

JNC TY9400 2003-015

Na 冷却中型モジュール炉設計研究

(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 冷却中型モジュール炉設計研究 (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 冷却中型モジュール炉概念として、アドバンスト・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 冷却中型モジュール炉設計研究の成果をまとめたものである。

大型炉において採用したコストダウン方策及び共用効果を取込んだ平成13年度の設計結果では経済性目標である建設コスト 20 万円/kWe をわずかに下回り、目標を達成したもの、その達成度に余裕はない。そのため、更なるコストダウンを目指して平成13年度の成果に基づき Na 冷却中型モジュール炉概念の再構築を行った。再構築に際し、モジュールあたりの電気出力を 50 万 kWe から 75 万 kWe に上昇させ、モジュール数を 3 から 2 に変更した。また、崩壊熱の除去を完全自然循環でできる特徴を生かして非常系の電気設備容量を極小とし、小型ガスタービンを採用した。この再構築したプラント概念について設備・機器の具体化を進めるとともに、成立性評価及び経済性評価を実施した。その結果、経済性目標を満足し、概念成立性に関する基本的な見通しを有する Na 冷却中型モジュール炉のプラント概念を構築した。また、経済性向上の可能性を有する 2 次系簡素化プラントの検討、電磁ポンプを 2 次系に使用した場合の検討、燃料取扱設備の検討も行った。

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㈱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 Middle-Scale Modular 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 middle-scale modular 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 middle-scale modular reactor performed in JFY2002, which is the second year of Phase 2.

The construction cost of the sodium-cooled middle-scale modular reactor, which has been constructed in JFY2002, was almost achieved the economical goal. But its achievability was not sufficient to accept the concept. In order to reduce the construction cost, the plant concept has been re-constructed based on the 50 MWe plant studied in JFY2002. After that, fundamental specifications of main systems and components for the new concept have been set, and critical subjects have been examined and evaluated. In addition, in order to achieve the further cost reduction, the plant with simplified secondary system, the plant with electric magnetic pump in secondary system, and the fuel handling system are examined and evaluated.

As a result of this study, the plant concept of the sodium-cooled middle-scale modular 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) in accordance with "The Agreement About The Development of A Commercialized Fast Breeder Reactor Cycle System".

目 次 (1 / 2)

要旨	i
Abstract	ii
表リスト	v
図リスト	vii
 1. はじめに	1
2. 研究成果概要	4
2.1 プラント基本仕様の検討	4
2.1.1 出力・モジュール数の選定	4
2.1.2 機器・系統の選定	4
2.1.3 基本仕様のまとめ	5
2.2 プラント概念の構築	5
2.2.1 炉心・燃料	6
2.2.2 原子炉構造	6
2.2.3 1・2次冷却系設備	7
2.2.4 崩壊熱除去系設備	7
2.2.5 タービン系設備	8
2.2.6 燃料取扱設備	9
2.2.7 電気・計装設備	9
2.2.8 建屋・配置	10
2.2.9 定検・建設期間	11
2.2.10 シングルプラントの構築	12
2.2.11 経済性評価	12
2.2.12 プラント概念のまとめ	13
2.3 成立性に係わる主要課題の検討	13
2.3.1 炉心・遮へい性能評価	14
2.3.2 安全特性評価	14
2.3.3 構造成立性評価	14
2.3.4 流動特性評価	15
2.3.5 制御特性評価	16

目 次 (2 / 2)

2.4 魅力あるプラントの追求 -----	16
2.4.1 Na 炉の弱点克服 -----	16
2.4.2 保守・補修性の検討 -----	17
2.4.3 燃料サイクル適合概念の検討 -----	17
2.4.4 廃棄物量の検討 -----	17
2.5 更なる経済性向上方策の検討 -----	17
2.5.1 プラント効率の向上 -----	17
2.5.2 2次系簡素化プラント概念の検討 -----	17
2.5.3 2次系に電磁ポンプを適用した概念の検討 -----	17
2.5.4 燃料取扱設備の概念検討 -----	19
3. おわりに -----	91
4. 略語一覧 -----	92
5. 参考文献 -----	94

表リスト（1／2）

表 1-1	フェーズⅡにおけるNa冷却中型モジュール炉設計研究の基本計画 -----	20
表 2-1	平成14年度の研究成果概要 -----	21
表 2-2	電磁ポンプを適用した2次主冷却系の研究成果概要 -----	32
表 2-3	燃料取扱設備の経済性向上研究成果概要 -----	35
表 2.1.2-1	2次系ループ数の比較検討 -----	36
表 2.1.2-2	SG形式設定根拠 -----	37
表 2.1.2-3	崩壊熱除去系構成の比較 -----	38
表 2.1.3-1	基本仕様の選定 -----	39
表 2.2.6-1	燃料取扱設備に係る安全設計方針 -----	40
表 2.2.9-1	定期検査工程表（案）-----	41
表 2.2.9-2	建設工程 -----	42
表 2.2.10-1	シングルプラントの構築 -----	43
表 2.2.11-1	概略物量の比較 -----	44
表 2.2.12-1	主要機器仕様一覧 -----	45
表 2.3.1-1	炉心の成立性評価 -----	46
表 2.3.2-1	LOF型及びTOP型事象評価 -----	47
表 2.3.2-2	崩壊熱除去特性評価 -----	48
表 2.3.2-3	再臨界回避特性評価 -----	49
表 2.3.3-1	原子炉構造の耐震評価 -----	50
表 2.3.3-2	IHX/ポンプ合体機器の成立性 -----	51
表 2.3.4-1	炉容器のガス巻き込み評価 -----	52
表 2.3.4-2	配管流速増大に伴う影響評価 -----	53
表 2.3.4-3	IHX/ポンプ合体機器の流動評価 -----	54
表 2.3.4-4	直管 SG 水側流動安定性評価 -----	55
表 2.3.5-1	モジュール炉の制御特性評価 -----	56

表リスト（2／2）

表 2.4.1-1	ナトリウム－水反応対策の検討 -----	57
表 2.4.1-2	ナトリウム漏えい対策の検討 -----	58
表 2.4.2-1	ISI 方針の整備 -----	59
表 2.4.2-2	保守・補修性の検討 -----	60
表 2.4.3-1	燃料サイクル適合概念の検討 -----	61
表 2.4.4-1	廃棄物量の検討 -----	62
表 2.5.1-1	プラント効率向上検討 -----	63
表 2.5.2-1	2次系簡素化プラント概念の検討 -----	64
表 2.5.3-1	電磁ポンプの適用形態 -----	65
表 2.5.3-2	電磁ポンプの主要仕様と Q-H 特性 -----	66
表 2.5.3-3	電磁ポンプを適用した2次系物量 -----	67

図リスト

図 1-1	平成 14 年度作業の検討フロー	68
図 2.1.1-1	出力・モジュール数の選定	69
図 2.1.3-1	プラント基本仕様（中型炉 M-750）	70
図 2.2.1-1	従来型炉心・燃料の仕様と配置	71
図 2.2.2-1	原子炉構造概念図	72
図 2.2.3-1	1 次系／2 次系の系統構成	73
図 2.2.3-2	IHX／ポンプ合体機器構造概念	74
図 2.2.3-3	直管 SG 構造概念	75
図 2.2.4-1	DRACS の系統概念と空気冷却器構造	76
図 2.2.5-1	タービン設備系統構成	77
図 2.2.6-1	炉外燃料貯蔵庫（EVST）方式の概念	78
図 2.2.6-2	炉内中継装置の概念図	79
図 2.2.6-3	EVST 方式における物量比較	80
図 2.2.7-1	非常用電源設備概念	81
図 2.2.7-2	プラント制御設備のシステム構成と中央制御室の盤配置概念	82
図 2.2.8-1	原子炉施設建屋とタービン建屋の配置図	83
図 2.2.8-2	プラント鳥瞰図	84
図 2.2.9-1	大型ユニット工法での建設手順	85
図 2.2.9-2	大型ユニット工法でのドーリ概要と配車	86
図 2.2.12-1	中型モジュール炉プラントコンセプト	87
図 2.5.3-1	電磁ポンプを適用した 2 次系概念	88
図 2.5.3-2	電磁ポンプを適用した 2 次系の建屋配置	89
図 2.5.4-1	燃料取扱設備・気中移送時冷却設備	90

1. はじめに

Na 冷却中型モジュール炉については、実用化戦略調査研究フェーズⅠでの検討により、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。

しかしながら、その建設コストは Na 冷却大型炉に比べて約 10% 高く、各部の設計も大型炉ほど詰められていない状況であったため、このプラント概念をベースに新たな合理化アイデアを盛り込み、さらなる経済性向上の見込める中型モジュール炉のプラント概念を再構築し、その概念を対象に予備的な設計研究を進めることとした。

本研究のフェーズⅡ（平成 13～17 年度）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。同表に示すように、新たな合理化アイデアを盛り込んだプラント概念の再構築をフェーズⅡの初年度に当たる平成 13 年度に実施するとともに、フェーズⅡ終了時のプラント概念の絞り込みに向けて 3 年後及び 5 年後の目標を下記のように定め、Na 冷却中型モジュール炉の各年度の設計作業を展開するスケジュールとしている。

(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 冷却中型モジュール炉概念を構築し、概念選定に供することができるようとする。

(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。次期長計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 年目にあたる平成 14 年度に実施した Na 冷却中型モジュール炉の設計研究の成果をまとめたものである。図 1-1 に平成 14 年度作業の検討フローを示す。

大型炉において採用したコストダウン方策及び共用効果を取込んだ平成 13 年度の設計結果では経済性目標である建設コスト 20 万円/kWe をわずかに下回り、目標を達成したものの、その達成度に余裕はない。そのため、更なるコストダウンを目指して平成 13 年度の成果に基づき Na 冷却中型モジュー

ル炉概念の再構築を行った。再構築に際し、モジュールあたりの電気出力を 50 万 kW_e から 75 万 kW_e に上昇させ、モジュール数を 3 から 2 に変更し、直管 SG の容量を増加させた。また、崩壊熱除去系は安全性・流動特性の観点から DRACS+PRACS 構成に変更すると共に、崩壊熱の除去を完全自然循環でできる特徴を生かして非常系の電気設備容量を極小とし、小型ガスタービンを採用した。この再構築したプラント概念について設備・機器の具体化を進めるとともに、成立性評価及び経済性評価を実施した。その結果、経済性目標を満足し、概念成立性に関する基本的な見通しを有する Na 冷却中型モジュール炉のプラント概念を構築した。また、経済性向上の可能性を有する 2 次系簡素化プラントの検討、電磁ポンプを 2 次系に使用した場合の検討、燃料取扱設備の検討も行った。

