/構成材料		適用の要否	主要誤差要因	誤差設定値	設定根拠
	炉心	燃料 構造材及び冷却材				
ドップラー係数 (温度変化効果)	炉心	燃料	必須。	核的誤差	15%	大型ナトリウムMOXの核計算誤差評価値に工学的判断を加味して設定。
	軸ブラ、Naブレナム	燃料	本反応度成分は必須ではないが、上部Naブレナムつき炉心を含め考慮してもよい。	"	15%	"
		構造材及び冷却材	"	"	(15%)	炉心部の設定値を適用。
	径ブラ、径反射体	燃料	本反応度成分は必須ではないが、小型炉心を含め考慮してもよい。	"	(15%)	"
冷却材温度係数 (膨張効果)	炉心	燃料	必須。	核的誤差、物性値誤差	15%	大型ナトリウムMOXの核計算誤差評価値に工学的判断を加味して設定。
		構造材及び冷却材	"	"	(15%)	"
	軸ブラ、Naブレナム	燃料	必須ではないが、上部Naブレナムつき炉心を含め考慮してもよい。	"	(15%)	炉心部の設定値を適用。
	径ブラ、径反射体	燃料	必須ではないが、小型炉心を含め考慮してもよい。	"	(15%)	"
燃料温度係数 (膨張効果)	炉心	燃料	考慮することが保守側の評価になる場合に適用。	核的誤差、物性値誤差	[10%]	IAEAの反応度係数に関するベンチマーク結果に工学的判断を加味して設定。
	軸ブラ、Naブレナム	燃料	"	"	-	"
		構造材及び冷却材	"	"	-	"
	径ブラ、径反射体	燃料	必須。	核的誤差、物性値誤差、集合体構造不確かさ	30%	冷却材と構造材の密度変化に伴う核的誤差に加え、構造材の変形には、スベーサ、パッドの存在や照射変形による不確かさがあるため、冷却材温度係数の2倍と設定。
構造材温度係数 (膨張効果)	炉心	燃料	必須ではないが、上部Naブレナムつき炉心において考慮してもよい。	"	(30%)	炉心部の設定値を流用。
		構造材及び冷却材	"	"	(30%)	"
	径ブラ、径反射体	燃料	必須ではないが、小型炉心においては考慮してもよい。	核的誤差、物性値誤差、炉心構造不確かさ	[核的不確かさ: 10%]	核的不確かさは燃料温度係数と同程度であると考えられるが、集合体構造上あるいは照射変形等の様々な不確かさが存在するため、核的不確かさ以外は設計対象別の検討により設定する。
	構造材及び冷却材	"	"	-	-	"

※誤差設定値：2σ相当

- ・誤差の空間分布の設定：炉心部全体反応度係数積分値に対する相対誤差幅よりミミナル値からの局所不確かさ「ずれ量」絶対値を求め、考慮する場合にはブランケット領域及びブレナム領域も含め、ずれ量を一律に適用する。
- ・誤差の与え方の注意点：誤差は、正値は絶対値を大きくする側、負値は小さくする側に考慮する。

課題	MA断面積の共分散評価、統合炉定数の実機データの更なる反映、物性値(膨張係数)の誤差評価、構造上の仕様設定と不確かさ評価
----	--

表2.1.2-2 制御棒誤引抜き事象の評価結果

解析結果例と安全保護系信号数

安全設計方針要求

過渡: 主系2信号以上 後備系1信号以上
 事故: 主系1信号以上 後備系1信号以上

評価すべきモード

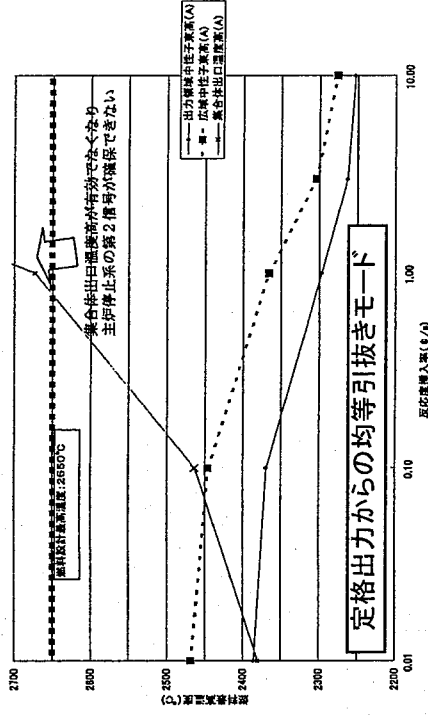
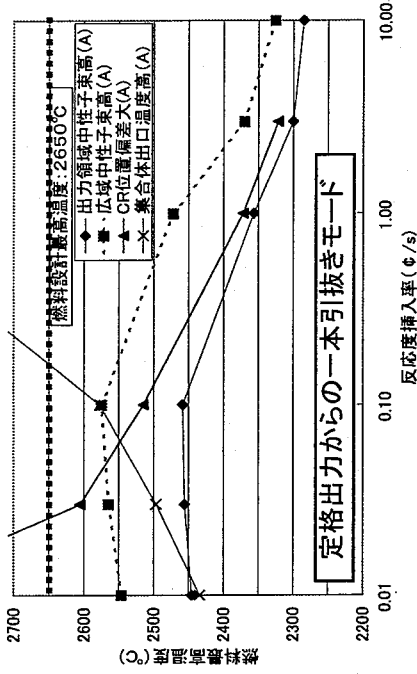
- 初期出力 : 定格出力 / 部分出力
- 引抜きモード : 一本引抜き / 均等引抜き
- 引抜き速度(暫定条件) : $0 \sim 3 \phi / s$ (過渡) / $3 \sim 10 \phi / s$ (事故)
- 反応度係数の組合せ : 出力上昇し易い / し難い

安全保護系信号(計装設計)

- 主系信号 : NIS(出力領域系) + CR位置偏差大 + 集合体出口温度高
- 後備系信号 : NIS(広域系) + CR位置偏差大 + 集合体出口温度高

評価結果

必要な安全保護系信号数を確保できない領域がある。
 次の適正化を図ることで成立の見直しを得る。
 過渡/事故における制御棒引抜き速度の見直し
 解析条件の見直し(出力歪みデータ等)
 安全保護系信号の追加



引抜きモード	炉停止系信号	定格出力		部分出力	
		事故	過渡	事故	過渡
一本	主系	≥ 1	≥ 2	≥ 1	≥ 1
	後備系	≥ 1	≥ 1	≥ 1	≥ 1
均等	主系	≥ 1	1	≥ 1	1
	後備系	≥ 1	≥ 1	≥ 1	≥ 1

部で信号数が不足(第2信号が必要)



表 2.2-1 プラント基本仕様

項目	基本仕様
原子炉型式	ナトリウム冷却ループ型炉、ツインプラント
電気出力/熱出力	1500MW _e /3570MW _t
ループ数	2ループ
1次系/2次系温度	HL:550°C、CL:395°C/HL:520°C、CL:335°C
1次系/2次系流量	3.27×10 ⁴ t/h/ループ/2.73×10 ⁴ t/h/ループ
主蒸気温度/圧力	495°C/16.67MPa
給水温度/流量	233°C/2.835×10 ³ t/h
プラント稼働率	約93%
運転サイクル期間	18ヶ月 4バッチ
炉心燃料	混合酸化物 (MOX) 燃料
炉心形式	ABLE 型均質 2 領域炉心
燃焼度/増殖比	14.8 万 MWtd/t / 1.16
炉容器形式 (寸法)	縦置円筒容器上吊り型有液面式 (φ9.7m/H20.0m)
炉心上部機構	切込み付コラム型 UIS
1次系配管方式	上部流入方式
中間熱交換器	1次ポンプ合体/縦置無液面斜行流式直管型
1次主循環ポンプ	IHX 合体/単段片吸込み方式
蒸気発生器	一体貫流型縦置有液面ヘリカルコイル型
2次主循環ポンプ	単段片吸込み方式
崩壊熱除去方式	DRACS×1 系統+IRACS×2 系統
ナトリウム漏洩対策	主冷却系設備: ガードベッセル、外管、エンクロージャ DHRS: 空気冷却器; フィン付き 2 重管
燃料貯蔵	水プール直接貯蔵方式
燃料交換	単回転プラグ+パンタグラフ式燃料交換機
原子炉建屋	水平免震建屋、原子炉建屋体積 11.2 万 m ³
プラント寿命	60 年

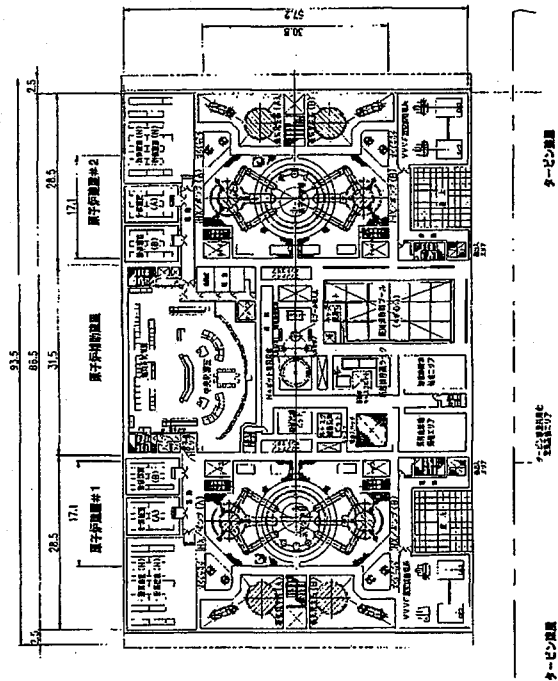
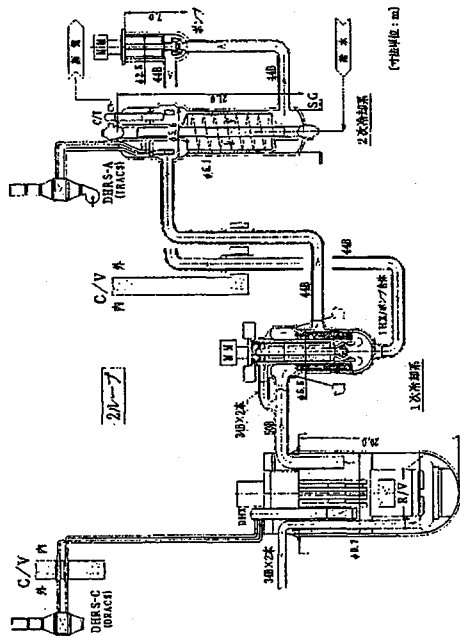