すなわち、表 1-1、図 1-1 を踏まえ、平成 14 年度には以下の作業を行った。

(1) プラント基本仕様の検討

メーカ評価で経済性目標を達成できる見通しのあるプラント出力・モジュール数、2 次系ループ数、SG 形式を選定・設定し、基本仕様をまとめた。

(2) プラント概念の構築

基本仕様の検討結果を受け、主要設備の概念設計を実施し、設備仕様を具体化した。また、主要な BOP 設備は合理化を念頭に設備仕様を検討し、プラント全体の概念を構築し、経済性評価をおこなった。

(3) 成立性にかかる主要課題の検討

炉心・遮へい性能、安全性、制御特性に関し、成立見通し評価を実施した。なお、大型炉との共通課題については、大型炉の成立性を基にして検討した。

(4) 魅力あるプラントの追求

a. ナトリウム・水反応対策の検討

ナトリウム-水反応対策の強化のため、リーク検出系（ナトリウム中水素計など）の高度化及び伝熱管破損伝播を回避できる対策（伝熱管ピッチ・伝熱管肉厚増加、2 重管 SG など）を検討した。

b. ナトリウム漏えい対策の検討

外管（1 次系）またはエンクロージャ（2 次系）によりナトリウムバウンダリの 2 重構造化を図ったナトリウム漏えい対策を設定し、漏えい後の復旧方法、復旧時間などの検討を行った。

c. 燃料サイクル適合概念の検討

炉心と燃料サイクルの整合を図り、燃料サイクル費を含めた発電単価の低減及び環境負荷低減を目指した炉心概念を構築するため、径方向ブランケットを削除した 1 領域炉心について検討した。

d. ISI 及び保守・補修の検討

ISI に対する新たな試みとして、ISI の本来あるべき位置付けや考え方について検討し、ISI の必要性の高い機器を抽出し、ISI 対象部位を設定した。さらに、抽出された主要な部位について ISI 方法を設定した。また、補修方法を検討した。

e. 運転廃棄物量及び廃炉廃棄物量の検討

ナトリウム炉の特徴を考慮して運転廃棄物量及び廃炉廃棄物量を検討した。

(5) 更なる経済性向上方策の検討

a. 2次系簡素化プラント

SGにおけるナトリウム・水反応を防止する概念として、2次冷却材に鉛ビスマスを用いた新型熱交換器（AIHX）を採用した2次系簡素化プラントの概念構築を行った。

b. 2次系に電磁ポンプを適用した概念の検討

2次系に適用可能な電磁ポンプの設計検討を行った。また、電磁ポンプの特徴をいかした2次主冷却系概念を構築し、成立見通しを検討すると共に、経済性評価のための配置・物量を算定した。

c. 燃料取扱設備の概念検討

使用済燃料水プール直接貯蔵方式に関し、モジュール炉固有の燃料取扱事情（燃取設備共用、移送距離大等）を考慮し、燃料交換時間の短縮化および設備容量の最小化を図った燃料取扱システムを検討し、設備の系統構成、仕様を設定した。更に、気中移送時の使用済燃料の除熱方式を具体的に検討し、除熱電源喪失時の除熱方法、電源確保方策、対応設備規模などを評価検討し、最適設備の系統構成、仕様を設定した。

2. 研究成果概要

平成 14 年度に実施した Na 冷却中型モジュール炉設計研究の研究成果概要を表 2-1～3 にまとめる。

2.1 プラント基本仕様の検討

中型モジュール炉の経済性を向上させるため出力上昇の検討を行うと共に、機器・系統の合理化を図り、更なる経済性向上検討を行った。

2.1.1 出力・モジュール数の選定

コマンドコストコードを用いた JNC での経済性評価では、出力 50 万 kW_e × 6 モジュール（以下、中型炉・M500 と記す）で目標値の約 98% であり、目標はほぼ達成しているが、その達成度に余裕がなく、更なるコストダウンのため出力増加が必要となる。

また、平成 13 年度のメーカ評価では、中型炉・M500 の建設費がモジュール効果を考慮しても 22.7 万円/kW_e と評価され、目標の 20 万円/kW_e にわずかながら到達しなかった。一方、大型炉（出力 150 万 kW_e、ツインプラント）の建設費は 19.4 万円/kW_e（メーカ評価値）と評価されており、モジュール効果による建設費低減よりも出力増加による建設費低減効果の方が大きい。そこで、出力を増加させた場合の概略の物量評価を行い、モジュール効果も考慮して、20 万円/kW_e を達成可能な出力規模を検討した。

算出結果を図 2.1.1-1 に示す。電気出力を増加させることにより建設費が低下し、75 万 kW_e × 4 モジュールで 20.2 万円/kW_e（メーカ評価値）となった。従って、20 万円/kW_e の目標値をほぼ達成できる見通しが得られたことから、中型モジュール炉は 75 万 kW_e × 4 モジュール（以下、中型炉・M750 と記す）として概念検討を行った。

2.1.2 機器・系統の選定

(1) 2 次系ループ数

2 次冷却系のループ数を 1 ループと 2 ループについて、主要機器の物量、安全性、構造健全性、運転・保修性、製作性、原子炉建家体積を比較検討した結果を表 2.1.2-1 に示す。

1 ループにすると冷却系設備及びこれに付随する電気計装等の BOP 設備の物量が削減され、2 次系機器・配管で約 14% が削減される。

一方、1 ループにすると配管・機器が大型化することによる構造健全性及び機器の製作性が課題となるが、大型炉の検討結果より健全性を確保でき、製作可能である見通しである。

原子炉建家の配置は、平成 13 年度の配置検討結果をベースに概略検討した結果、1 プラント当たりの建家体積は 2 ループで 4.0 万 m³ に対し、1 ループでは 3.8 万 m³ と約 0.95 倍になる。

このため、プラント成立性及び製作性見通しも得られていることから、1 ループを選定した。

(2) 蒸気発生器の形式

ヘリカルコイル型 SG は、先行炉などの採用実績があり開発課題が少ない。直管型 SG は、構造健全性や製作性に課題があり、その採用については研究開発を行った上で評価する必要があるが、プラント建設費のコスト低減を図れるポテンシャルを有している。ヘリカルコイル型と直管型の SG の比較結果を表 2.1.2-2 にまとめる。

最終的な SG 選定はナトリウム-水反応などの検討結果（2.4.1 項参照）によるが、ここでは暫定的にコスト低減が可能な直管 SG を採用し、2.2.3 項でプラント概念を構築した。

(3) 崩壊熱除去系構成

平成 13 年度レファレンスの系統構成に対し、平成 13 年度の評価結果を踏まえ、75 万 kWe に出力が増大したことを考慮して見直しを行った。候補概念は以下の 3 ケースである。

ケース 1 : PRACS×2 系統 + IRACS×1 系統 (H13 レファレンス)

ケース 2 : PRACS×2 系統 + DRACS×1 系統

ケース 3 : IRACS×1 系統 + DRACS×2 系統

また、候補概念の選定においては、以下の視点に基づくものとした。

- ① 合理化のため他の機器 (RV, IHX) へのサイズインパクトが無いもしくは小さいこと。
- ② 平成 13 年度の課題であった 2 次系脈動を抑制できる構成とする。
- ③ 目標とする信頼性及び必要とされる除熱容量を有する構成とする。
- ④ 1 ループの長期メンテナンス時にも、確実に崩壊熱除去ができる構成とする。
- ⑤ 自然循環特性に優れた構成であること。

これらの概念の比較を表 2.1.2-3 に示す。その結果、崩壊熱除去系の型式・構成は、原子炉容器へのサイズインパクトが無く、2 次ナトリウム漏えい（事象Ⅲ）時も DRACS 単独運転にならず、自然循環力の優れた下記の型式を選定した。

PRACS×2 系統 + DRACS×1 系統

上記で選定した崩壊熱除去系を対象に、経済性、運転・保守面で有利な完全自然循環方式を選定した。この場合、動的機器が空気冷却器のダンバ類に限定されるので、運転／保守面の大幅な簡素化が図れる。ただし、信頼性向上を考慮し、ダンバは多重化 (50%×2 基) を図っている。なお、上記②の課題に関しては、50 万 kWe の直管 SG では 2 次系に脈動が生じていたが、75 万 kWe に出力上昇し、IRACS を削除したことにより、脈動解消できたため、自然循環を採用しても問題無い見通しである。

2.1.3 基本仕様のまとめ

基本仕様の選定候補、選定仕様とその選定に向けての視点を表 2.1.3-1 にまとめる。また、プラント基本仕様（中型炉 M-750）を図 2.1.3-1 に示す。

2.2 プラント概念の構築

2.1 項において選定した基本仕様に従い、物量合理化を念頭にプラント全体概念の具体化を行った。併せて、シングルプラント（中型炉 S-750 と記す）についても建屋配置を検討し、概略のプラント

構築を行った。

以下に、設備ごとにその概要をまとめる。

2.2.1 炉心・燃料

電気出力を 750MWe に向上させた ABLE 型均質 2 領域炉心(以下従来型炉心)の炉心・燃料仕様を、図 2.2.1-1 に示すように構築した。

- ・ 従来型炉心は、増殖比(約 1.2)の設計目標、ナトリウムボイド反応度の制限目標(6.0%未満)を満足できる見通しを得た。炉心燃料集合体 314 体、制御棒集合体 35 体で構成する。炉心等価直径は約 350cm、遮へい体外接円径は約 540cm となり、プラントとの取合を満足した。
- ・ 径方向ブランケット燃料集合体として成立性が見通せ、かつ増殖特性の向上を目指した 169 本バンドル・燃料体積比 0.53 とする仕様を設定した。

2.2.2 原子炉構造

(1) 原子炉構造

従来型炉心の制御棒配置及び集合体最外接円径 $\phi 5600\text{mm}$ に対応する炉心槽サイズ、機器間ギャップの要求条件、回転プラグの据付性、ガス巻き込み防止の要求条件及び炉内計装の検討結果を反映して原子炉構造の検討を行い、図 2.2.2-1 に示す概念を設定した。原子炉容器内径は $\phi 8500\text{mm}$ となった。また、別途実施した耐震評価を反映し、円筒胴板厚は 30mm とした。

(2) 炉上部プレナム内構造の設定

炉上部プレナム内構造に関して、大型炉-1500 を対象に実施されている水流動試験の結果を反映した流動適正化対策を中型炉-M750 にも適用した。適用した主要な構造を以下に示す。

- ・ 2重ディッププレート
- ・ 燃交機貫通孔プラグ
- ・ コールドトラップ配置変更(切込みの反対側に配置)
- ・ スプリッタ設置(ホットレグ配管と原子炉容器サーマルライナ間)
- ・ キャビテーション発生抑制を考慮したホットレグ配管入口ノズル形状

UIS は CRD 案内管と水平板で構成されるコラム型 UIS とし、CR 挿入性などの耐震性が確保されることを確認した。

(3) 原子炉停止系

主及び後備炉停止系を対象として、制御棒及び制御棒駆動機構について設計条件を整理し、炉心からの要求条件を満足するとともに、原子炉構造と整合を図った基本仕様を設定した。

(4) 燃料交換機

単回転プラグ+切込み付コラム型 UIS に適合する燃料交換機について、設計条件を整理し、これを満足しつつ耐震性向上を図った燃料交換機の基本仕様を設定した。

2.2.3 1・2次冷却系設備

(1) 1次系冷却系設備

a. 系統構成

1次冷却系の系統構成、機器仕様、配管口径を設定し、系統圧損及びナトリウムインベントリにより、機器高低関係、カバーガス圧力、液位変動量を設定した。コールドレグ配管は流力振動を考慮して、配管内流速を 7m/s 台として設計した。

1次及び2次冷却系の系統図を図 2.2.3-1 に示す。

b. IHX/ポンプ合体機器

1次冷却系の系統仕様に基づき、IHX/ポンプ合体機器の構造概念、伝熱流動設計を行い、機器仕様を設定した。合体機器の構造概念図及び主要目を図 2.2.3-2 に示す。合体機器は、ポンプの一定回転数運転時に共振を回避する方針を定め、固有値解析により振動特性を確認の上、構造を設定した。

c. 1次系配管

1次系配管材料は 12Cr 系鋼とし、ホットレグ配管は 1 エルボ、コールドレグ配管は 3 エルボで引廻しを設定し、熱膨張応力及び耐震性に関する健全性評価を満足する見通しを得た。

(2) 2次冷却系設備

a. 2次系系統概念

2次冷却系の配管口径を設定し、系統圧損及びナトリウムインベントリを計算し、カバーガス圧力、液位変動量を設定した。

・カバーガス圧力	0.3MPa (ゲージ圧)
・ナトリウム容量	335.2m ³
・液位変動	2次系最低液位=基準液位-1.2m

b. SG

プラント基本仕様の検討で設定された SG 形式に基づいて、直管型蒸気発生器の機器仕様を設定した。蒸気発生器の構造概念図及び主要目を図 2.2.3-3 に示す。

c. 2次系ポンプ

2次冷却系の系統仕様に基づき、水力部の検討を行い、機器構造仕様を設定した。

d. 2次系配管

ナトリウム漏えい対策としてエンクロージャの区画化や保温材構造を具体化し、保守・補修性に優れた構造とした。

2.2.4 崩壊熱除去系設備

プラント基本仕様の検討で設定された DRACS×1 系統、PRACS×2 系統の完全自然循環除熱の崩壊熱除去系に関し、系統構成、仕様の具体化及び機器設備の構造概念、仕様の設定を行った。

(1) 系統計画

a. 除熱量の設定

PRACS 及び DRACS が運転される事象を抽出し、その中で大きな除熱量を必要とされる事象を選定し、この事象について、PRACS 及び DRACS の除熱量をパラメータにした 1 次元の解析コードによる過渡解析を実施し、原子炉冷却材バウンダリ温度制限を満足する除熱量を、以下のとおり、設定した。

- ・ DRACS : 10MWt×1 系統（自然循環運転）
- ・ PRACS : 11MWt×2 系統（自然循環運転・常用系プロワ付き）

b. 系統構成、仕様の設定

上記 a. で設定した除熱量に基づき、原子炉容器径、中間熱交換器上部プレナムへのインパクトなどに配慮して、機器サイジング用ヒートバランスを設定した。同時に、自然循環力を確保できる圧力損失とするため、その配管口径として、PRACS 及び DRACS とも 10B を設定した。また、自然循環冷却では冷却材の降温速度が非常に緩やかであるので、高温の長時間継続回避、早期再起動などの運用の観点から、常用電源駆動の送風機を PRACS に設置することとした。一例として DRACS の系統概念図を図 2.2.4-1 に示す。

(2) DHX、A/C など機器

機器サイジング用ヒートバランスに基づいて、熱交換器、空気冷却器の構造概念、機器仕様の設定を行った。空気冷却器は、伝熱管のナトリウム漏えい対策のため、フィン付き 2 重伝熱管とし、万が一のナトリウム漏えいに対して受皿を有する構造を採用した。一例として DRACS 空気冷却器の構造概念を図 2.2.4-1 に示す。

PRACS 热交換器伝熱管は、図 2.2.3-2 に示すように、IHX 上部プレナム内に設置した。なお、ヘッダ部は、冷却材バウンダリ貫通部削減及び保守・補修性を考慮し、鏡板に設置した。

- | | | |
|--------------|-------------------------|----------------------------|
| ・ DRACS 伝熱面積 | 熱交換器 : 33m ² | 空気冷却器 : 2200m ² |
| ・ PRACS 伝熱面積 | 熱交換器 : 46m ² | 空気冷却器 : 2520m ² |
| ・ PRACS | 常用系プロワ容量 | 2320m ³ /min |

2.2.5 タービン系設備

平成 13 年度までに検討したタービン設備構成を基に、原子炉出力の増加、モジュール数の変更を反映したタービン設備の系統構成及び仕様の設定を行った。更に平成 13 年度の検討で課題としていた蒸気タービン、給水ポンプ、気水分離器について機器仕様の設定ならびに最適化検討を実施し、設備構成に反映した。タービン設備の系統構成を図 2.2.5-1 に示す。

(1) 蒸気タービン仕様

高圧タービンに新たに中圧タービンを追加して、高圧タービン+中圧タービン+低圧タービンのタービン構成とした。これらの組み合わせによって翼が最適化されることによりタービン効率の向上が図られた。また低圧タービンには新たに開発された 54 インチ翼を採用することによって、低圧タービン車室数を 3 車室から 2 車室に削減することができた。

(2) 給水ポンプ構成の設定

給水ポンプ構成として 33% 容量機×3 台の構成を選択した。33% 容量機は電動機駆動を採用で

き、かつ配置及びメンテナンスの面から有利であると考えられる。また起動用給水ポンプを削除し合理化を図った。

(3) 気水分離器系統数の設定

気水分離器内径を大きくすることにより台数を減らし系統を簡素化する検討を行い、2台構成案を最適化案として選定した。気水分離器を2台とする構成が、タンク重量が最小となり製作コストの面からも有利となった。

2.2.6 燃料取扱設備

炉外燃料貯蔵庫（EVST）を用いた燃料取扱設備の概念図を図 2.5.4-1 に示す。原子炉から取り出した高発熱の燃料使用済燃料集合体は EVST に貯蔵され、崩壊熱が十分低下したのち貯蔵プールに移動される。今年度の検討では、安全性向上を念頭に燃料落下の防止、破損燃料の早期検出性等を検討するとともに、EVST を局限化した概念における物量比較、さらには2集合体ポットを採用した燃料交換時間の短縮等を検討し、EVST 概念を用いた最適な燃料取扱設備概念を具体化した。

今年度検討した燃料取扱設備の安全性に係る項目について、先行炉と比較し表 2.2.6-1 に示す。燃料落下事象については、落下防止機構の対策等により落下事象を設計外事象とすることを目標としている。燃料移送中の停止事故については、全ての移送位置においても冷却性が確保される概念とした。

落下防止に対する具体的対策として、グリッパ爪による不十分な掴み状態で燃料が吊り上げられることを防止する機構及びドアバルブの誤閉による吊り具切断を防止する機構（図 2.2.6-1 参照）を具体化した。

2集合体ポット移送に係る炉内中継装置の概念図を1集合体ポット移送と比較して図 2.2.6-2 に示す。2集合体ポット移送は炉心案内管の口径が大きくなり炉心上部構造物との干渉が懸念されていたが、干渉しない見通しであるため、燃料交換時間が短く（1集合体ポットに比べ5日短縮）、炉内に可動部のない2集合体ポットを中心に検討した。

今年度はまた、EVST の局限化として原子炉から取り出した使用済燃料集合体を Na 槽に一時的に保管し、早期に貯蔵プールに取り出すという概念を概略検討し、2集合体ポット移送及び1集合体ポット移送概念と物量を比較検討した。図 2.2.6-3 にこの結果を示す。この結果からは1集合体ポット移送の概念がもつとも物量的には有利となるが、燃料交換期間等を考慮した経済性においては、EVST で2集合体ポットでの移送方式が有利となった。なお、Na 槽を用いた概念は、前述の水プール直接貯蔵概念と同じように、崩壊熱の高い状態での気中移動を伴うため、安全上の対策が必要となる。

2.2.7 電気・計装設備

(1) 電気設備

崩壊熱除去系に完全自然循環除熱型を採用した設計としたことから、非常系設備が削減された。その結果、ディーゼル発電機を用いる必要がなくなり、関連する工安系補機も不要となった。そ

こで、非常用電源設備として必要最小限の安全系設備に給電するためにガスタービン発電機を採用したことでの大幅なコストダウンが可能となっている。

今年度は、所内交流電源、直流電源、計装電源及び非常用ガスタービン発電機について、各系統負荷データを反映した基本仕様を設定すると共に、建設費算定のために必要な物量データを構築した。特に、安全系電源設備についてはナトリウム炉固有の特長を生かした合理的な設備仕様／概念系統とした。その結果、安全系電源設備はモジュール炉共用で出力運転中保守（OPM）対応のガスタービン発電機、全交流電源喪失（SBO）時は24時間給電のバッテリー、SBO対応の専用バッテリー（2時間給電）付の燃取電源装置を設置した設備構成とした。また、常用電源設備は合理化対応として可能な限り、モジュール炉共用として設備物量の削減を図った。

・非常用電源設備概念を図2.2.7-1に示す。

(2) 計装設備

大型炉での検討結果を参考に、主要な原子炉計装及びプロセス計装について検討を行い、仕様及び設置場所を具体化した。また、中型モジュール炉の特徴を考慮し、プラント制御設備、中央監視設備の仕様検討を行った。プラント制御設備のシステム構成と中央制御室の盤配置概念を図2.2.7-2に示す。

2.2.8 建屋・配置

ナトリウム冷却中型モジュール炉は、平成13年度の50万kWe×6モジュールから75万kWe×4モジュールに単機出力の変更を行い、タービン設備についても形式変更などがあり、かつ建設工法などを考慮した合理的な建屋配置の再構築を図るための検討を行った。

また原子炉格納容器は、コンパクト化の観点より矩形状であり、建設工法上からSC構造化などが求められている。このためCV基準への適合性などを検討した。

平成13年度設計の原子炉施設建屋は、上部基礎版より上方の躯体モジュールを独立建屋で計画したが、耐震上及び物量低減の観点より、各モジュール間の壁は一体化する構造とした。建屋配置については、原子炉モジュール間で共用する長尺の燃料交換機の移送方式について検討するとともに、設備設計側の設計進捗を反映した機器配置検討を行った。

タービン建屋は、タービン形式の変更(TC6F-49→TC4F-54)により、「高圧+低圧タービン×3基」が「高圧+中圧+低圧タービン×2基」となり、タービンの全長が縮小され、かつ制御建屋の南側にツインプラントとして一体化したこと、スペース及び設備の共有化により、建屋の縮小化を図った。