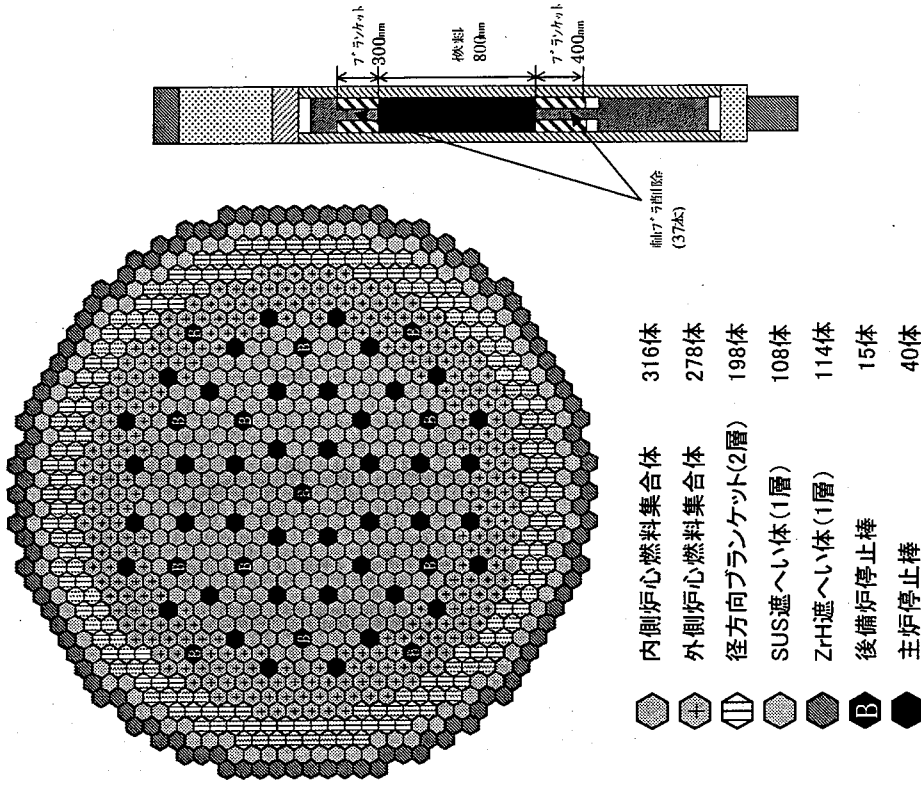
表 2.2.6-1 主要機器の仕様一覧

区分	項目	仕様	備考
プラント全般	電気出力	1500MWe	300万Mweツインプラント
	原子炉熱出力	3570MWt	タービン効率42%
	ループ数	2ループ	
	冷却材	ナトリウム	
	1次系ホット/コールドレグ温度	550°C/395°C	
	2次系ホット/コールドレグ温度	520°C/335°C	
炉心	炉心形式	ABLE型均質2領域炉心	
	燃料形態	ダクト付き混合酸化物(MOX)燃料	
	炉心等価直径/高さ	4.9m/0.8m	
	増殖比	1.16	
	ポイド反応度	5.8\$	
	Pu富化度 内側炉心/外側炉心	21.7wt%/24.4wt%	
	燃焼度	148 GWd/t	
原子炉構造	方式	縦置円筒容器上吊り型有液面式	下部構造：半球型
	原子炉容器径	9.7m	
	原子炉容器高さ	20.0m	
	原子炉容器板厚	30mm	
	材質	316FR鋼	
IHX	方式	縦置無液面斜行流式直管型	1次ポンプ合体
	基数	2基	
	交換熱量	1785MW t	
	伝熱面積	4370m ²	
	1次系ナトリウム温度(入口/出口)	550/395°C	
	2次系ナトリウム温度(入口/出口)	335/520°C	
	伝熱管外径/板厚(公差)	25.4mm/1.1mm(+0.2/-0mm)	
	伝熱管配置パターン/ピッチ	正三角形配列/32mm	
	伝熱管長さ/本数	6000mm/9660本	
	材質	12Cr鋼	
1次ポンプ	方式	単段片吸込型(下吸込)	IHX合体
	定格温度	395°C	
	定格流量	636m ³ /min	
	定格揚程	76mNa	
	有効吸込みヘッド	25mNa	
	材質	12Cr鋼	
1次冷却配管	配管方式	上部流入方式	
	ホットレグ配管形状	L字型配管	
	ホットレグ配管仕様(口径、板厚)	50B(OD:1238.2mm、t:15.1mm)×1本	
	コールドレグ配管仕様(口径、板厚)	34B(OD:838.2mm、t:12.7mm)×2本	
	ホットレグ運転温度	550°C	
	コールドレグ運転温度	395°C	
	材質	12Cr鋼	
SG	方式	一体貫流型縦置有液面ヘリカルコイル型	コールドトラップ内蔵
	交換熱量	1785MW t	
	基数	2基	
	伝熱面積	8290m ²	
	ナトリウム温度(入口/出口)	520/335°C	
	水・蒸気温度(給水入口/蒸気出口)	240/497°C(17.3MPa)	
	伝熱管外径/板厚(公差)	31.8mm/3.3mm(+10%/-0%)	
	有効伝熱管平均長さ	102.7m	
	伝熱管ピッチ(軸/径)	50mm/50mm	
	伝熱管本数	808本	
	材質	12Cr鋼	
	2次ポンプ	方式	単段片吸込型(下吸込)
定格温度		335°C	
定格流量		522m ³ /min	
定格揚程		40mNa	
有効吸込みヘッド		20mNa	
材質		12Cr鋼	
2次冷却配管	方式	Z字配管方式	
	ホット/コールドレグ配管仕様(口径、板厚)	44B(OD:1089mm、t=14.3mm)	
	ホットレグ運転温度	520°C	
	ミドル/コールドレグM/L運転温度	335°C	
	材質	12Cr鋼	
崩壊熱除去系	型式/構成	DRACS×1系統+IRACS×2系統	IRACSに常用系プロワ設置
	除熱形態	自然循環方式	
	DRACS容量(事象III/IV)	18MW t/23MW t	DRACS:直接炉心崩壊熱除去系
	IRACS容量(事象III/IV)	18MW t/23MW t	IRACS:2次系炉心崩壊熱除去系

図2.1.1-1 レファレンス炉心の炉心構成と主要仕様

平成14年度大型炉-1500標準炉心の主要目

項目	仕様	目標
運転サイクル長さ	18ヶ月	18ヶ月
炉心高さ	80cm	
ピン径	8.8mm	
炉心等価直径	約4.9m	
遮へい体外径	約6.45m	6.6m以下
取出平均燃焼度 (GWd/t)	148GWd/t	150GWd/t
・炉心燃料	63GWd/t	60GWd/t 以上
・ブランケット込みの全炉心平均	1.16	約1.2
増殖比	420 W/cm	
最大線出力	5.8 \$	6 \$ 未満
ナトリウムボイド反応度	0.2MPa	約0.2MPa
燃料バンドル部圧損	699°C	700°C以下
被覆管最高温度	0.20	0.5以下
被覆管CDF値		



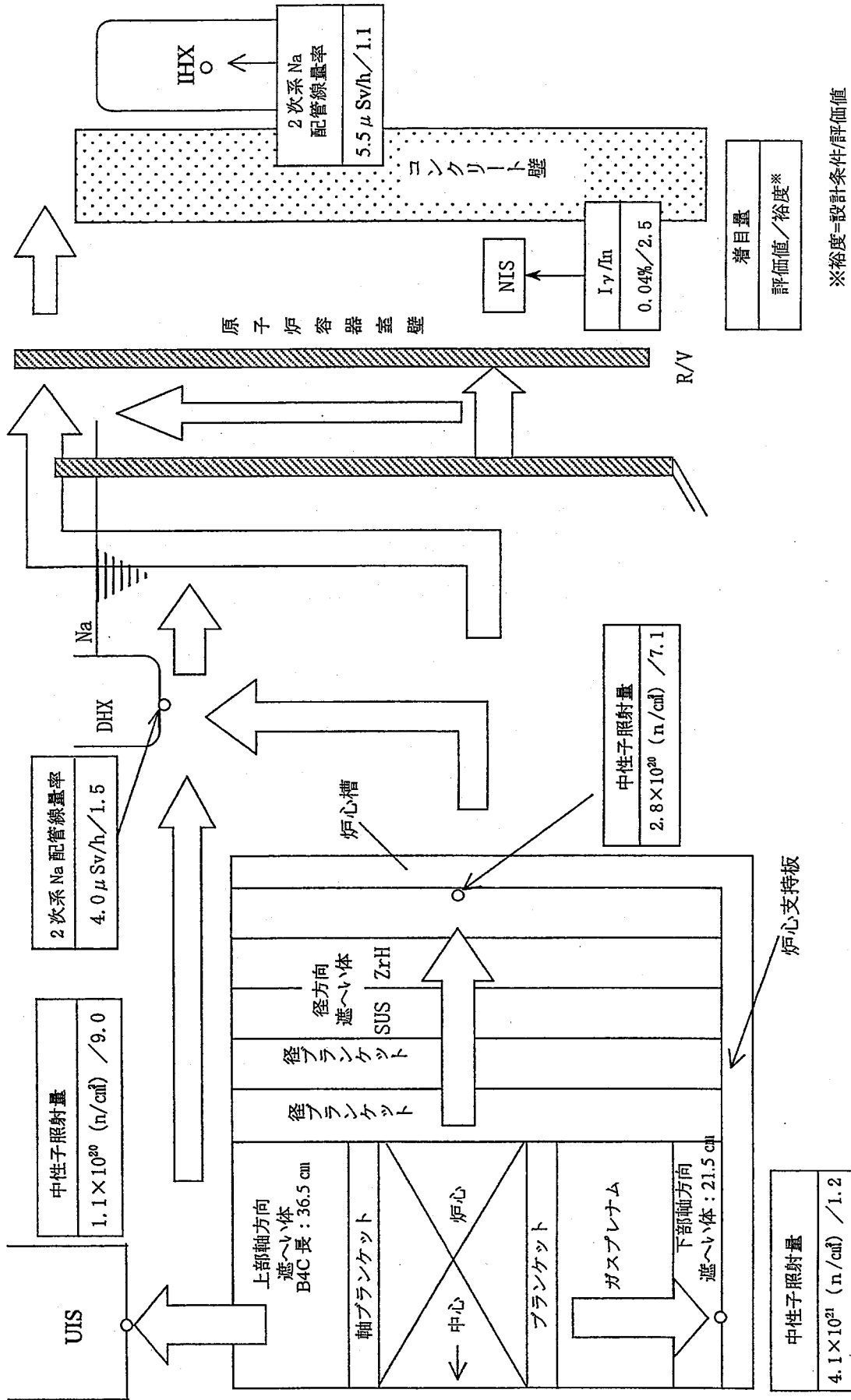


図 2.1.1-2 炉心回り遮へい成り立性評価結果

図2.1.2-1 1次ポンプ軸固着事象の解析・評価結果

検討条件

安全保護系応答時間

: 0.45秒(主系)/0.55秒(後備系)

流量半減時間

: 5.5秒

健全ポンプトリップ遅れ

: 1.0秒

解析結果

被覆管肉厚中心最高温度

約860°C(主系)

約885°C(後備系)

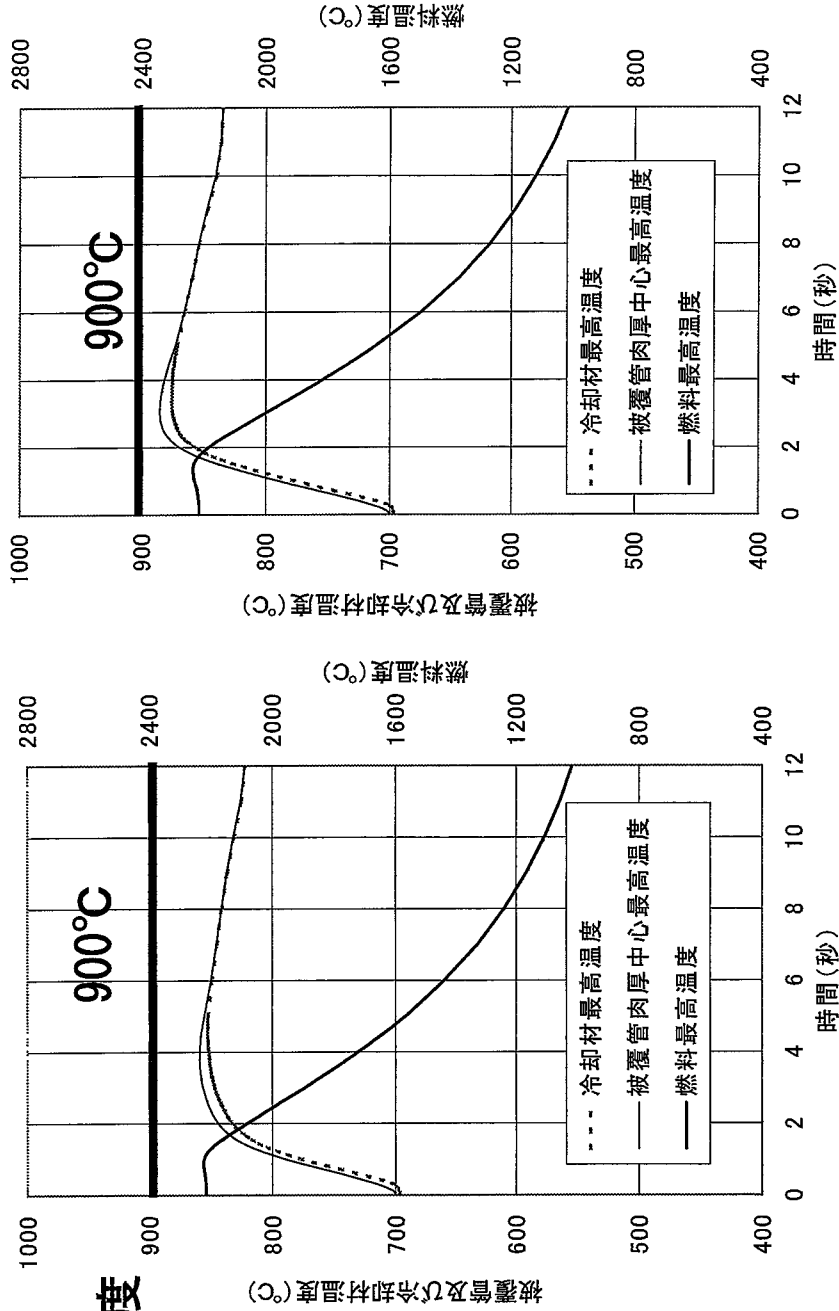
まとめ

判断基準を満足できる

見通しを確認

(反応度係数不確かさ

低減の影響は小)