検討結果として、原子炉施設建屋とタービン建屋の配置図を図2.2.8-1に示す。また、プラント鳥瞰図を図2.2.8-2に示す。

なお、矩形格納容器(CV)については、鉄筋コンクリート(RC)構造CV、鋼板コンクリート(SC)構造CVならびに船殻CVについて各構造形式のCV基準整備状況を調査し、ライナ内張り方式のSCCVが現状で妥当な構造と選定し、開発項目などを提案した。

原子炉施設建屋の全体寸法は、75m×85m×H62m、建屋容積が1ユニット(150万kWe)分

で 13.8 万 m³ となり、平成 13 年度の 14.0 万 m³ より 1.4% の低減となった。タービン建屋はツインプラントで 209.5m × 49.5m × H42.8m で、建屋容積が 1 ユニット分では約 19 万 m³、平成 13 年度の約 21 万 m³ に対し約 10% の削減となった。

2.2.9 定検・建設期間

(1) 定検期間の設定

SG 伝熱管は、複数本同時探傷法の採用により検査日数の大幅短縮(搬送装置 1 台 × 4 本同時探傷時 18.5 日)を図り、定検毎全数検査を可能としたが、炉心構成要素交換日数増加の影響により、モジュール単体における標準定検期間は 32 日となった(平成 13 年度は 31 日)。この定検基本工程(案)を表 2.2.9-1 に示す。

またプラント全体でのシリーズ定検工程を考えた標準工程は、42.5 日程度に、3 回に 1 回実施予定の標準外定検(モジュール単体における標準定検に対応した工程)は、45 日程度で収まることを確認した。

(2) 大型ユニット工法の具体化

大型ユニット工法は、平成 13 年度設計で提案した大型重量物輸送台車(ドーリ)などを採用するものとし、その輸送設備の仕様の検討を行ない、ドーリ及び輸送台船などの条件を明確にした。一体輸送の範囲としては、当初、モジュール躯体寸法を 30m × 30m × H50m、積載可能重量として 4000ton 程度としたが、原子炉建屋、補助建屋、制御建屋の輸送単位であるモジュールの分割範囲を 8 モジュールとすることとし、補助建屋モジュールの 1 辺長さが約 42m となることが分かった。42m では登坂勾配の許容値が小さくなるが、輸送可能範囲と判断した。そして各モジュールへのドーリの配車概念を明らかにした。

4 モジュール同時着工を条件とすることで、モジュールのドーリへの搭載方法、建設手順、現地でのモジュール組立・据付順序などについて検討するとともに、モジュール躯体構造の具体化検討を行ない、ドーリへの搭載、現地での据付けなどを考慮した構造概念を明らかにした。特に現地据付け方法について検討した結果、上部基礎版をトラス構造として工場にて一体化製作するモジュール底部構造概念を創出した。

図 2.2.9-1 に大型ユニット工法の建設手順を、図 2.2.9-2 にドーリ概要と配車についてまとめる。

(2) 建設期間の設定

平成 13 年度に比べ、建屋モジュール数は減少しているが、サイト全体での建屋容積はほぼ同程度であること、また炉心構成要素の増加に対しては、元来大型ユニット工法を基本に RV との一体吊り込み、模擬炉心構成では複数体同時装荷などを前提にしており、これらの建設期間への影響は小さいと判断して現地工程は平成 13 年度と同様に 33 か月と設定した。なおモジュール分割工法の詳細化も踏まえ、工場先行組立期間は平成 13 年度より 2 か月程度の前倒しが望ましいと判断し、工場組立期間を含めた全体工程は 38 か月(平成 13 年度: 36 か月)と設定した。大型ユニット工法を考慮した建設工程を表 2.2.9-2 に示す。

2.2.10 シングルプラントの構築

中型炉-M750 をベースに、シングルプラント（以下、中型炉-S750 と記す）とする場合の冷却系及びタービン系の設備仕様を検討し、経済性評価のための物量を算定した。

シングルプラントでは共用化による合理化ができないため、原子炉施設建屋及びタービン建屋とも容積については不利となる。検討の概要を表 2.2.10-1 にまとめる。

2.2.11 経済性評価

構築したプラント概念をもとに、中型炉-M750 及び中型炉-S750 の概略物量をまとめ、経済性評価を行った。以下に、物量、建設費及び発電単価の概略評価結果をまとめる。なお、原子炉建屋の配置設計における燃料取扱設備は 2.5.4 項に記した水プール直接貯蔵方式で実施されているため、今年度の経済性評価では水プール直接貯蔵方式で評価している。2.2.6 項に記した EVST 方式を採用した場合の評価は平成 15 年度に実施する予定である。

(1) 物量算出

これまでに検討したプラント概念に基づいて算出した中型炉-M750 の物量は以下のとおりである。

- ・ NSSS 重量 : 1,867 トン
- ・ 原子炉建屋容積 : 69,000m³
- ・ タービン建屋体積 : 95,000m³ (2 モジュールで共有化)

また、中型炉-S750 では以下のようになった。

- ・ NSSS 重量 : 1,867 トン
- ・ 原子炉建屋容積 : 108,000m³
- ・ タービン建屋体積 : 143,000m³

シングル炉では NSSS 重量は変わらないが、モジュールでの共有化による合理化ができないため、建屋容積が大きくなっている。表 2.2.11-1 に概略の物量比較を示す。

(2) 建設費及び発電単価の推定

モジュール炉とは規格化された炉を複数、かつ連続して製作することにより設計費や加工費、材料費などを削減し、建設費を低減させることを目的とした炉である。4 モジュールの連続製作で 10.6% のモジュール効果が期待できると評価された。

物量とモジュール効果を基に、経済性評価を実施した。この結果、建設費は約 18.0 万円/kWe と評価（コマンドコストコードを用いた JNC 評価）され、大型炉-1500 の約 16.6 円/kWe を若干上回っている。また、中型炉-S750 の場合、メーカ評価で、中型炉-M750 の建設費に比べ单基建設で約 34% 増加、4 基連続製作するとして約 15% 増加となった。

発電機端での発電単価は、中型炉-M750 では、核燃料費 1.1 円/kWh を前提に、運転維持費を建設費に対する比率で設定した結果、約 4.7 円/kWh となり、大型炉-1500 の約 4.5 円/kWh を若干上回っている（ただし、建設コストはメーカ評価値）。シングル炉の場合は、单基製作で 5.9 円/kWh、4 基連続建設の場合は建設費負担分が低下し、5.2 円/kWh となった。いずれも目標の

4 円/kWh には到達していないので、今後、運転維持費などを実態にあわせ見直していく。

2.2.12 プラント概念のまとめ

中型モジュール炉概念は、以下にまとめるように、大型炉の建設費低減方策コンセプトを踏襲し、更に中型モジュール炉としての合理化項目を取り入れている。

[大型炉-1500 の建設費低減コンセプトの踏襲]

- ・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
- ・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）

[中型炉-M750 の建設費低減コンセプト]

- ・スケールアップ効果が期待できる中型炉出力：75 万 kW_e、4 モジュール
- ・製作性の優れた小型原子炉容器
- ・2 次系の 1 ループ化
- ・直管 SG の採用
- ・非常用電源の大幅削減
- ・大型ユニット工法の採用
- ・4 モジュール効果の適用

これらのコンセプトをまとめたものを図 2.2.12-1 に、主要機器仕様一覧を表 2.2.12-1 に示す。なお、平成 13 年度からの主な変更点は以下のとおりである。

- ・建設費の低減のため出力、モジュール数の変更
(50 万 kW_e、6 モジュールから 75 万 kW_e、4 モジュールに)
- ・全プラント設備を 75 万 kW_e、4 モジュールに全面見直し
- ・原子炉建屋配置を 75 万 kW_e、4 モジュールに全面見直し
- ・崩壊熱除去時の 2 次系ナトリウム脈動解消及び炉心部のインターラッパーフロー促進等のため崩壊熱除去系の構成を変更
(2*PRACS+1*IRACS から 1*DRACS+2*PRACS)

2.3 成立性に係わる主要課題の検討

大型炉と共通な安全性、熱流動及び構造に係る課題については、大型炉の成立性の中で合わせて検討し、中型炉ではその成果を活用して設計検討を行った。また、安全性、熱流動及び構造に関する中型炉特有の課題（直管 SG 流動安定性、モジュール炉制御特性など）について成立性見通し評価を実施し、プラントの成立性見通しを得た。

2.3.1 炉心・遮へい性能評価（表 2.3.1-1 参照）

中型炉-M750 従来型炉心に対し、基本核特性、熱流力特性、燃料健全性評価を実施し、増殖比（約 1.2）の設計目標、炉心ナトリウムボイド反応度（余裕を持って 6.0\$未満）の制限目標に対し、それぞれ 1.15、5.5\$を得たことから、設計目標を満足することを確認できた。

また、大型炉-1500 の遮へい体構造を参考に、軸方向遮へい体構造を見直した。炉心廻り遮へい解析による各部中性子照射量は、60 年寿命プラントに対する制限値を満足することを確認できた。

2.3.2 安全特性評価

(1) LOF 型及び TOP 型事象評価（表 2.3.2-1 参照）

LOF 型事象に関しては、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時の評価を行い、ポンプトリップ時間遅れ 1.0 秒、流量半減時間 5.5 秒の条件下で評価結果は 843°C となり、判断基準 900°C を十分に下回ることが確認された。

平成 13 年度に課題となった TOP 型事象である制御棒誤引抜き時の炉心防護に関しては、大型炉と同様に、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可能性があるため、制御棒運用、運転条件等について更に検討を加える必要があることが分った。

(2) DHRS の除熱特性（自然循環除熱特性）評価（表 2.3.2-2 参照）

完全自然循環式 DHRS (2PRACS+1DRACS) の自然循環除熱特性を評価し、崩壊熱除去系が十分な除熱能力を有し、安定した自然循環挙動となる見通しが得られた。ただし、最も厳しい事象IV（2 次 Na 漏えい+外部電源喪失+DRACS ダンパ 1 基開失敗）において、2 次系以降の熱容量を期待しない保守的な想定 (CASE7-3 : IHX 2 次側瞬時断熱条件) をした場合、被覆管肉厚中心温度が判断基準に達している。これを回避する (CASE7-2 のように 2 次系熱容量を考慮すれば判断基準を満たす) ため、2 次系を安全系並の設計にして熱容量を期待できるようにする必要があることが示された。

(3) 再臨界回避の評価（表 2.3.2-3 参照）

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補強し、炉心下部構造に受け皿の設置及び下部プレナム部容量の確保を図り、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、解析モデルの不確かさが大きい溶融燃料の流出挙動に課題があるが、再臨界回避見通しを得た。