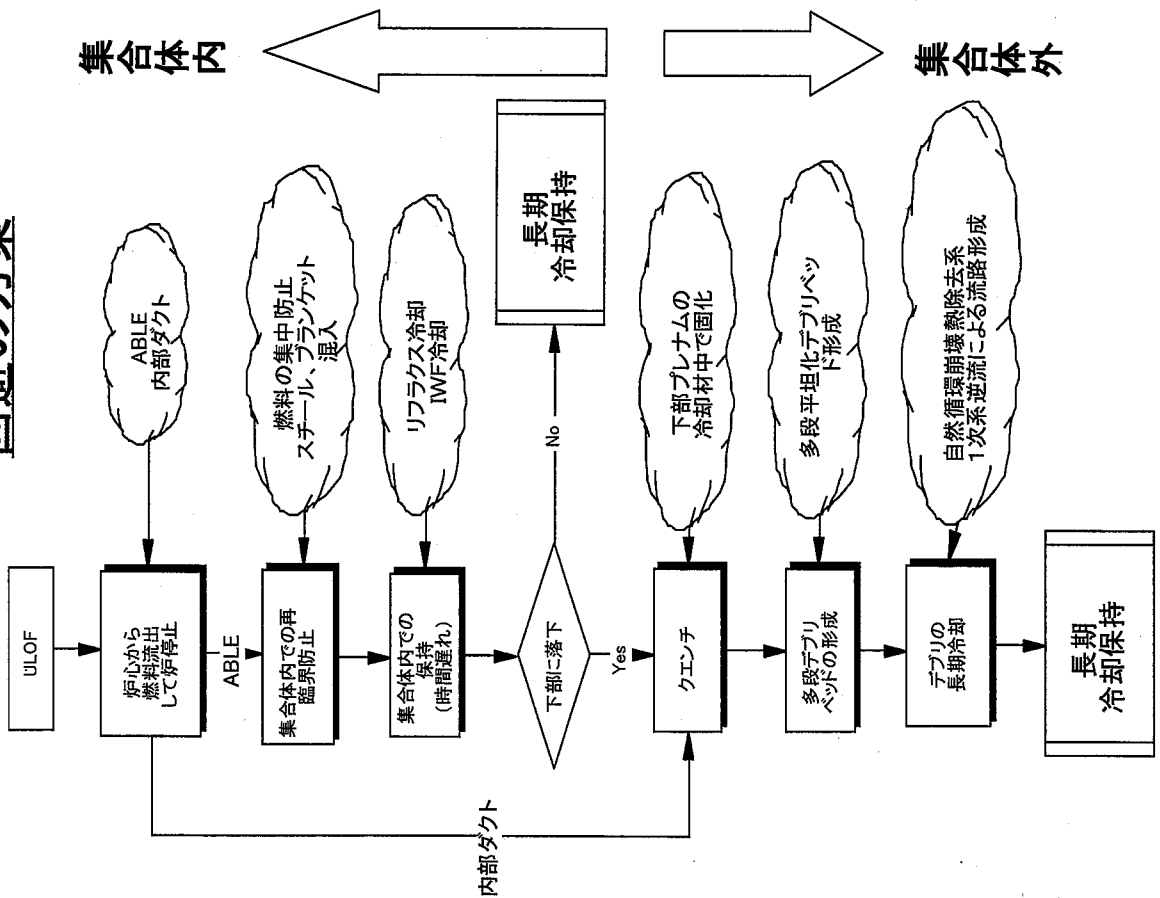


後備系信号で炉停止

主系信号で炉停止

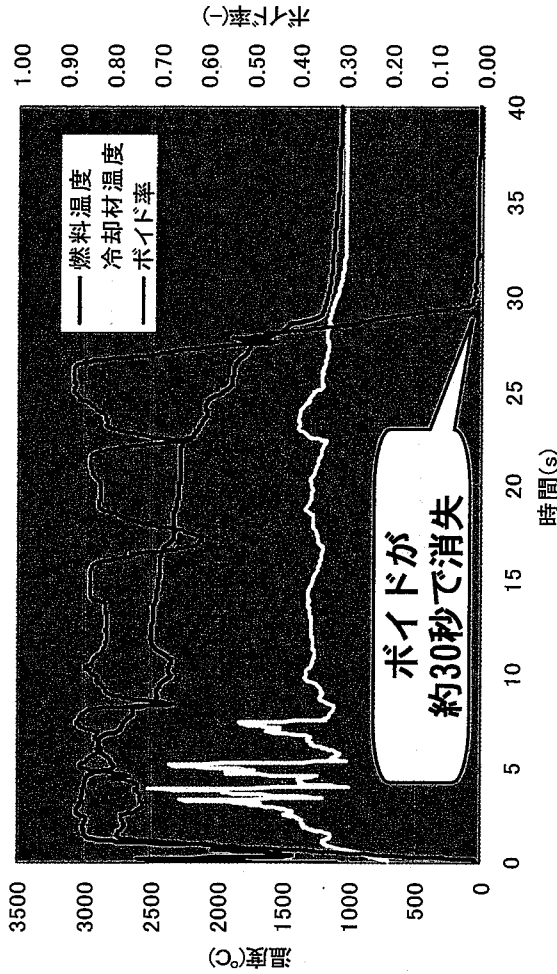
図2.1.2-2 再臨界回避シナリオとクエンチ評価結果例

回避の方策



クエンチ評価検討結果:

炉心から下部プレナムに流出した燃料が
 固化し、30秒で冷却材ポイドが消失する。



まとめ

- 炉容器下部プレナムのNa容量により燃料が固化する見通しを得られた。
- 各方策とも基本的な見通しは得られたが、解析モデルの不確かさの影響が大きい。

図2.1.3-1 炉上部プレナムの3次元流動解析モデル

○非構造格子モデルによる詳細解析

(420万メッシュ)

炉内NIS、液面計等も考慮

○水流動試験の知見を反映

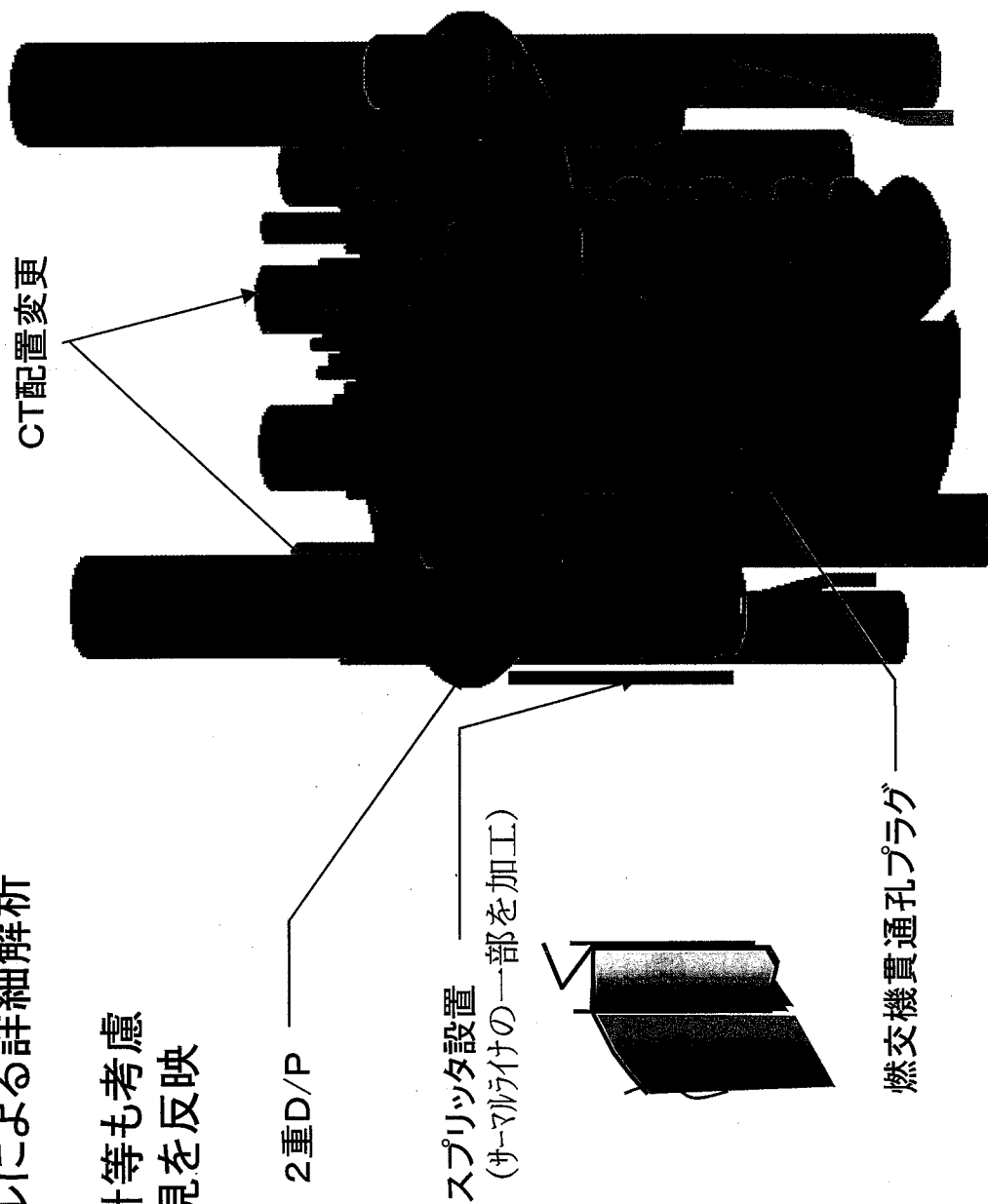
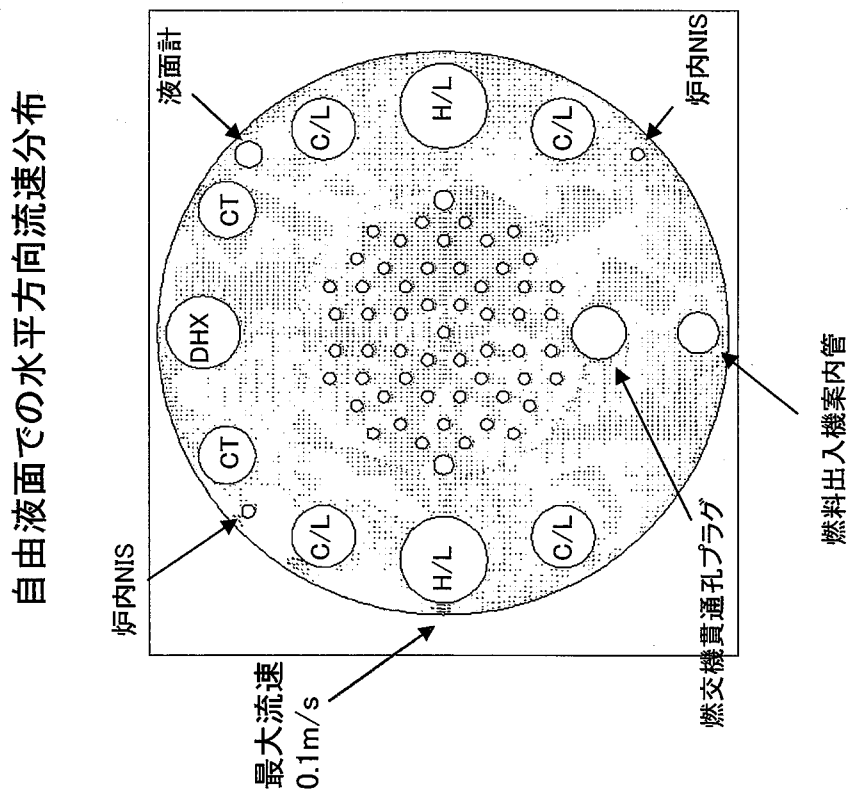
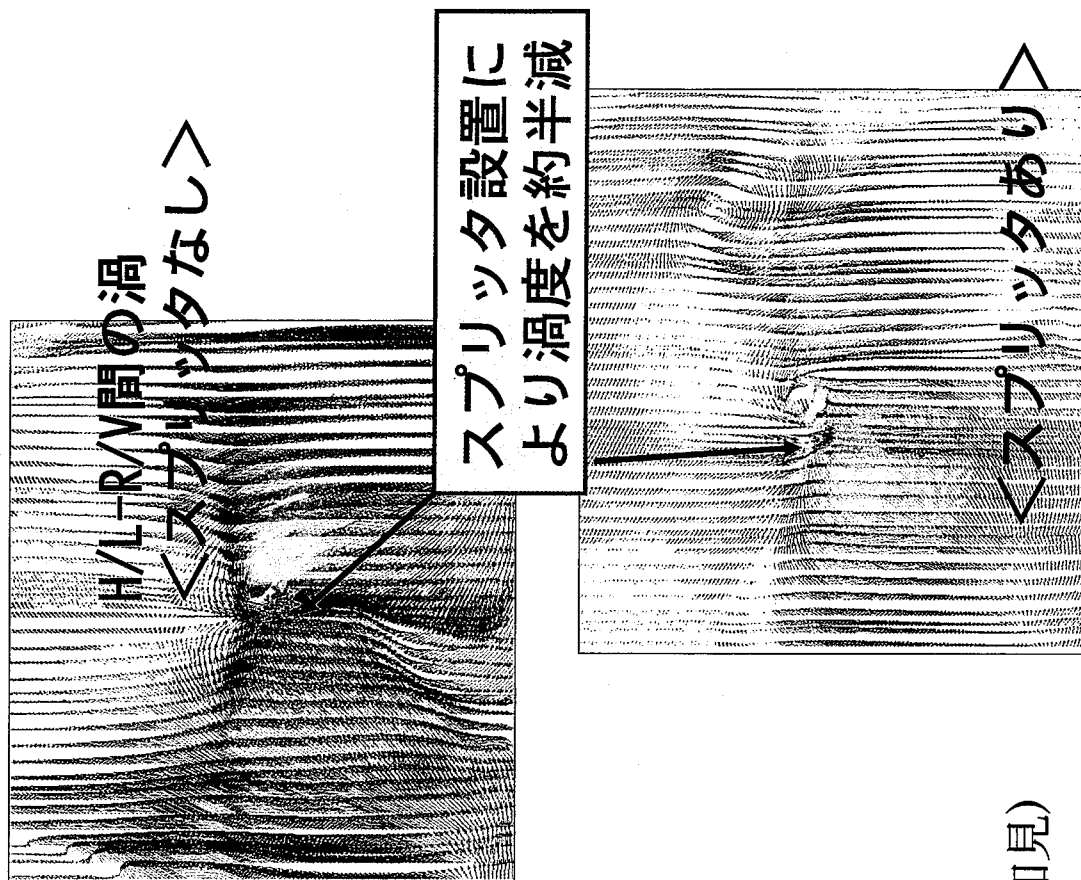


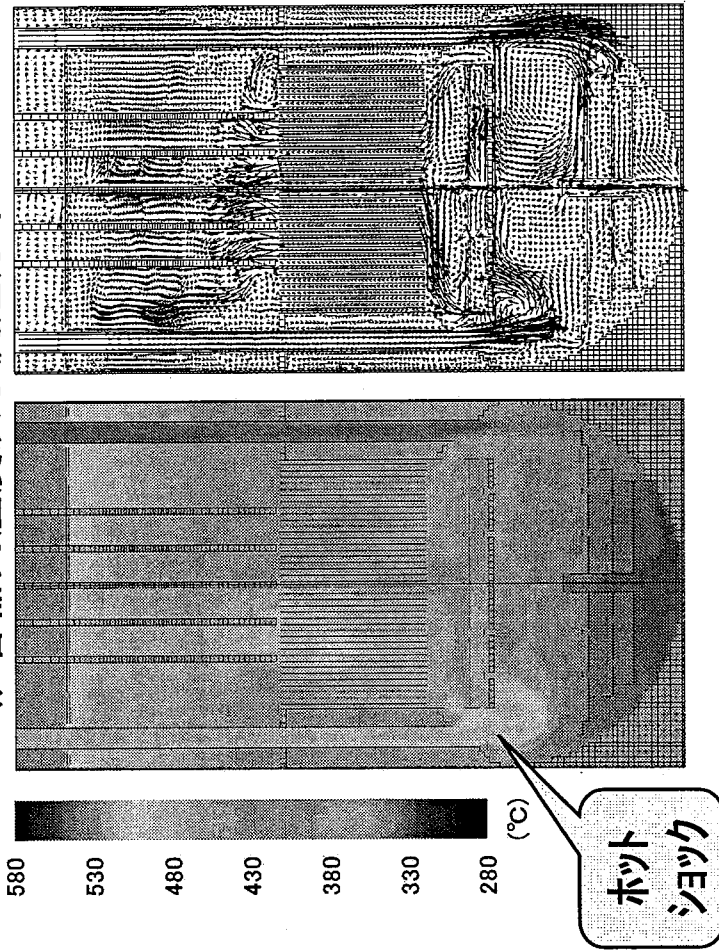
図2.1.3-2 炉上部プレナムの3次元流動解析結果



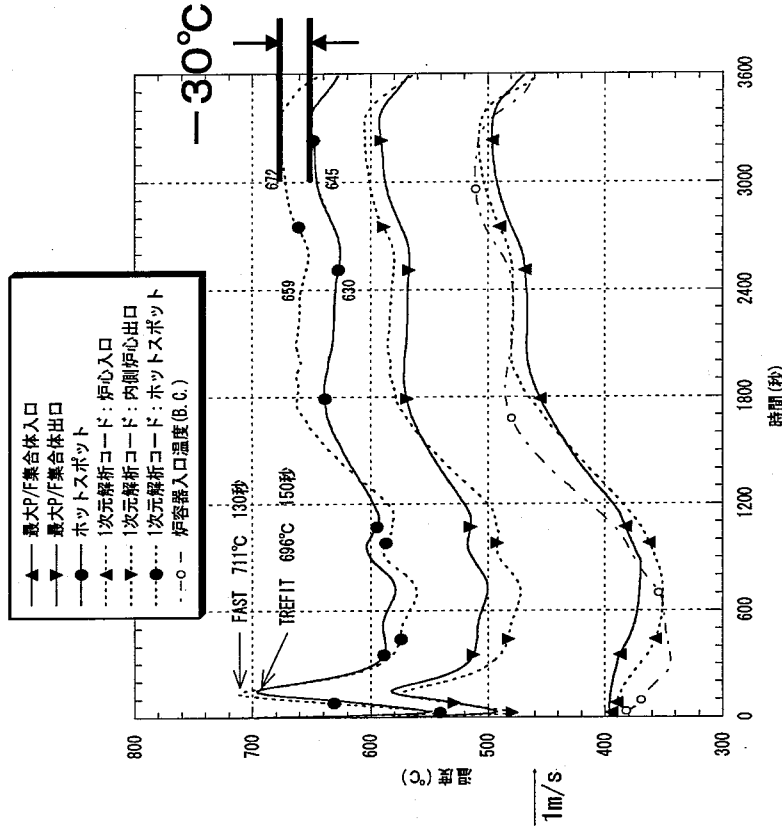
液面近傍での最大流速 0.1m/s
 ≡ ガス巻きを防止可能な流速(実証炉の知見)

炉心入口プレナム内の非対称事象
(SG給水管破損に伴う1ループの除熱喪失を模擬)

炉容器内温度及び流速分布



自然循環事象時炉心出口温度変化
(1次元コードとの比較)



まとめ

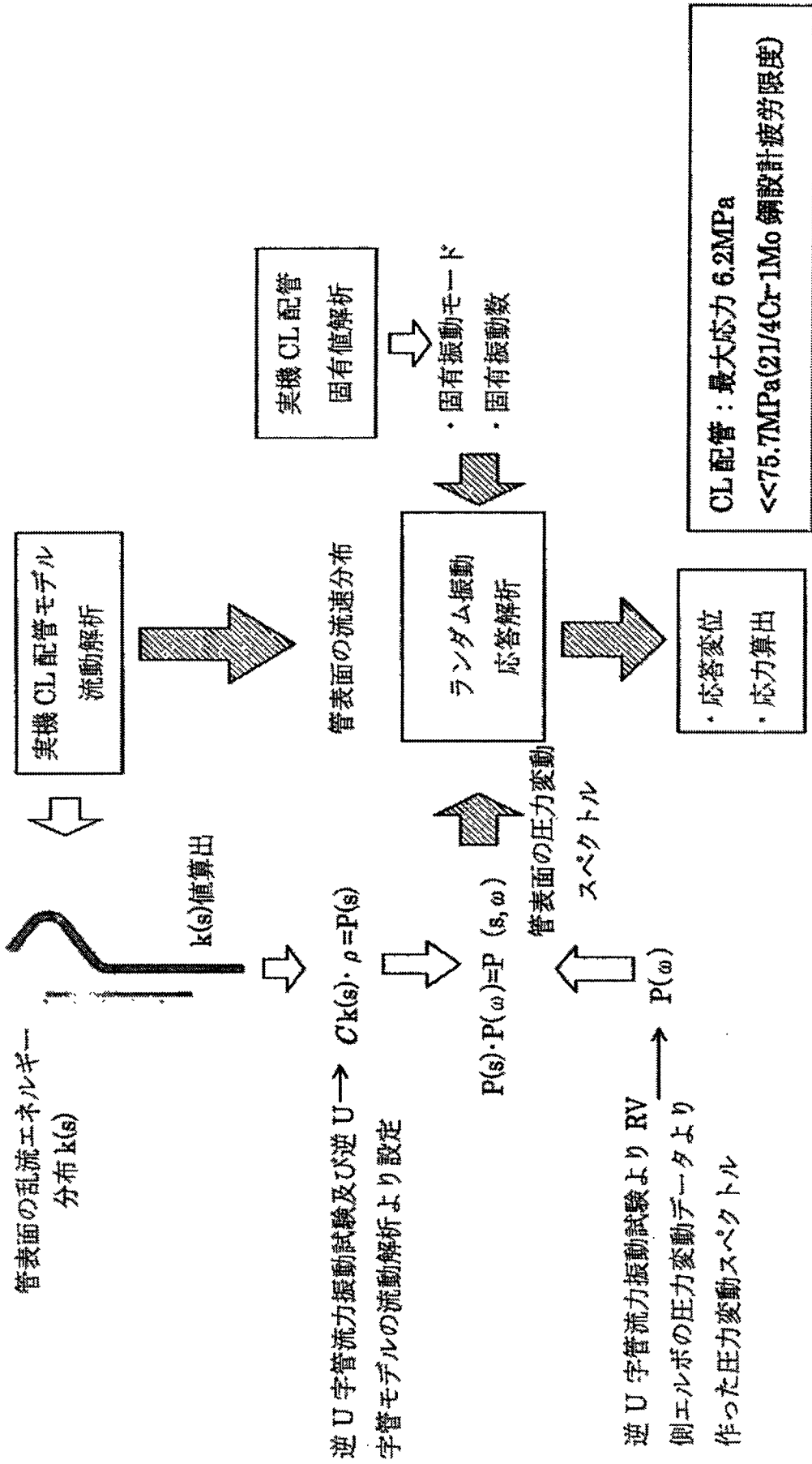
- ・CLからの高温冷却材が炉心支持構造に接触
対策: 入口ノズルを下部に延長し、高温Naの接触を回避
- ・1次系より十分な自然循環流量を供給可能
- ・IWFを伴った炉心径方向熱移行