2.3.3 構造成立性評価

(1) 原子炉構造の耐震性評価（表 2.3.3-1 参照）

原子炉容器、炉心及び UIS はレファレンス S2 及び強地震検討用水平動の地震条件に対して耐震性を確保できる見通しが得られた。また、燃料交換機の耐震評価により、S1 地震のみならずレファレンス S2 及び強地震検討用水平動の地震条件に対しても耐震性を確保できる見通しがあることを確認した。ただし、燃料交換機に関しては、関節部ガタによっては UIS 切込み部と衝突する可能性があり、影響詳細評価を行う必要がある。

(2) IHX／ポンプ合体機器の成立性評価（表 2.3.3-2 参照）

通常のポンプ設計では、全運転領域にわたり共振回避する設計であり、その方向での設計が必要である。しかし、本ポンプは IHX との合体機器であり、そのため長尺構造となっており、IHX 伝熱管などの剛性をあげることは限界がある。そこで、振動モードによっては伝熱管群振動あるいは IHX ケーシングとの共振が問題となるため共振回避を指向する設計を採用し、現状、表 2.3.3-2 の検討条件に示す共振回避条件を設定している。

そのため、IHX とポンプの共振回避方針を満足する機器構造を設定し、固有値解析を行った。固有値解析の結果、表 2.3.3-2 中の表-1 に示すように、定格運転時の共振回避が可能であることを確認した。なお、起動初期のポンプ回転数は定格時の 36%程度で共振回避方針を満足させることができることを確認した。また、地震時の構造健全性は、適切な振れ止め構造を設置することで、成立性の見通しを得た。

評価モデルの改良及び構造変更を反映したポンプ振動による IHX 伝熱管のフレッティング摩耗の評価を行い、摩耗量 0.15mm が摩耗限界 0.25mm を下回ることを確認した。

2.3.4 流動特性評価

(1) 炉容器のガス巻込み評価（表 2.3.4-1 参照）

炉容器液面からのガス巻込みが懸念されるが、ガス巻込み対策構造として、大型炉-1500 と同様に、2重ディッププレート、燃料交換機ダミープラグ下端位置を炉上部プレナムから 4段目のバッフルプレート位置に設定、水中渦対策構造としてフロースプリッタの設置等の対策により、詳細な3次元流動解析の結果、液面流速を 0.1m/s 以下にできる見込みであることが確認でき、水流動試験結果及び実証炉の IHX ガス巻込み限界流速 0.1m/s 以下より判断して、ガス巻込みは発生しない見通しが得られた。

(2) 配管流速増大に伴う流力振動評価（表 2.3.4-2 参照）

Na 流速が 10m/s に近い高流速であることから、配管の流力振動の発生、エロージョン・コロージョン等が懸念され、平成 13 年度の評価では流力振動に対する余裕が少ない状態であった。そのため、コールドレグ配管の口径拡大、肉厚増加、サポート 2ヶ所追加の対応を図り、ランダム振動評価、自励振動評価を実施した結果、裕度が増大したことを確認した。また、解析評価手法の高度化を図ることで、更に裕度が拡大する可能性があることを確認できた。

(3) IHX 上部プレナム流動評価（表 2.3.4-3 参照）

IHX／ポンプ合体機器の上部プレナムは、伝熱管への流量配分を均一化するため、大型炉-1500 で検討された堰+整流板による整流構造が設置された。その効果を上部プレナム部に対する 3 次元流動解析で確認した。その結果、伝熱管への流量配分のばらつきは ±3 %程度であり、熱交換性能や伝熱管温度分布による座屈防止等の観点から定めた ±20% を下回った。なお、ばらつきは径方向への局所的なものであり、全体的なばらつきはほとんど生じなかつた。

また、上部プレナムに設置される PRACS の伝熱管流力振動評価も行い、同期・流力弹性振動の発生が回避できる見通しが得られた。圧力損失については、系統側で設定したポンプ上流の

IHX 部圧力損失程度にできる見通しが得られた。

(4) 直管 SG 水側流動安定性評価（表 2.3.4-4 参照）

直管型 SG はヘリカルコイル型 SG に比べ流動不安定になりやすい傾向があるが、平成 13 年度評価では入口オリフィスなしでも成立の見通しが得られていた。しかし、プラント出力の見直しがあったこと、安定性判別コードの検証が不十分であったことから、安定性に関し再評価を行った。1 MWt の二重直管型 SG での安定性試験結果を用いたコードの検証の結果、オリフィス係数 120 以下を適用範囲とすれば十分な精度で適用可能なことを確認した。また、コードの精度を考慮した水側流動安定性評価の結果、長尺・小口径伝熱管等の採用により、流動安定性が厳しい 100% 出力において、オリフィスなしで水側流動安定性が得られる見通しが得られた。

2.3.5 制御特性評価（表 2.3.5-1 参照）

(1) 所内単独運転移行評価

発電負荷の大幅な喪失（95%）を条件に、所内単独運転移行の評価をプラント動特性解析により行った結果、タービンバイパス弁制御、セットバック制御等により、安定に所内単独運転に移行できる見通しが得られた。

(2) 1 原子炉トリップ時の運転継続評価

中型炉-M750 は 2 原子炉で 1 タービンを共有する構成となっていることから、1 原子炉トリップ時の健全原子炉の運転継続が懸念されたが、プラント動特性解析を行った結果、タービンガバナ弁制御、主蒸気圧力制御などにより SG 出口ナトリウム温度低下が約 9 ℃にとどまり、健全原子炉とタービン発電機の運転継続は可能な見通しが得られた。

2.4 魅力あるプラントの追求

ナトリウム炉の弱点を克服し魅力あるプラント概念を追求するため、以下を検討しプラント概念を構築した。

2.4.1 Na 炉の弱点克服

(1) ナトリウム・水反応対策の検討（表 2.4.1-1 参照）

ナトリウム・水反応対策の強化のため、リーク検出系（ナトリウム中水素計など）の高度化及び伝熱管破損伝播を回避できる対策（伝熱管ピッチ・伝熱管肉厚増加、2 重管 SG など）を検討した。その結果、破損伝播によるリーク率の合計を 1 本完全破断相当に抑える概念としてはヘリカルコイル型単管 SG が有望であり、破損伝播を回避する概念としては、ISI などの開発課題はあるものの直管型 2 重管 SG が有望であることが分かった。

(2) ナトリウム漏えい対策の検討（表 2.4.1-2 参照）

外管（1 次系）またはエンクロージャ（2 次系）によりナトリウムバウンダリの 2 重構造化を図ったナトリウム漏えい対策を設定し、漏えい後の復旧方法、復旧時間などの検討を行った。その結果、ナトリウム漏えい発生後約 100 日で復旧可能な見通しを得た。

2.4.2 保守・補修性の検討（表 2.4.2-1 及び表 2.4.2-2 参照）

ISIに対する新たな試みとして、ISIの本来あるべき位置付けや考え方について検討した。

次に、このISIについての考え方に基づき、ISIの必要性の高い機器を抽出し、ISI対象部位を設定した。さらに、抽出された主要な部位についてISI方法を設定した。また、補修方法を検討した結果、2次系配管補修及びSG伝熱管プラグは約45日で可能である見通しを得た。

2.4.3 燃料サイクル適合概念の検討（表 2.4.3-1 参照）

炉心と燃料サイクルの整合を図り、燃料サイクル費を含めた発電単価の低減及び環境負荷低減を目指した炉心概念を構築するため、径方向ブランケットを削除した1領域炉心について検討した。その結果、発電単価は約0.4円/kWh低減し、約4.3円/kWhとなる見通しを得た。

2.4.4 廃棄物量の検討（表 2.4.4-1 参照）

ナトリウム炉の特徴を考慮して運転廃棄物量及び廃炉廃棄物量を検討した。その結果、運転廃棄物量は放射性廃水の量が少ないとことなどから、廃炉廃棄物量は機器が薄肉となることなどから、ともに軽水炉以下となる見通しを得た。

2.5 更なる経済性向上方策の検討

2.5.1 プラント効率の向上（表 2.5.1-1 参照）

プラント効率向上による経済性向上を狙い、高温化・高効率化の検討、カリーナサイクルの適用を検討した。

高温化・高効率化ではR/V出口温度を575°Cとし、高効率タービンの採用を検討したが、経済性向上の見通しは得られなかった。また、カリーナサイクルに関しては現状の知見では大幅な物量増加となり、経済性向上は望めないことがわかった。

2.5.2 2次系簡素化プラント概念の検討（表 2.5.1-2 参照）

SGにおけるナトリウム・水反応を防止する概念として、2次冷却材に鉛ビスマスを用いた新型熱交換器（AIHX）を採用した2次系簡素化プラントの概念構築を行った。経済性評価の結果、建設費は約22.5万円/kWe（メーカー評価値）となった。

2.5.3 2次系に電磁ポンプを適用した概念の検討

中型炉の2次主冷却系に電磁ポンプを採用した概念を構築し、ポンプ本体及び2次系全体の成立性を評価するとともに、電磁ポンプの特長（配置の自由度が高い、静的機器のためメンテナンス性に優れる等）を活かした建屋配置、定検期間、保守補修性等を検討した。

(1) 2次系全体構成

初めに、直管SG及びヘリカルSGと電磁ポンプを組み合わせた場合の最適な系統構成を選定

するため、ポンプ基数、ポンプ合体・分離、配置スペース、配管長さ、機器の補修性等により比較検討した。その結果、図 2.5.3-1 に示すシステム 1（直管 SG と電磁ポンプの分離）、システム 2（ヘリカル SG と電磁ポンプの合体）の 2 つの概念を選定し、それぞれの概念を具体化した。

システム 1 は直管 SG と電磁ポンプを分離配置し、CT は Na 漏えいポテンシャル低減の観点から電磁ポンプに内蔵とした概念であり、システム 2 はヘリカル SG と電磁ポンプを合体し、電磁ポンプの中に CT を内蔵した概念である。いずれも Na 漏えい対策として、2 次系機器及び配管はエンクロージャー付き構造とし、配管径は H/L : 32B × 2（流速 9.4m/s）、C/L : 44B（流速 9.0m/s）とした。

電磁ポンプは入口部での流速分布の不均一性が流動不安定の原因になるため、入口部での流速が以下となるように構造概念を具体化した。

- ・流れ方向流速分布が平均流速の±5%以内
- ・周方向旋回流速が、流れ方向平均流速の±5%以内

この検討の結果、システム 1 のポンプ入口部においては、流れ方向の流速分布が大きくなり、平均±5%以内を満足させるため入口部の直管部が 8 m を超える長さとなった。

電磁ポンプを採用した 2 次主冷却系配管の構造健全性では、熱荷重及び地震荷重に対する健全性を評価し、その結果、システム 1 及びシステム 2 ともに健全性の見通しを得た。また、システム 1 及びシステム 2 に対する安全設計要求として電源喪失時要求条件の検討を行った結果、外部電源喪失時に電磁ポンプ（2 次系）のフローコーストダウンを考慮しなくとも、炉心燃料の健全性は確保できる見通しを得た。