→ 厳しいホットショック

→ 炉心の健全性は確保

- 1次元コードより約30°C低下

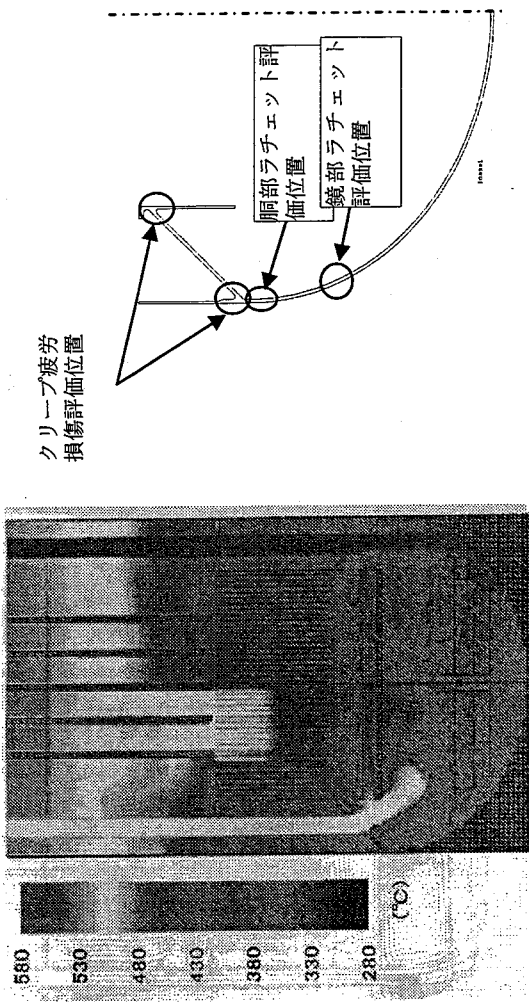
図2.1.3-3 炉内3次元熱流動評価結果



注) 設計疲労限度：温度計の流体力学防止のための設計方針(案)
PNC TNS9410 97-042 による

図2.1.3-4 ランダム振動評価手法と評価結果

図2.1.4-1 RV下部構造の耐熱性評価結果



検討目的

炉心支持・下部鏡の構造健全性を再評価し、H13年度の評価に余裕があることを確認する。

検討方法

3次元熱流動解析結果を熱荷重条件として、構造評価を実施。

検討結果

ラチェットひずみ・疲労損傷値とも十分小さいことを確認。

原子炉容器3次元熱流動解析結果

	鏡部	Yピース
ラチェットひずみ	0.0	0.002
制限値	<0.01	<0.01

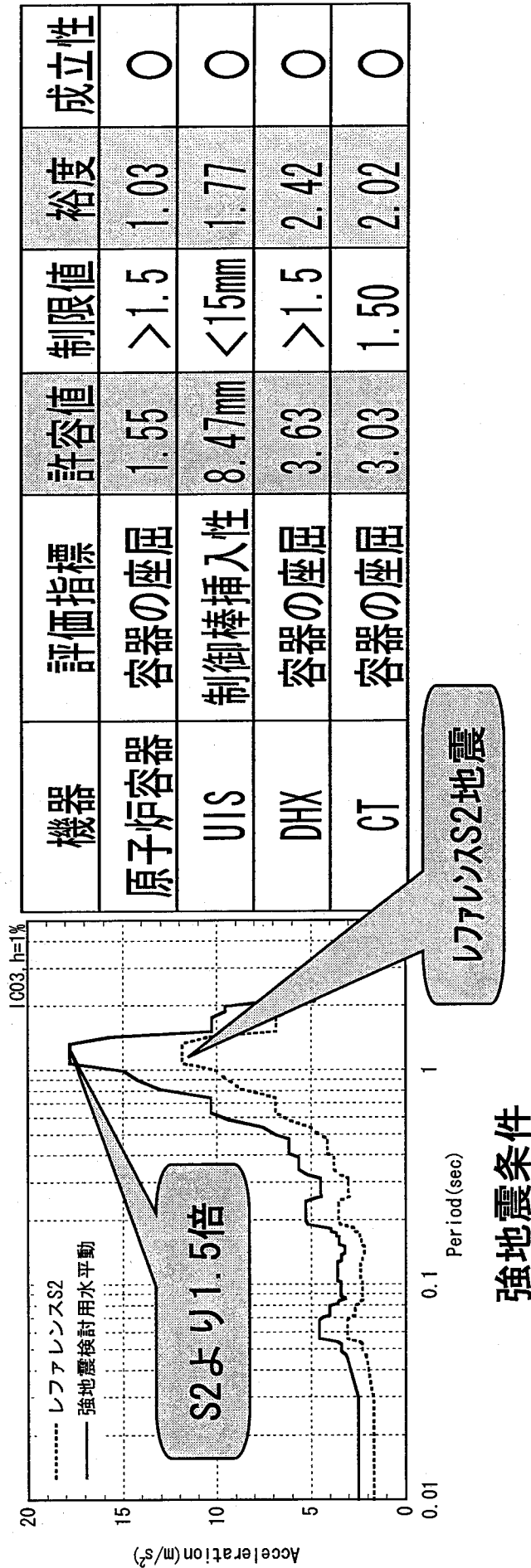
	Yピース(胴側)	Yピース(炉心側)
累積疲労損傷値	0.0007	0.00035
制限値	<1.0	<1.0

下部構造モデル

まとめ

炉心支持構造、下部鏡とも余裕を持って成立する見通しが得られた。
3次元熱流動解析に基づいた解析・評価の保守性の確保が今後の課題。

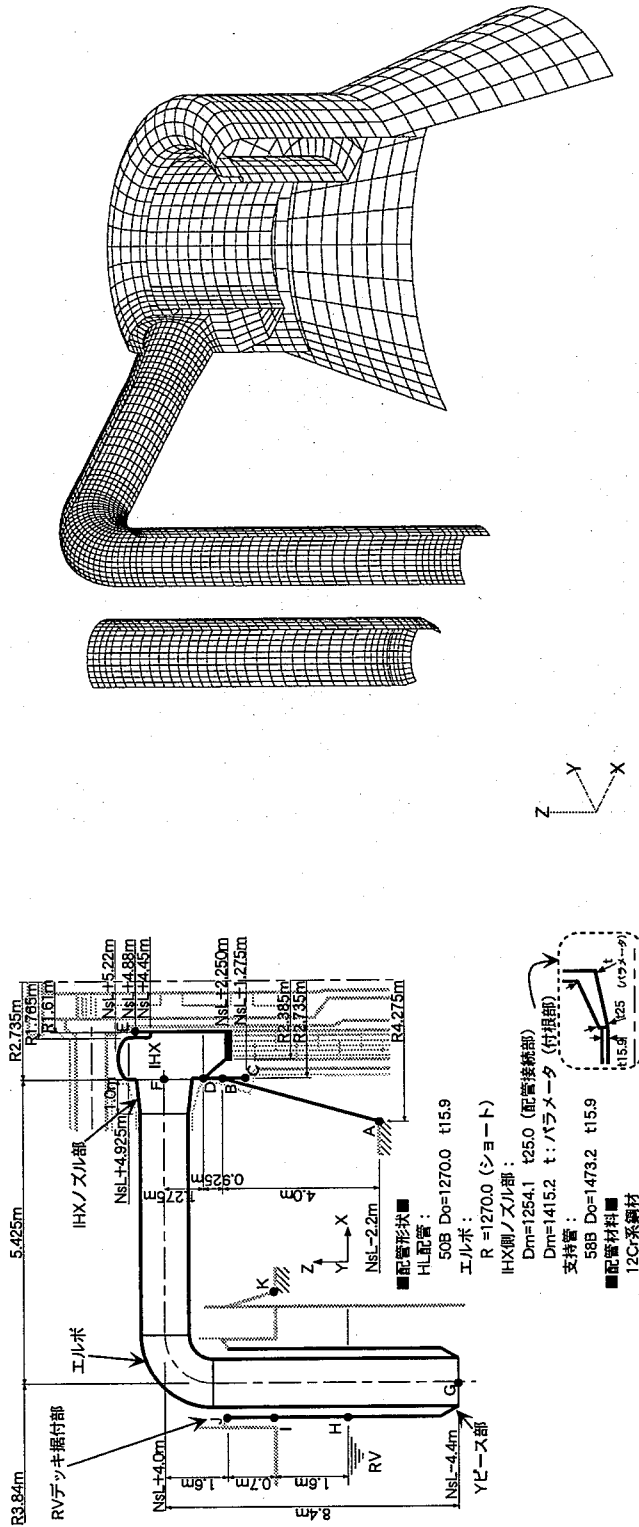
図2.1.4-2 原子炉構造の耐震評価結果



結果：原子炉構造は、強地震検討用水平動の条件下で裕度は少ないが耐震性を確保できる見通しである。

図2.1.4-3 1次系配管の構造評価結果

ホットレグ配管熱膨張解析モデル



各部位に発生する応力強さ (単位: MPa)

Case	事象	チッキ吊り部		Yピース (支持管側)		エルボ		ノズル (配管側)		ノズル (IHX側)	
		膜+曲げ	膜	膜+曲げ	膜	膜+曲げ	膜	膜+曲げ	膜	膜+曲げ	膜
00	低温停止	12.12	9.24	91.84	58.44	108.84	72.07	53.24	32.31	50.52	23.41
01	起動終了	27.65	22.50	218.62	140.11	169.54	83.13	94.58	60.72	90.72	45.05
11	定格運転	45.48	23.76	216.15	138.73	145.94	72.89	138.96	84.53	135.59	61.10
10	停止終了	23.65	13.28	88.72	56.42	108.84	72.07	121.66	68.40	118.15	47.74
12	トリップ	47.65	25.80	123.81	78.34	108.84	72.07	264.29	154.58	276.44	113.75

構造健全性 <N/mm²>

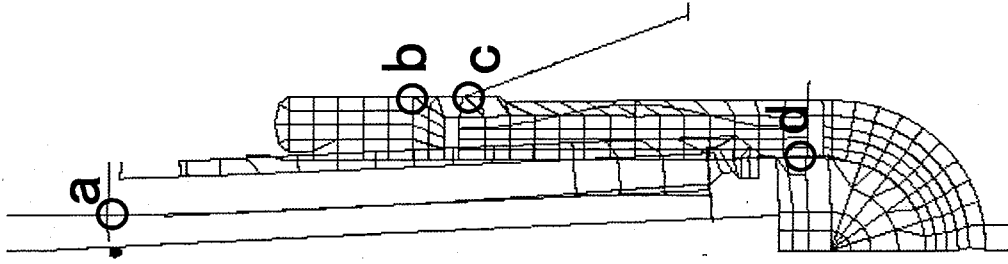
位置	最大応力	許容応力	評価
a	43.8	398.0	○
b	22.6	264.6	○
c	93.7	284.5	○
d	35.1	339.0	○

軸受けかじり評価<× 10⁵N>

位置	最大荷重	許容荷重	評価
上部軸受	1.37	3.4	○
下部軸受	3.88	4.0	○

↑ 水平免震であり、過度な耐震振れ止め不要
 ↑ 振れ止めを介したポンプ振動の伝達はなく、
 摩耗深さは0.13mm(<肉厚余裕 0.255mm)

まとめ: 合体機器の耐震性、回転機能が確認された、
 伝熱管摩耗深さも余裕以下の見通し



地震解析応答図

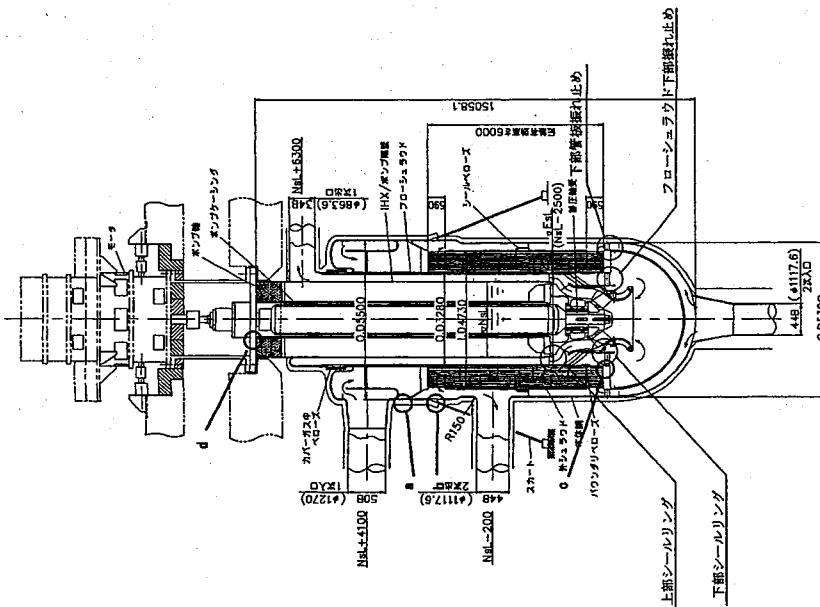


図2.1.4-4 IHX/ポンプ合体機器の振動・耐震性評価結果

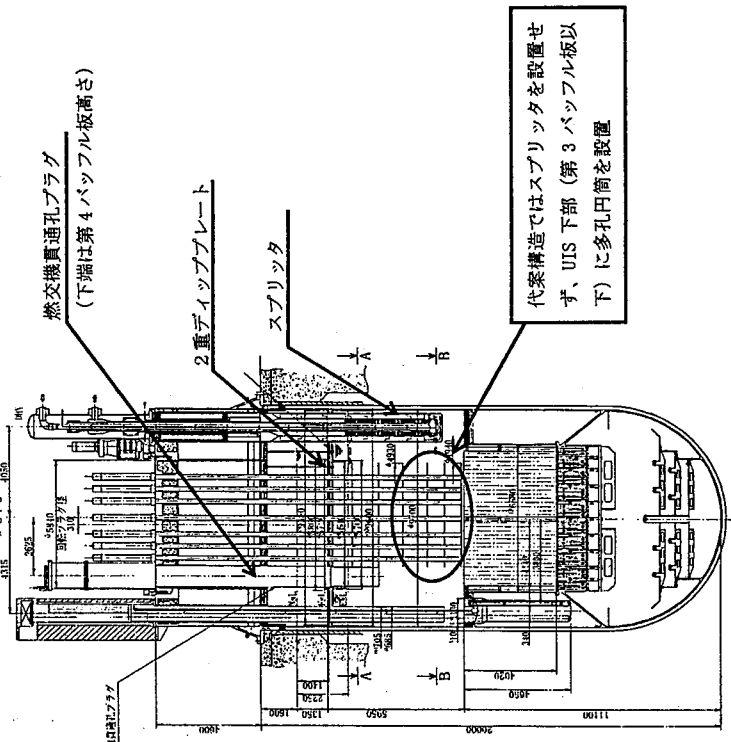
図 2.2.1-1 原子炉構造の見直し結果

目的・背景

原子炉容器液面におけるガス巻き込みの防止（液面の静定）、上部プレナム内の流動適正化及びその他原子炉構造に関する構造評価結果を踏まえ、原子炉構造の見直しを行う。

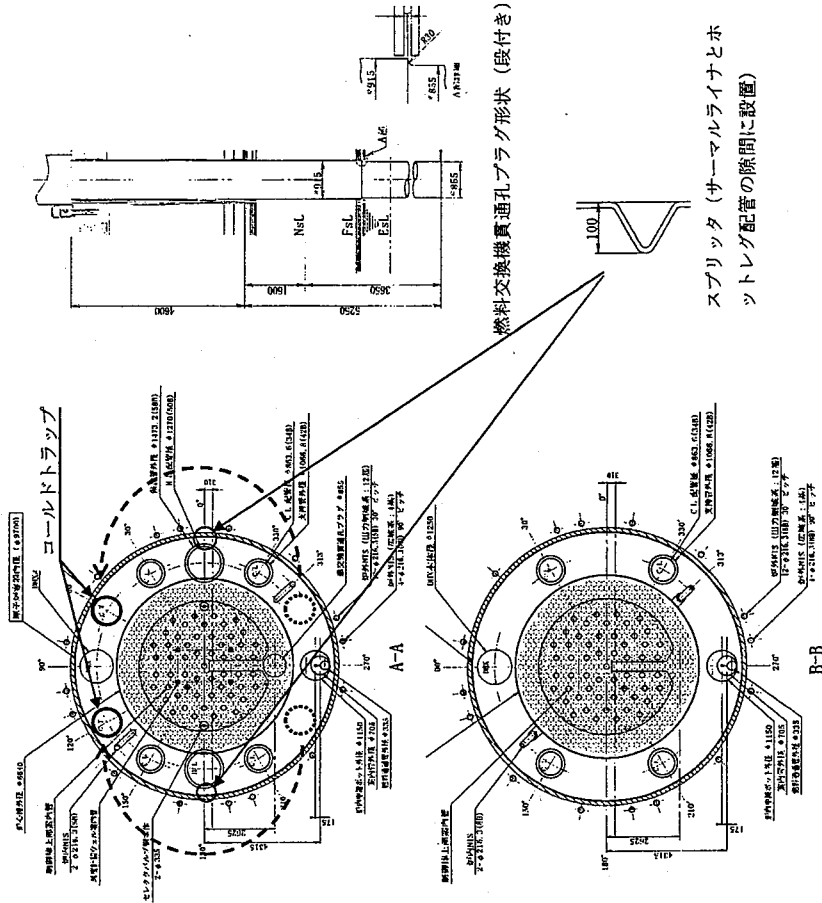
取組方針

- (1) 水流動試験及び炉上部プレナム流動解析結果によるガス巻き込み、プレナム内流動適正化に関する対策構造を反映する。現状の知見より最も効果が高いと考えられる対策構造をリアレンス構造とし、現状の知見では効果が高いとはいえないが、今後の研究開発により対策効果の向上が見込まれるものを代替構造として、2ケースの検討を行う。
- (2) 原子炉容器下部鏡板は半球形とし、板厚は60mmとする。また、炉心下部プレナム内でデブリ保持が可能となるよう、流入窓構造を設定する。



今年度の成果

- (1) 炉上部プレナム構造の見直し
 主な対策構造（リアレンス案）を以下に示す。対策構造を下图に示す。
 ・2重ディックプレートを採用した
 ・燃料交換機貫通孔プラグ形状を段付きとし、下端を第4パツフル板位置とした
 ・サーマルライナとホットレング配管の隙間にスプリットを設置した
 ・コアサポート位置を切込みの反対側とした
 なお、代替構造としてはスプリットを設置せず、多孔円筒をUIS下部に設置する構造を抽出した。
- (2) 下部構造の設定
 平成13年度の原子炉構造やPAHR対策に関する検討結果を反映し、下部構造の見直しを図った。



今後の課題

今年度に引続き実施される水流動試験、多次元解析結果を反映し、原子炉構造（入口ノズル延長等）の最適化を行う。また、UIS切込み部での計装の設置、地震時の燃料交換機との干渉についての検討も必要である。

図 2.2.2-1 1次系配管構造の具体化

目的・背景

・ 流体力学対策としての固有振動数を確保できる配管形状（サポート、外管を含む）を設定し、熱膨張解析及び固有値解析を行い、成立性を評価する。

取組方針

検討条件

- ・ 検討対象：1次系ホットトレグ及びビコールドレグ配管
- ・ 機器区分、耐震重要度分類：1次系配管 第1種管 耐震クラスAs
- ・ 外管 第3種管 耐震クラスA(S2)
- ・ 温度条件（定格出力時）：ホットトレグ 550℃、コールドレグ 395℃
- ・ 圧力条件（内圧）：ホットトレグ 0.1MPa、コールドレグ 0.6MPa
- ・ 配管口径：ホットトレグ 508（外径：1270.0mm、板厚：15.9mm）
コールドレグ 348（外径：863.6mm、板厚：17.5mm）
- ・ 配管材料：12Cr系鋼
- ・ 熱膨張応力制限
管台部：M/Z ≤ 250MPa（ラチェット）
- ・ エルボ部：C₂M/Z ≤ 390MPa（ラチェット、クリープ疲労）（C₂：応力係数）
- ・ 地震に関する制限条件：上下15Hz以上、水平7Hz以上

検討項目

- (1) 配管構造の具体化
- (2) 健全性評価

今年度の成果

- (1) 配管構造の具体化
 - 内外管の仕切構造
 - ・ 漏えい範囲の限定、エアロゾルの拡散抑制のため、ホットトレグ及びビコールドレグ配管の IHX 近傍に内外管の仕切構造を設ける。
 - 熱膨張変位吸収の方法
 - ・ 運転時に外管に作用する強制変位は、ベローズを設置して変位を吸収させる構造とする。
 - 温度管理の方法
 - ・ コンパクトな配置に適合させるため山数の少ないベローズとするためにはベローズを低温に保つ必要があることから、1次系配管の外管は低温で設計する。
 - 外管材料
 - ・ 製作時及び補修時の溶接性（熱処理）を考慮し、ステンレス鋼とする。
 - 配管サポート
 - 原子炉容器内振れ止め
熱膨張による押し付け力により振動を抑える。
 - IHX 側直管部振れ止め
レストレイメントにより振動を抑える。
 - 外形形状
 - ・ ホットトレグ：内径1700mm、板厚10mm、コールドレグ：内径1150mm、板厚10mm
 - 配管引き直し
 - ・ 図1及び図2に配管の引き直し形状を示す。
- (2) 健全性評価
 - 応力解析結果
表1及び表2に各配管の応力解析結果を示す。

今後の課題

・ 今後実施される予定の流体力学振動試験、可視化試験で取得する圧力変動スペクトルの解析と実機評価に対する精度を確認する必要がある。

b. 熱膨張応力に対する成立性

- ・ ホットトレグ配管 管台部：M/Z=99MPa ≤ 250MPa（成立性あり）
エルボ部：C₂M/Z=146MPa ≤ 390MPa（成立性あり）
- ・ コールドレグ配管 管台部：M/Z=57MPa ≤ 250MPa（成立性あり）
エルボ部：C₂M/Z=170MPa ≤ 390MPa（成立性あり）

c. 地震に対する成立性

- ・ ホットトレグ配管 上下支配モード 25.36Hz（成立性あり）、水平支配モード 7.87Hz（成立性あり）
- ・ コールドレグ配管 上下支配モード 23.50Hz（成立性あり）、水平支配モード 7.68Hz（成立性あり）

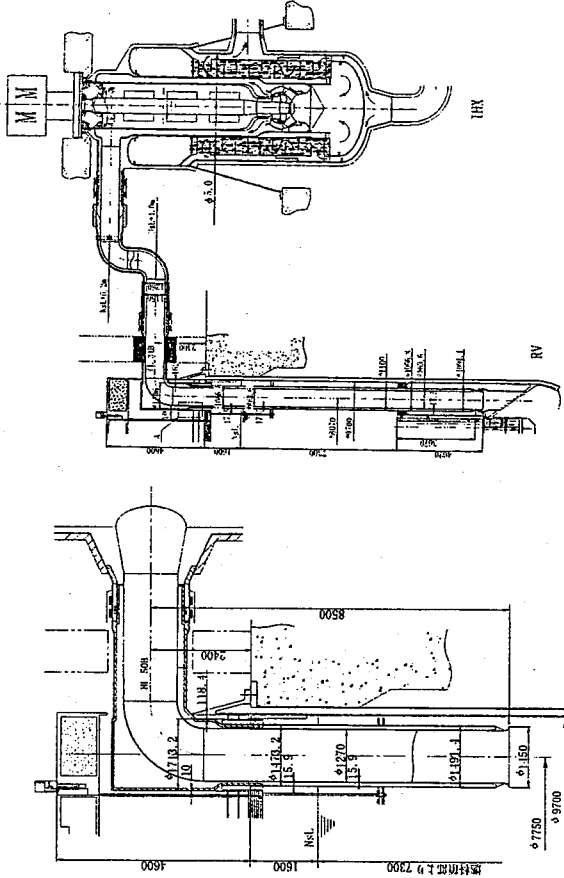


図 1 1次系ホットトレグ配管

表 1 ホットトレグ配管発生応力

RVデッキ据付部	発生応力 (MPa)
Yピース部	7
エルボ	99
IHXノズル部	146
	3

図 2 1次系コールドレグ配管

表 2 コールドレグ配管発生応力

RVデッキ据付部	発生応力 (MPa)
Yピース部	57
エルボ1	10
エルボ2	74
エルボ3	157
サポート部	170
IHXノズル部	17
	17

図 2.2.3-1 原子炉計装、プロセス計装の具体化結果

目的・背景

平成 13 年度に設定した原子炉構造の配置及び主要寸法の設定検討に必要な原子炉計装及び主要なプロセス計装の仕様について、平成 13 年度安全評価結果、その他設計の進捗を受けて見直しを行うとともに設置場所などを具体化する。

取組方針

検討項目

- (1) 主要な原子炉計装及びプロセス計装の仕様検討
- (2) 安全保護系作動信号の検討

検討フロー

・平成 13 年度安全評価結果
 ・平成 13 年度原子炉構造ガス巻き込み評価結果

・主要な原子炉計装及びプロセス計装の仕様検討、取付場所等具体化
 ・安全保護系作動信号の検討、策定

今年度の成果

- 1 安全保護系作動信号の検討
 平成 13 年度安全評価結果（定格出力からの 0.1~10 ϕ/s 相当の制御棒誤引抜き事象解析）を受けて、TOP 型事象に対する安全保護系作動信号を下記表の通り設定する。

表-1 定格出力時 TOP 事象対応安全保護系作動信号

	主炉停止系	後備炉停止系	事象に対する十分性の見通し
出力領域中性子束高	○	—	全ての速度範囲に渡って有効
広域領域中性子束高	—	○	3 ϕ/s 以上の速度範囲で有効
制御棒位置偏差大	○	○	低速引き抜きに対して有効でない可能性がある（1本引抜き事象にのみ有効）
燃料集合体出口温度高	○	○	0.1 ϕ/s 以下の低速引抜に有効