(2) 電磁ポンプ本体の検討

電磁ポンプ本体については、160m³/min の大容量浸漬型電磁ポンプ開発成果を基に、約 520m³/min の電磁ポンプの電気・磁気設計、構造設計及び電源系等の設計を行った。

容量が大きくなることから、まずポンプの適用形態を検討した。ポンプを 1 基のみとする場合、1 ポンプで直列に 2 分割する場合、並列に 2 ポンプとする場合の 3 つのパターンにおいて運転制御性、信頼性、製作性等の観点から比較検討した結果を表 2.5.3-1 に示す。電磁ポンプ特有の不安定性を回避する観点から、1 ポンプで軸長 10m の環状流路を均一に製作することは困難であり、また 2 ポンプの並列運転では、電源周波数に位相差が生じた場合のポンプ出口部での流力振動の懸念があるため、選定したポンプ形態としては 1 ポンプで上下直列分割とした。このポンプのメリットとしては、電源制御系を独立にすることにより、上下いずれかが故障した場合でも、健全側ポンプにて定格流量の約 70% で運転継続が可能となることである。

システム 1 及びシステム 2 に適用するポンプ仕様と Q-H 特性を表 2.5.3-2 に示す。システム 1 とシステム 2 の相違は、SG の型式による違いであり、軸長の長い直管 SG に適用するシステム 1 の方が、揚程、電気入力、ステータ長等が増加することとなる。定格点ではいずれのポンプとも必要揚程に対して、十分余裕のある特性となっている。なお、1 台が故障した場合の残り 1 台運転では、周波数を下げるにより Q-H 特性カーブの右下がりの安定運転範囲で運転継続が可能である。

電磁ポンプの保守補修性について、電磁ポンプは静止機器であり定期点検項目は主に電気的検査のみであり日数は5日間程度である。また、電磁ポンプが故障した場合の補修については最短で3ヶ月となる。

(3) 2次系の物量等

前述の検討結果を基に建屋配置検討及び物量を算定した。図 2.5.3-2 にシステム 1 及びシステム 2 の配置図を示す。また、システム 1 及びシステム 2 の物量及び部屋容積を表 2.5.3-3 に示す。

2次系全体の重量では SG のウエートが大きく、ヘリカル SG に対し直管 SG が軽量なため、システム 1 がシステム 2 に対し約 40 t 軽い 526 t と算定された。しかしながら部屋容積に関しては、システム 1 は直管 SG と電磁ポンプを分離しているため、配管及び機器の設置スペースが増大し、システム 2 の 3800m³ に対し 6 割以上大きい 6300m³ となった。また、機械式ポンプとの概略比較においては、重量においてはいずれも電磁ポンプを採用した方が有利であるが、部屋容積に関してはシステム 2 で同等、システム 1 では不利になる結果となった。

以上より経済性の観点から電磁ポンプを 2 次主冷却系に採用する場合は、ヘリカル SG との合体においてその有利性が現れるということがわかった。

2.5.4 燃料取扱設備の概念検討

(1) 水プール直接貯蔵方式燃料取扱システムの構築

中型モジュール炉の燃料取扱システムは、平成 13 年度に検討したシステム概念を基本とし、ナトリウム洗浄廃液の発生量を削減する観点から、湿式洗浄方式を乾式洗浄方式に変更した。本システムに関し、モジュール炉固有の条件（燃取設備共用、モジュール間の燃料移送）の下で燃料交換時間を評価し、燃料集合体 1 体当たりの交換時間が約 45 分、定検時の炉心構成要素（制御棒 35 体を含む 187 体）交換日数が約 6 日となる結果を得た。また、使用済燃料貯蔵プールに関して、貯蔵燃料の総発熱量を評価し、最大で 3.02MWt となる結果を得た。これに基づき、水プールの除熱系統及び機器仕様を設定した。設備の概要を図 2.5.4-1 に示す。

(2) 電源喪失時の対策

炉外燃料貯蔵槽を削除した水プール直接貯蔵概念では、高崩壊熱状態の燃料集合体を迅速に取扱う必要があり、各取扱設備での冷却異常に対する対応が重要である。特に、燃料集合体をナトリウムポットから取出した後、水プールへ装荷するまでの気中移送区間ではガス強制冷却を行ながら移送する必要があり、この区間での冷却設備概念と電源喪失時の対応策について具体的な検討を行った。この結果、ガス冷却系を安全系設備とし、冷却機能喪失を防止することとした。気中移送時の必要冷却ガス流量は約 8m³ [normal]/min であり、これを供給する系統と機器仕様を検討し、汎用機器による冷却が可能である見通しを得た。また、電源喪失時の除熱方法、電源確保の方策、対応設備規模などを検討し、無停電電源装置による電源確保策を選定し、電源設備の系統構成、仕様を設定した。

表 1-1 フェーズⅡにおけるNa冷却中型モジュール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)		-	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足するノット概念を提示
中型炉概念再構築	新たな概念の構築 (将来炉心、2次系、BOP、建屋・工法等の検討)	-	-				
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)	設計条件の見直し	設計条件の最終設定				
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、ループ数、合体方式、DHRS等)	基本仕様の見直し	基本仕様の最終設定				
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)	②経済性目標達成可能性の明確化 ・熱流動、構造健全性評価(一式)	設計図書類整備	設計図書類整備	
	熱流動、構造健全性評価 (成立性に関わるもの)	熱流動、構造健全性評価 (主要な課題について)	熱流動、構造健全性評価(一式)				
BOP、建屋等の設計	合理化検討	設備仕様設定 (プラントとの整合)	詳細設計				
燃取設備設計	合理化検討、設備仕様設定	合理化検討、設備仕様設定 (EVST削除採否判断)	詳細設計				
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 (主要な事象について)	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、定檢等の概念のまとめ	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	プラント基本運用、補修計画等の設定				
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 平成14年度の研究成果概要

大項目	項目	成 索	今後の課題等
概念の明確化	①基本仕様の検討 ○プラント出力・モジュール数の設定	H13年度設計（出力50万kW、6モジュール）での物量及び経済性評価結果に基づき、20万円/kWeの目標を余裕をもって達成できるプラント出力とモジュール数を検討した。 出力(75万kW)及びモジュール数(4)を決定	・特になし。
	○崩壊熱除去系構成	崩壊熱除去系の構成として、自然循環力に優れ、原子炉へのインパクトがなく、2次Na漏洩時対応に有利であるDRACS+PRACS×2の構成に変更した。IHXへの影響はない見通し。	・DRACS、PRACS共に試験による流動特性確認が必要。
	②炉心燃料	・統合炉定数変更(H13年度使用のADJ2000からADJ2000R)による核特性の影響を昨年度基準炉心にて評価 ：ナトリウムボイド反応度は0.1\$減少するが、増殖比が0.02下がる等、全体として若干悪い方向となる。 ・従来型炉心(高内部転換比型でない)の75万kW炉心について、炉心高さ:80cm、燃料要素:271本/燃料集合体、燃料バンドル圧損:0.2MPaをベースとした炉心を設定し制限目標を満足する炉心を設計した。	・2次系Naの放射化評価が必要。
	③原子炉構造 ○原子炉構造	・遮へい体外接円径(5.5m)を取合条件とした原子炉構造の基本寸法(炉容器径8.5m)を暫定。 ・炉内中継槽、燃料出入機の配置検討。 ・大型炉と同様の流動適正化対策を反映。	・大型炉同様、炉心下部構造の健全性評価が必要。

大項目	項目	成 果	今後の課題等
	○炉上部プレナム内構造の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・大型炉の検討結果に基づき、炉上部プレナム内構造、機器配置等を暫定。 ・炉内計装（FFD、NIS）の仕様具体化、UIS 耐震性の検討。 ・大型炉と同様の流動適正化対策、UIS 内の流力振動評価結果を反映。 	大型炉と同様、以下の課題あり。 <ul style="list-style-type: none"> ・UIS 切込み内の燃料破損に対する検出・同定方法の検討。 ・ホールドダウンプレートの機能・要否に関し、明確化が必要。
	○原子炉停止系の基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> ・ベント型制御棒からの He ガス放出量に対する概算結果を提示。 ・CRDM の基本方式・構成の提示、スクラム性及び熱的制限の観点から制御棒の基本仕様を選定。 	<ul style="list-style-type: none"> ・特になし。
	④冷却系設備 ○1次系系統概念	<ul style="list-style-type: none"> ・75 万 kW の 1 次冷却系の系統構成及び仕様（配管口径、系統圧損、ポンプ揚程、カバー圧力等）の具体化を行った。配管口径では C/L 配管の流力振動を考慮し、実証炉並みの 7m/s 台に抑え、28B 配管とした。 ・外管、サポートを含めた H/L 配管、C/L 配管構造を具体化した。 ・流力振動抑止のために、H/L 及び C/L の口径、板厚等をパラメータとして、固有振動数を評価。 H/L：吸込みレベル変更 8.78～8.99Hz C/L：水平振止め設置 6.86～8.46Hz ・内外管の仕切構造、外管の形状、ベローズの設定など、構造概念を具体化。 ・C/L 配管への超音波流量計設置に伴い配管引廻しを見直すと共に、内外管の仕切り構造見直し。 ・熱膨張応力評価は耐熱膨張性も満足する見通し。 	<ul style="list-style-type: none"> ・流力振動評価からの要求条件を反映した構造概念の設定。 ・外管を含めたモデルでの耐震性確認（固有振動数評価）の実施。

大項目	項目	成 果	今後の課題等
	○2次系系統概念	<ul style="list-style-type: none"> 75万kWの2次冷却系の系統構成及び系統仕様を設定した。 75万kWの直管SG構造（支持板間隔、整流板及び支持板構造を含む）を具体化した。 75万kWの2次系系統仕様を検討した。2次系ポンプ容器は円形（昨年は楕円形としC/T一基設置）とし、C/T閉塞時の運転性等も考慮し、C/Tを2基とした。 	<ul style="list-style-type: none"> 特になし。
	○Na漏えい対策の検討	<ul style="list-style-type: none"> 漏えい対策設備、復旧対策を検討し、復旧期間はC/V外配管で約100日となった。 空気冷却器漏えい対策は二重伝熱管化、エンクロージャ、給気ダクト下部貯留槽設置とした。 	<ul style="list-style-type: none"> 合体機器、SGのガードベッセル、エンクロージャ構造具体化。 復旧期間の短縮検討。 漏えい検出設備の合理化。
	⑤タービン設備	<ul style="list-style-type: none"> タービンの構成(HP-IP-LP×2を選定)、給水ポンプ設備構成、気水分離器の概略形状、基本ヒートバランス図等を提示。 	<ul style="list-style-type: none"> 特になし。
	⑥BOP(計測制御設備)	<ul style="list-style-type: none"> 主要な原子炉計装及びプロセス計装の機能及び検出器仕様をまとめた。 流量計については、配管が12Cr系フェライト鋼(磁性体)のため電磁流量計は使用できず、超音波式流量計または渦電流式流量計となる。 	<ul style="list-style-type: none"> 超音波式流量計：取付方法と安定性、耐環境性は要確認 渦電流式流量計：配管内へのウェル挿入とウェル材(非磁性)と配管の異材継手は要検討
	⑦BOP(運転廃棄物量の検討) ○運転廃棄物量の検討	<ul style="list-style-type: none"> 18ヶ月運転サイクルにて、運転廃棄物(気体、液体、固体)発生量を算定。発生量は現行軽水炉の設置許可申請書記載値とほぼ同程度である。なお、機器・床ドレンが軽水炉に比べて少なくなっているのは、1次冷却材が水とナトリウムの違いによる機器メンテナンス時に発生する放射性廃液の相違、及び1次冷却材の浄化に軽水炉では脱塩器が存在する等の違いによる。 	<ul style="list-style-type: none"> 特になし。