- 2 主要な原子炉計装及びプロセス計装の具体化

出力領域中性子計装

- ① 型式：高感度長寿命ガンマ線補償型電離箱
- ② 数量：12（3/チャンネル）
- ③ 設置場所：炉外、ガードベッセル外側、周方向 120° 均等範囲の中にそれぞれ 4 チャンネル設置。
- ④ 特記事項：平成 13 年度までの 8 チャンネル構成（実質 2/3 ロジック）から 4 チャンネル構成（2/4 ロジック）に見直した。

破損燃料及び破損燃料位置検出装置（開口面積 50cm² 以上の破損時）

- ① 検出方式：ナトリウムサンプリング方式選発中性子法 FPD
- ② 設置場所：回転プラグに 1 式、デッキ部に 4 式、計 5 式（暫定）
- ③ 特記事項：ナトリウムサンプリング位置を、FBR 実証炉で設定した中間熱交換器 1 次側入口配管の主流位置よりも高い DN 先行核濃度の得られる可能性のある原子炉容器内上部プレナムにする方向で検討し、成立の見通しを得た。

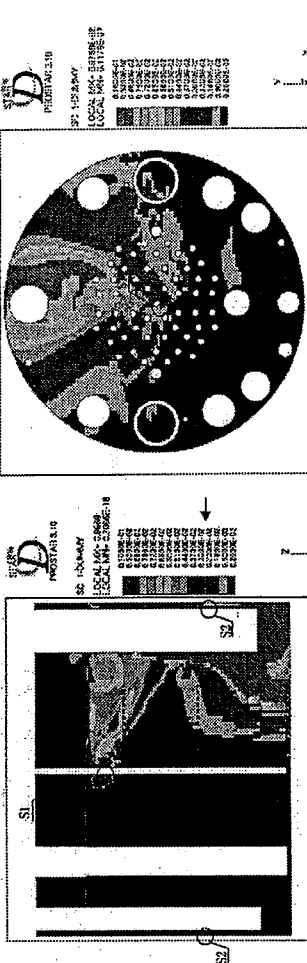


図-1 炉心最外周での破損を想定したときの濃度拡散解析結果例

原子炉容器出口温度計装

- ① 設置場所：中間熱交換器・ポンプ合体機器 1 次系入口配管側主流位置、1 ケ所に 3 チャンネル、計 6 チャンネル設置。
- ② 特記事項：平成 13 年度原子炉構造ガス巻き込み評価結果より、原子炉出口配管入口近傍は水中渦の発生要因となることから、設置位置を見直した。

1 次主冷却系流量計装

- ① 型式：超音波式流量計（代表：渦電流式流量計）
- ② 設置場所：ホットレング部に比べて通常運転中温度が低く、異常な過渡変化時及び事故時を含め温度変化幅が小さいコーールドレング部の原子炉から離れた位置にある水平配管部である中間熱交換器・ポンプ合体機器出口配管の一方に 1 セット、2 ループに計 2 セット設置する。
- ③ 特記事項：FBR 実証炉の設計において正案とされた小型永久磁石式流量計は、主配管が磁性体の 12Cr 系フェライト鋼であることから適用できないと考えられる。

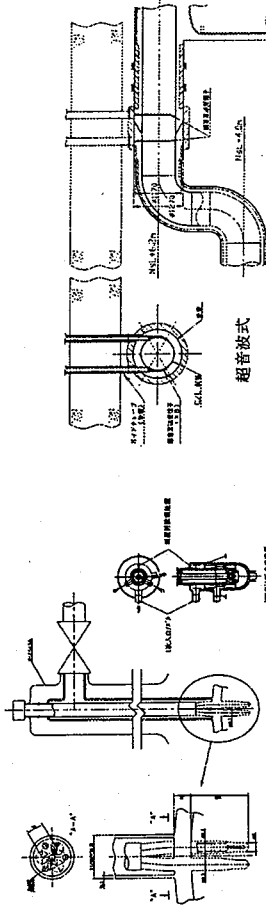


図-2 原子炉容器出口温度計設置概念

図-3 1 次主冷却系流量計設置概念

今後の課題

今年度の TOP 事象に対する安全解析結果から、安全保護系信号の充足性、NIS 本数最適化、原子炉停止系の合理化等を検討する必要がある。また、原子炉 UIS 切込み部の原子炉計装として、集合体出口温度計装、破損燃料検出装置について設置方法の検討を行う必要がある。超音波流量計は、センサ配置、ケーブルの選定等の検討が必要である。

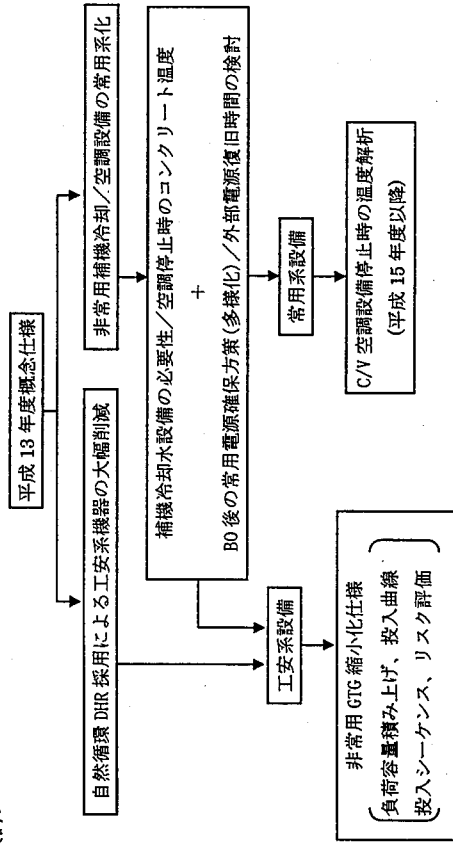
図 2.2.3-2 非常用電源設備の縮小化検討結果

検討目的・背景

非常用 DG は外電喪失時の崩壊熱除去のために必要な機器に給電するための設備であり、従来は約 7000kW 程度の大出力を必要としていた。平成 14 年度検討では崩壊熱除去系が完全自然循環となったことにより、これに関連する工安系設備の大幅な削減から非常用 DG についても設備縮小化を図ることが可能となったことから、設備の縮小化を検討した。

取組方針

1. 検討条件
 - ・完全自然循環方式崩壊熱除去系の採用、換気空調設備の合理化、原子炉補機冷却水系統の合理化、外部電源復旧時間設定(100 時間)、コンクリート制限温度の設定(85℃)、外部電源喪失時の常用電源確保手段の多様化
2. 検討項目
 - ・常用電源確保の見直し
 - ・外部電源復旧時間
 - ・原子炉施設燃焼困難気空調系停止時の温度上昇
 - ・原子炉格納容器ループデブツキ冷却系の温度上昇
 - ・スロット空調、中央制御室、非常用電気盤室の空調設備
 - ・非常用ガスタービン発電機設備物量の縮小化機器仕様
3. 検討フロー



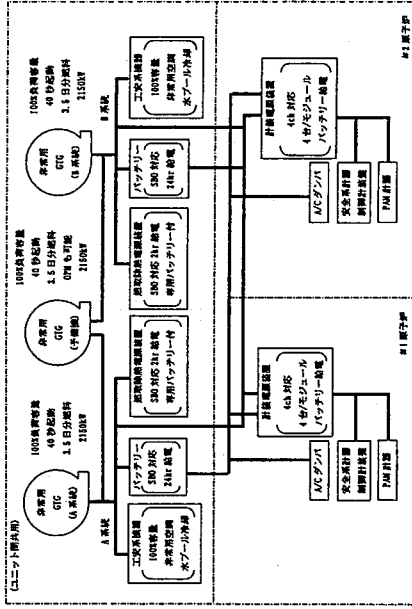
4. 検討内容

- (1) 完全自然循環方式崩壊熱除去系の採用
 - ・ 1 次系ボニーマータ、DRACS/IRACS 送風機、DRACS/IRACS 室排気ファン削減
- (2) 換気空調設備、原子炉補機冷却水系統の合理化
 - ・ 空調停止後、100 時間程度は設備側で対応可能
 - ・ GTG 採用、非常用空調の常用系化(一部を除く)による非常用補機冷却水系統の常用系化
 - ・ 中制室、盤室、ループデブツキ等の空調は安全系とし、GTG からの給電と空冷チラーによる冷却

- (3) 常用電源設備確保方策と復旧時間
 - ・ 多様化方策(予備送電線、所内単独運転への移行、GTG 予備機からの給電、隣接プラントからの電源融通)
 - ・ 想定事象毎(BO 時、BO+GTG 保守時、短時間 SBO 時、長時間 BO 時、長時間 BO 時)の方策検討
 - ・ 外部電源復旧時間は過去の事例から 30 分
- (4) 非常用ガスタービン発電機設備の縮小化仕様
 - ・ ユニット間共用と OPM 対応のための 100%×3 台構成(1 台は予備機)
 - ・ リスク評価(安全性、運転性、許認可性、保守性)からも特に問題なし
 - ・ 補助系不要、設置スペース縮小化による経済性向上

今年度の成果(設備仕様比較と概念構成)

型式	平成 12 年度設備仕様			平成 14 年度設備縮小化仕様		
	数量	定格容量	設備物量	数量	定格容量	設備物量
機 関	4 台	7100kW	100%	3 台	2150kW	28%
発電機	4 台	8400kVA	100%	3 台	2700kVA	24%
補助系(冷却水、潤滑油等)	4 系統	—	100%	設備 不要	—	0%
非常用母線	4 母線	—	100%	3 母線	—	75%
設置スペース	—	950m ²	100%	—	450m ²	47%
空調、冷水系、海水系	非常用			常用(一部は非常用)		



検討の結果、非常用ガスタービン発電機は安全性、信頼性、運転性、許認可性、OPM 対応で保守性向上となつて成立性も問題なく、従来仕様と比べて大幅な設備縮小化となった。

今後の課題

C/V 空調設備停止時の温度解析を行い、コンクリート制限を確認し、常用系設備の縮小化が問題ないことを確認する。

図 2.2.4-1 金属燃料炉心の検討結果

検討目的・背景

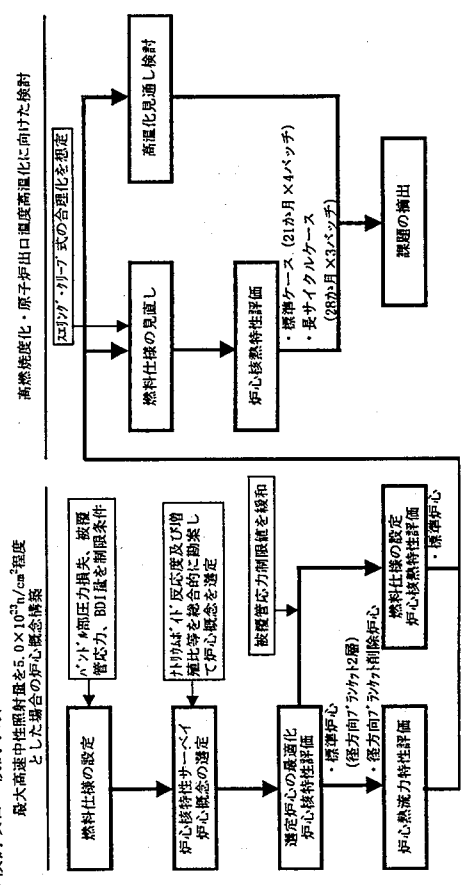
既往の検討結果(II)を踏まえ、以下の検討を行った。
 ①最大高速中性子照射量を 5.0×10^{23} n/cm² (E \geq 0.1MeV) 程度とした場合の燃料仕様を確定し、炉心の構築、炉心核特性評価及び熱流体力学特性評価を実施し、金属燃料炉心の設計要求に対する成立性見直しを得る。
 ②スウェーリング・クランプ方式の合理化を前提条件として、①で設定した燃料仕様を高燃焼度化の観点から見直し、高燃焼度化した場合の炉心核特性評価、熱流体力学特性評価及び燃料健全性評価を行い、高燃焼度化及び原子炉出口温度高温化に向けた課題の抽出を行う。