大項目	項目	成 果	今後の課題等
	○廃炉廃棄物量の検討	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉構造物（炉内構造物、原子炉圧力容器、ガードベッセル等）、冷却材であるナトリウム、原子炉圧力容器周りの生体遮へいコンクリート等に関し放射化放射能インベントリを評価した。 →炉心槽は、BWR の炉心シラウドの放射化量 $3.98 \times 10^{16} \text{Bq}/\text{m}^3$ に対し中型炉では 1 桁以上小さい $9.05 \times 10^{14} \text{Bq}/\text{m}^3$ と推定された。この要因は中型炉の中性子束が $10^{12} \text{n}/\text{cm}^2\text{s}$ と BWR より 1 桁低いことと、放射化に寄与する熱中性子の割合が少ないことによる。 →コンクリートは、中型炉の放射化量が単位体積当たり $2.75 \times 10^{11} \text{Bq}/\text{m}^3$ と BWR の約 3 倍大きな値となっている。これは、コンクリート表面での中性子束が中型炉で $7 \times 10^9 \text{n}/\text{cm}^2\text{s}$ と BWR の $4 \times 10^8 \text{n}/\text{cm}^2\text{s}$ より大きいためである。 	・原子炉構造物以外の廃棄物量の算定が必要。
	⑧その他 ○ISI 方針	実用炉における ISI 要求の高い機器の摘出および検査装置側への要求条件の設定。	・ISI 方針の見直し（軽水炉との同等性確保）。
	○保守・補修性の検討 合理的な ISI、保守項目の検討	国内外の保全高度化の最新動向を反映して、実用炉の ISI 及び保守項目を検討し、合理的な保守計画を設定。	・オンラインメンテナンス適用の根拠を整理する。
	⑨ 燃料取扱設備 ○検討の方向性	<ul style="list-style-type: none"> 経済性、安全性、運転性などの観点より、もんじゅ、実証炉に対する燃料取扱設備の相違点を明確化し、FS での検討の方向性を提示 経済性では、複数ポットなどによる稼働率向上、安全性では、過熱損傷及び落下による破損防止をねらうこととに決定（DBE で破損排除、BDBE で事象収束） 	・既往プラントでの実績などを考慮すると、「落下による破損防止」はチャレンジブルか

大項目	項目	成 果	今後の課題等
	○スリム型マニピュレータ式燃料交換機の検討	<ul style="list-style-type: none"> ・グリッパユニットの支持方法などの構造具体化 ・駆動部ギャップの影響などを取込んだ耐震検討を行い、ギャップによる変位量が約 16mm と大きく、M7.1 の強地震検討用水平動では UIS に衝突する可能性を明示 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料交換機側の構造工夫よりも UIS 側切込み幅の増加が望ましい ・駆動部（ユニバーサルジョイント）の交換頻度からは、原子炉容器軸長増加等により主要な駆動部を Na 中とする方策を検討する必要有り
	○炉内中継装置の検討	<ul style="list-style-type: none"> ・複数体移送ポットに適合した固定ラック式炉内中継装置の構造検討を行い、ポットは大径となるが、配置スペース上、現状の原子炉構造に整合する見通しを確認 	<ul style="list-style-type: none"> ・最終的に、炉内燃交作業の煩雑化による影響、原子炉構造との配置整合性を確認する必要あり
	○レールレス走行式燃料出入機の検討	<ul style="list-style-type: none"> ・コイルバネを使用したサスペンション機構により、転倒防止可能な燃料出入機構造を提示 ・給電方式（巻取り方式を選定）、複数体ポット取扱方式における燃料冷却の考え方などを検討 	<ul style="list-style-type: none"> ・特になし
	○EVST 概念検討 (EVST 冷却系を含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵容量、冷却材循環方式をパラメータに、EVST 概念の比較評価を行い、レファレンスとして物量最小の貯蔵容量 275 体、強制循環方式の概念提示 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉運転中の運用、残りモジュールの運転開始時期への制約が大きく、貯蔵容量の見直し必要
	○経済性等の評価	<ul style="list-style-type: none"> ・EVST 貯蔵方式、Na 槽早期取出し方式の経済性評価を行い、複数体移送による EVST 貯蔵方式を提案 	<ul style="list-style-type: none"> ・特になし
	⑩建屋・配置 ○建屋配置の具体化	<p>モジュール単体出力を 50 万 KWe から 75 万 KWe に増加させた場合のプラント配置を検討し、原子炉施設建屋の再構築をいった。(建屋容積(1 ユニット)は、50 万に対し、約 2 % 削減)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・検査・補修エリアの確保。
	○タービン建屋配置	<p>タービン形式を含む主要機器設備仕様の変更を反映し、タービン建屋の再構築。H13 年度とほぼ同じ 1 ユニットあたり約 21 万 m³ となる見込み。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・特になし。

大項目	項 目	成 果	今後の課題等
	⑪定検・建設期間 ○定検期間の設定	SG 伝熱管の4本同時探傷試験の取り込み等により、標準的な定検期間（モジュール単体）が32日となる見込み。	・保守項目、プラント設備との整合を図る。
	○建設工法	大型ユニット工法による建設工法及びモジュール構造の具体化をした。8分割し輸送（機器、配管等は重量制限（4000t）で適宜取り外し別送）。	・特になし。
	○建設期間の設定	大型ユニット工法適用で、建設期間は、4モジュールの場合も昨年同様の33か月（工場内の組立て含む場合は38か月）と設定。	・特になし。
	○シングルプラントの構築	タービン設備、建屋配置を再構築。 50万kWeシングルプラントより建屋は2.3万m ³ 増加したが、実証炉より合理化されている。タービン建屋容積は、モジュール炉の約75%。	・特になし。
成立性に係る主要課題検討	①安全性 ○炉心の成立性	・核特性、熱流力特性、燃料健全性を評価し、60年プラント寿命成立性を見通した。 ・S/A軸長を一定とし、下部方向遮へい機能を強化して遮へい性能を評価。炉心周りの遮へい要求は満足できる。 ・被覆管CDFが0.5以下を確認した。	・IHX2次配管表面線量率、炉外NIS応答等の評価が必要。
	○TOP型事象の評価	・一部で安全設計方針要求条件を満たさず、必要な安全保護系信号数を確保できない領域がある。（大型炉の評価結果に基づき検討）	・制御棒駆動速度への要求条件、主炉停止系信号の見直し、出力ひずみデータ等の解析条件の見直しが必要。
	○LOF型事象の評価	・1次ポンプ軸固着事故解析から、安全上の成立性を確認した。	・部分出力時の確認が必要（大型炉での外挿で可）。

大項目	項目	成 果	今後の課題等
	○崩壊熱除去特性評価	<ul style="list-style-type: none"> 各事象に対し、十分な崩壊熱除去能力を有することを確認した。 2次系漏えいに対し、2次系の熱容量が考慮できるよう2次系を安全系並みとする必要がある。(大型炉ではDRACSのIWFへの影響はないとの多次元解析結果提示あり) 	<ul style="list-style-type: none"> PRACSを設置する IHX 構造成立性を別途確認する必要がある。(IHX 上部プレナムでの流動解析からは特に問題ない見通しあり) DRACSとPRACSの干渉性、IWFへの影響を確認する必要がある。
	○SG水リーケ事象の評価	<ul style="list-style-type: none"> 単管ヘリカル SG でリーク検出特性解析、破損伝播解析、高温ラプチャ解析を実施。 ウエステージによる破損伝播では音響計を安全保護系並みとし、1DEG以内を確保の見通し。 高温ラプチャでの破損伝播なし。 	<ul style="list-style-type: none"> 異常な過渡変化を考慮すると、微小リーケを早期に検出可能な安全保護系並みの水素計が必要。 2重管 SG 安全シナリオの検討
	○再臨界回避特性	<p>大型炉での評価結果から推定。</p> <ul style="list-style-type: none"> 内部ダクト炉心でのクエンチ、流出燃料の冷却性は問題ない。 ABLE 炉心での再臨界防止、集合体内での冷却性、流出燃料の冷却性は問題ない。 	<ul style="list-style-type: none"> 特に問題なし。 ただし、EAGLE 計画に ABLE 炉心からの燃料流出挙動試験を加える必要がある。
	②熱流動 ○炉容器のガス巻込み評価	<ul style="list-style-type: none"> 大型炉で選定した流動適正化構造体系で解析。 →液面部の最大流速 約 0.1m/s (CRD 近傍) →スプリッタ設置の効果を確認。 →HL-RV 間の水中渦につながる渦度や、HL-CL 間の吸込速度・渦は大型炉より減少する傾向。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉容器軸長増加 (FHM ジョイント部を接液)、燃料出入機案内筒高さの見直し調整 低液位時 (燃料交換) での流況評価 渦の許容可能性確認。
	○IHX／ポンプ合体機器の流動評価	<ul style="list-style-type: none"> IHX 伝熱管への流配のばらつきは+13~-3%となり、座屈防止の目標値±20%以内を満足。 PRACS 伝熱管に関しては、同期振動や流力弾性振動の発生を回避できる見通し。また、圧損の増加は無い見通しが得られた。 	<ul style="list-style-type: none"> PRACS の構造・流力振動評価 (ストローハル数の妥当性等) や IHX 上部プレナム領域の流況可視化試験等の計画具体化と試験結果の反映。 部分負荷時の共振回避確認。