[1] ナトリウム冷却炉の炉心・燃料設計検討 - 金属燃料炉心の検討-I
 山部憲, 杉野和輝, 永沼正行, 水野朋保: JNC TN レポート

取組方針

1. 検討条件
 - ・設計目標
 - ・ナトリウムポイド反応度 : 8%未満
 - ・増殖比 : 1.2程度
 - ・運転サイクル : 18か月以上
 - ・取出平均燃焼度 : ①高速中性子照射量 5.0×10^{23} n/cm² (E \geq 0.1MeV) 程度の場合 100GWd/t
 ②高燃焼度化した場合 150GWd/t程度
 - ・炉心圧力損失 (燃料要素バンドル部) : 約 0.2MPa
- 2) その他の主要条件
 - ・出力 : 3900MWt
 - ・燃料組成 : 金属燃料高速炉多重リサイクル平衡 TRU 組成 + FP (0.66vol%)
 - ・核設計用炉定数 : 統合炉定数 ADJ2000R
2. 検討項目・検討手順

最大高速中性子照射量を 5.0×10^{23} n/cm² 程度とした場合の炉心概念構築



今年度の成果

1. 最大高速中性子照射量を 5.0×10^{23} n/cm² 程度とした場合の炉心概念構築
 - (1) 既往の検討結果(II)を基に燃料仕様及び炉心核特性サベージを行い、ナトリウムポイド反応度及び増殖比などを総合的に勘案して炉心特性及び熱流体力学特性評価対象炉心を選定した。
 - (2) 標準炉心 (径方向ブランケット2層) 及び径方向ブランケット削減炉心を構築し、主要核特性評価を実施した。炉心等価直径は 475cm で MOX の大型炉-1500 に対して 15cm 程度の縮小が可能であり、目標性能を満足できることを確認した。
 - (3) 標準炉心においては冷却材入口温度を 352°C、径方向ブランケット削減炉心においては冷却材入口温度を 350°C にすることにより、熱的成立性が得られた。また、燃料健全性に関する見通しが得られた。
 - (4) 被覆管応力制限値を緩和することにより、さらに炉心等価直径の縮小、増殖比の向上、及びナトリウムポイド反応度の低減が可能であることが分かった。

目標性能	標準炉心	径方向ブランケット削減炉心
取出平均燃焼度	約 100GWd/t	98GWd/t
増殖比	約 1.2/1.05	1.23
最大線出力	500W/cm 以下	475W/cm
ナトリウムポイド反応度	8%未満	7.5%
原子炉増殖時間	20~60年	32年
		58年

2. 高燃焼度化・原子炉出口温度高温化に向けた検討

今後の照射スウェーリング及びクランプ方式の合理化を想定し、変形量が最大高速中性子照射量 5.0×10^{23} n/cm² (E \geq 0.1MeV) の場合と同程度であることを前提条件として、高燃焼度化した場合の炉心核特性評価を実施した。その結果を以下に示す。

- (1) 下表に示すように炉心特性は目標性能をほぼ満足できることが分かった。
- (2) 金属燃料炉心は燃焼欠損反応度が小さいため、28か月の長期運転が可能であることが分かった。
- (3) 標準ケースにおいては冷却材入口温度を 351°C、長サイクルケースにおいては冷却材入口温度を 348°C にすることによって熱的成立性が得られた。
- (4) CDF 値及び寿命末期の被覆管周方向応力を評価した結果、いずれの場合においても制限目安値を満足し、燃料健全性が確保できる見通しを得た。
- (5) 開発課題があるものグリッドスペーサ集合体を採用した場合、ホットスポットフラクタ及び周辺流れ効果係数の低減により、出口温度を約 25°C 高温化できる可能性があることが分かった。
- (6) 高燃焼度化・原子炉出口温度高温化に向けて、以下の課題を抽出した。
 - ① 高照射量領域における材料の照射特性の把握及び評価式の合理化
 - ② 被覆管周方向応力制限値に関する検討
 - ③ グリッドスペーサの製作性及び照射挙動に関する開発

目標性能	標準ケース (21か月×4バッチ)	長サイクルケース (28か月×3バッチ)
取出平均燃焼度	約 150GWd/t	150GWd/t
増殖比	約 1.2	1.17
最大線出力	500W/cm 以下	481W/cm
ナトリウムポイド反応度	8%未満	7.8%
原子炉増殖時間	20~60年	31年
		35年

まとめ

- ・最大高速中性子照射量を 5.0×10^{23} n/cm² (E \geq 0.1MeV) 程度とした場合において、目標性能を満足する炉心概念を構築した。
- ・MOX 大型炉-1500 に対して、炉心等価直径を 15~22cm 程度コンパクト化が図れることが分かった。
- ・高燃焼度化した場合の炉心核特性評価し、目標性能をほぼ満足できることを確認した。
- ・金属燃料炉心は燃焼欠損反応度が小さいため、28か月の長期運転が可能であることが分かった。
- ・高燃焼度化・原子炉出口温度高温化に向けての課題を抽出した。

建設費 20 万円 / kWe 達成への基本コンセプト

- 出力アップ、ツインプラント化、原子炉構造コンパクト化、2ループ化、配管短縮、1次系機器合体、これらに伴う建屋容積低減、建設工程短縮で、目標建設費を達成

ループ型炉

- 炉容器の中に、極力機器を持たない炉型（信頼性向上、2次系放射化抑制）
- 更なる経済性ポテンシャルである2次系簡素化プラントへ移行が可能
- 我国の従来知見を極力反映

スケールアップ（150万kWe） ツインプラント化

- APWRと同等の出力増大を目指し、建設単価を低減
- ツインプラント化によるBOP設備、燃料取扱設備の共用化で約10%以上のコスト低減

原子炉構造のコンパクト化

- 出力増大（実証炉の約2.2倍）による炉容器大型化を抑え、物量低減を図る。
- 炉容器は、信頼性向上のため、鍛造材の適用が現状の鍛造設備で可能な約9mφ台を目標

2ループ化

- 4ループに対し、約10%以上のNSSS物量の低減
- ループ数を削減しても、熱伝達率の良い12Cr鋼を適用することにより、APWRと同等程度の主要機器数、寸法、重量を達成

配管短縮

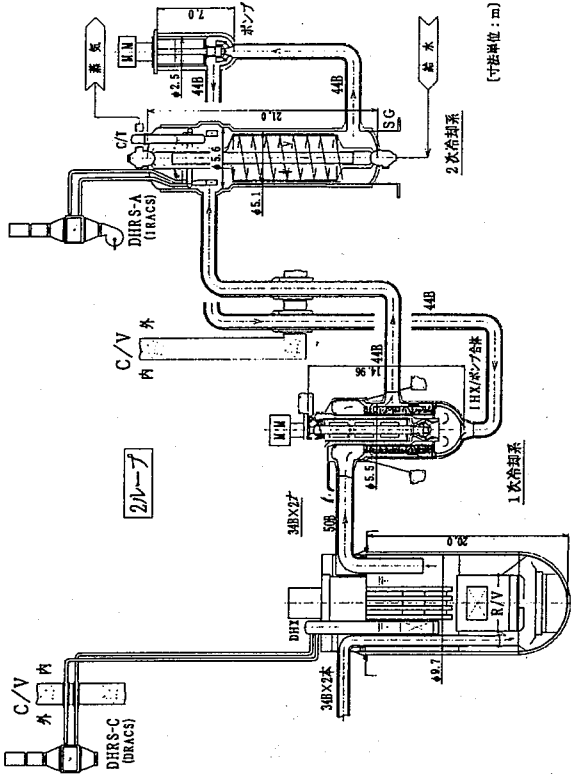
- 12Cr鋼製L字配管による上部引廻し配管方式の採用により、配管の短縮、応力の緩和を達成

1次系機器合体

- IHXポンプの合体により約5%以上のNSSS物量を低減
- 下部引き回しとなるミドルレグ配管を削除
- 1次系ポンプは引抜き可能
- 1次系ポンプを引抜くことにより、IHX伝熱管のIn-Place検査・補修が可能

その他合理化

- 水プール直接燃料貯蔵方式の採用（EVST削除）
- 12Cr鋼による冷却系機器物量の低減
- 完全自然循環方式崩壊熱除去系の採用
- 非常用ガスタワービンを採用し非常用DGを削除
- 室温上限見直し等に伴う換気空調容量の大幅削減



大型炉-1500系統概念図

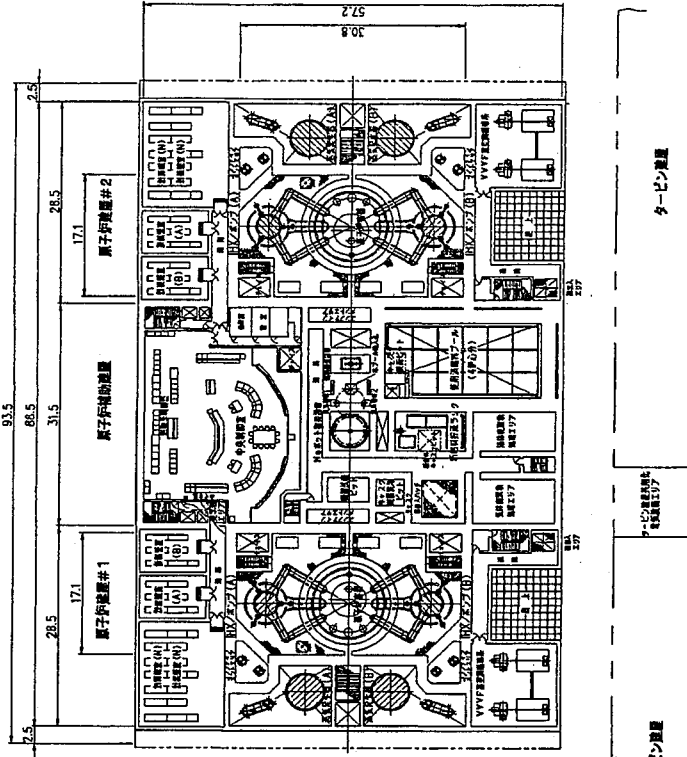


図 2.2.6-1 大型炉プラントコンセプト

3. おわりに

実用化戦略調査研究フェーズⅡの2年目に当たる平成14年度に実施したNa冷却大型炉の設計研究の研究成果をまとめた。

平成14年度の設計研究の結果、平成13年度に構築したNa冷却大型炉のプラント概念を見直し、概念成立性に関する基本的な見通しを得るとともに、主要設備の基本仕様を明確化し、経済性目標（建設コスト20万円/kWe以下、等）を満足することを確認した。

今後は、フェーズⅡ終了時の概念絞り込みに向けて、要素試験の成果等を適宜反映しつつ予備的概念設計を進め、プラント基本概念を明確化し、概念成立性の見通し、経済性目標達成見通しを確たるものとして行く計画である。

4. 略語一覽

SG	Steam Generator
ABLE	Axial Blanket Elimination
IWF	Inter Wrapper Flow
IHX	Intermediate Heat Exchanger
DHX	Decay Heat Exchanger
PAHR	Post Accident Heat Removal
UIS	Upper Internal Structure
IRACS	Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System
DRACS	Direct Reactor Auxiliary Cooling System
TOP	Transient Over Power
LOF	Loss of Flow
CR	Control Rod
NSSS	Nuclear Steam Supply System
ULOF	Unprotected Loss of Flow
D/P	Dip Plate
SBO	Station Black Out
GTG	Gas Turbine Generator
DG	Diesel Generator
CT	Cold Trap
CV	Contain Vessel
NIS	Nuclear Instrumentation System
FFDL	Failure Fuel Detection and Location
FFD	Failure Fuel Detection
EVST	External Vessel Storage Tank
SASS	Self Actuated Shutdown System
OPM	On Power Maintenance
FHM	Fuel Handling Mechanism

5. 参考文献

- (1) 三原、山本、島川他、FBR システム技術検討書—平成 12 年度報告— (研究報告) (2001)、
JNC TY9400 2001-012
- (2) Kato, M., et al. “Design study of the seismic-isolated reactor building of demonstration FBR
plant in Japan”. SMIRT-13, Vol.III: 579-584 (1995)
- (3) T. Inagaki, et al. “Flow induced vibration of inverted U-shaped piping containing flowing
fluid of top entry system for LMFBR”, Transactions of the 9th international conference on
structural mechanics in reactor technology, Lausanne 17-21 (1987)
- (4) 島川、新部他、Na 冷却大型炉設計研究 (研究報告) (2002)、JNC TY9400 2002-007
- (5) Y. Shimakawa, S. Kasai, M. Konomura and M. Toda, “An Innovative Concept of
Sodium-Cooled Reactor Pursuing High Economic Competitiveness”, Nuclear Technology Vol.
140, No.1, p1-17, Oct. 2002