大項目	項目	成 果	今後の課題等
	○配管流速増大に伴う影響評価	<ul style="list-style-type: none"> ・大型炉のランダム振動評価結果を基に、配管口径や板厚の補正を行って、発生応力を概略評価。 推奨案：口径 28B、板厚 17.5mm 以上 ・ランダム振動評価： →流速の低減、配管口径の増大、圧力変動スペクトルの見直しにより、発生応力は 2.25 Cr-1Mo 鋼の疲労限を十分下回る見通し。 H/L 最大応力 : $7.3 \text{ MPa} < \text{疲労限 } 49 \text{ MPa}$ C/L 最大応力 : $7.8 \text{ MPa} < \text{疲労限 } 76 \text{ MPa}$ ・C/L ビーム型自励振動評価： →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 7.4m/s の 20 倍以上の裕度を有する見通し。 ・H/L シェル型自励振動： →振動特性を支配するパラメータを比較し、大型炉での評価結果よりも安定側にあると推定され、設計流速は大きな裕度を有する見通し。 	<ul style="list-style-type: none"> ・流力振動評価：試験データ拡充、手法の検証 ・エロージョン Na 試験計画の具体化
	○直管 SG 水側流動安定性	<ul style="list-style-type: none"> ・流動安定性解析コード DALMA に、直管 SG 用の伝熱相關式を組込み、1MW 二重管 SG での試験結果で検証解析実施。給水流量・5%が保守側。 ・試験解析結果を追加するとともに、伝熱管形状等をパラメータに安定性を評価。 → リファレンス条件 $\text{kin} = -10.11$、 給水流量・5% (保守側) 条件 $\text{kin} = -1.41$ となり安定性を確保。 	<ul style="list-style-type: none"> ・二重管 SG の場合、再度検証、評価手法の確立が必要。 二重管になると更に厳しくなる。 ・昨年度評価（下記）よりも安定性の裕度が小さい。 給水流量ベース条件 $\text{kin} = -23$ 給水流量・10%条件 $\text{kin} = -7$

大項目	項目	成 果	今後の課題等
	③構造健全性 ○ 2次系配管の健全性評価、サポート条件	引廻しを設定した2次系配管に関し、熱膨張解析を行い、耐熱膨張性を確保できる見通し。	・エンクロージャを含めたモデルにより、耐震性を評価。
	○原子炉容器の耐震評価	炉心の耐震性、炉容器の座屈、CR挿入性の観点からレファレンスS2及び強地震検討用水平動の条件で評価し、耐震性を確保できる見通しを得た。	・特になし。
	④モジュール炉の運転制御性	・運転制御方針、制御系構成、事象推移について整理し、制御特性評価のための解析モデルと解析条件について検討した。 ・所内単独運転への移行特性、1原子炉トリップ時の運転特性を評価し、安定に制御可能であることを確認した。	・特になし。
経済性評価	①物量以外のコスト削減方策の検討	システム化規格（設計裕度の交換、適正化）の概念と定性的な合理化効果を示した。	・今後定量的な評価が必要。
	② プラント効率向上による経済性向上検討 ○原子炉出口温度高温化の検討	・12Cr鋼に着目し、高温化の可能性について検討した結果、575°C程度が限界と評価された。 ・高温化に伴う主要な課題（事故時温度上昇、腐食・磨耗、Na水反応、主要機器健全性等）を整理した。	・原子炉容器（SUS）、特に液面近傍での成立性可否。
	○プラントヒートバランスの検討	亜臨界圧タービンにおいて、2次Na系温度をパラメータに、中間熱交換器を含めた2次系物量が最小となるヒートバランスを選定した。この結果2次系温度は560/360°Cとなった（1次系は575/420°C）が、水側条件が高圧化する。	・特になし

大項目	項目	成 果	今後の課題等
	○高効率タービン設備の検討	<p>原子炉出口温度 575°Cを前提に、蒸気条件、再熱方法の変更を行った場合について概略検討し、プラント効率の向上が比較的大きく、これに伴う設備費増加が比較的小ない下記ケース C が有効であると判断し、具体化したが、SG 容量が増大し、不利であることがわかった。</p> <p>ケース C : (亜臨界圧、SG 再熱) 169atg, 538°C(主蒸気), 538(再熱蒸気), 233°C(給水温度)</p>	・特になし
	○プラント効率向上による経済性の概略評価	<p>上記ケース C にて経済性評価を実施。原子炉温度を現在の 550°Cから 575°Cと 25°C上昇させることにより、プラント効率を 42%から 45.7%に向上できたが、発電単価について概略評価した結果、当初の見込み通りに下がらないという評価である。</p>	・発電単価の評価方法（条件）について検討する必要がある。
	○燃料サイクル適合概念の検討	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心（プラント）と燃料サイクルの整合を図った炉心概念と燃料サイクルシステム概念構築検討方針として、「单一富化度炉心」改良と環境負荷低減のための要素技術をまとめ、検討の方向性を示した。 ・コスト低減の結果、燃料サイクルコストは 0.3 円/kwh 低減した。 	・特になし
	○2次系簡素化プラント概念の検討	<ul style="list-style-type: none"> ・75 万 kW_e 概念の2次系を簡素化し、AIHX を設置したプラントシステムを検討した。 ・経済性は AIHX に係る物量の増加から、中型炉-M750 より約 11%増加した。 	・AIHX を実機に適用した場合の課題と解決方法を検討する必要がある。

大項目	項 目	成 果	今後の課題等
	③建設費等	<ul style="list-style-type: none"> ・75万kWeは50万kWe(昨年度検討)に比べてすべての物量において増加している。モジュール効果も6基(12.6%)から4基(10.6%)となり不利であるが、出力のスケールアップの効果が大きく、建設費としては50万kWeから建設費が約10%低減される見込みである。 ・シングルプラントでの経済性評価(建設費)は、75万kWeで4基を連続に建設した平均のコストを評価から、75万kWeでは目標値より約20%高くなると算定された。 	<ul style="list-style-type: none"> ・特になし

表2-2 電磁ポンプを適用した2次主冷却系の研究成果概要

大項目	項目	成 果	今後の課題等
2次主冷却系概念構築	補助系を含む系統概念の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・直管 SG 及びヘリカル SG と適合する電磁ポンプ 2 次主冷却系（コールドトラップを含む）について、配置、配管長等を考慮した最適な系統概念として下記 2 システムを設定した。 <ul style="list-style-type: none"> システム 1：直管 SG + 分離型電磁ポンプ システム 2：ヘリカル SG + 一体型電磁ポンプ ・補助設備として、一体型コールドトラップ及び 2 次系ダンプタンク（約 480m³/モジュール）について概念的具体化を行った。 ・Na 漏えい対策設備の基本的な考え方は、エンクロージャ内を仕切り構造にし、改良 SID 及びレーザ式漏えい検出器の設置、エンクロージャ内配管の目視検査を可能とする。 ・単管及び二重管ヘリカル SG について、仕様を選定しそれぞれの構造概念を構築した。SG 単体の重量として、単管 SG の 470t に対し二重管 SG は 540t となった。 ・ヘリカル SG の Na-水反応シナリオを検討した。その結果、フルードヘッドと二重伝熱管を用いた SG を採用することにより、経済性に優れた Na-水反応対策を講じることができる見通し。なお、シナリオの前提として、小規模水リークまでを DBE とし、片側破損は定検まで運転継続する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・CT 内にバウンダリが設定されるため、成立性等は確認要

大項目	項目	成 果	今後の課題等
	成立性検討	<ul style="list-style-type: none"> ・電磁ポンプは入口部での流速分布の不均一性が流動不安定の原因になるため、入口部での流速が下記の値以下となるように構造概念を具体化した。 <ul style="list-style-type: none"> ① 流れ方向流速分布が平均流速の±5 %以内 ② 周方向旋回流速が流れ方向平均流速の±5 %以内 この検討の結果、システム1のポンプ入口部においては、流れ方向の流速分布が大きくなり、平均±5 %以内を満足させるため入口直管部の直線部が 8m を超える長さとなった。 ・電磁ポンプを採用した2次主冷却系配管の構造健全性では、熱荷重及び地震荷重に対する健全性を評価し、システム1及びシステム2ともに健全性の見通しを得た。 ・システム1及びシステム2に対する安全設計要求として電源喪失時要求条件の検討を行い、外部電源喪失時に2次系電磁ポンプのフローコーストダウンを考慮しなくとも、炉心燃料の健全性は確保できる見通しを得た。 	<ul style="list-style-type: none"> ・特になし。
	物量算定	<ul style="list-style-type: none"> ・2次系全体の重量では SG の比率が高く、ヘリカル SG に対し直管 SG が軽量なため、システム1（直管 SG との分離）がシステム2（ヘリカル SG との合体）に対し約 40t 軽い 526t と算定された。しかしながら部屋容積に関しては、システム1は電磁ポンプを分離しているため、配管及び機器の設置スペースが増大し、システム2の 3800m³ に対し 6300m³ とかなり大きくなつた。 ・機械式ポンプとの概略比較では、ステータ、コイル等を除く重量は電磁ポンプを採用した方が有利である。 ・電磁ポンプをヘリカル SG と合体して2次主冷却系に採用する場合、建屋容積が削減できる可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・特になし。

大項目	項 目	成 果	今後の課題等
電磁ポンプ検討	ポンプ単体概念構築、ポンプ特性検討等	<ul style="list-style-type: none"> ・電磁ポンプの大容量化対策として、直列2分割のポンプ形態を選定。これにより現状の製造技術で対応可能な見通し。 ・直管 SG との分離タイプ及びヘリカル SG との合体タイプのそれぞれのポンプ仕様を設定（電磁気設計、構造設計）するとともにポンプ Q-H 特性を示した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・動力ケーブル、計装ケーブルのバウンダリ貫通部構造の成立性、設工認の考え方は検討が必要。 ・大容量での成立性確認試験が必要。

表 2-3 燃料取扱設備の経済性向上研究成果概要

大項目	項目	成 果	今後の課題等
燃料取扱設備	○燃料交換機	<ul style="list-style-type: none"> ・パンタグラフ式 FHM の駆動軸配置を変更して、アーム垂直方向 (UIS 衝突方向) の剛性を拡大 ・M7.1 の強地震検討用水平動を想定しても、アーム変位は約 18.5mm で、UIS と衝突しない見通し (制限値 24mm) 	<ul style="list-style-type: none"> ・パンタグラフ式でも、コの字型アームを使用するなど、アーム面外の剛性向上に伴い (2.9~3.3Hz。平成 13 年度は 2.52Hz)、マニプレータ式と基本的に同じ。
	○水プール直接挿入燃料取扱設備システムの構築	<ul style="list-style-type: none"> ・回転移送機を対象として、ガス中裸燃料取扱時 (高発熱) の除熱計算や、系統仕様の構築を実施 ・ラッパー管外への無駄流量を低減するため、フレキシブルホースの利用や、アクチュエータロッド内へのガス流路確保を取り込み ・水プール冷却浄化系の二次冷却水系は、非常用 GT と接続した専用の冷水系を使用 	<ul style="list-style-type: none"> ・通常移送時の冷却性能は把握したが、洗浄及び水中浸漬前の冷却時のヒートマスバランスは未検討 ・落下等に伴い燃料が破損した場合、燃料溶融まで至ると、格納性を担保できない恐れ有り (燃料取扱時の格納性は、よう素の水中保持効果を取込むことにより対応可能)
	○除熱電源喪失時の対策検討	<ul style="list-style-type: none"> ・DBBE で 2 時間の全交流電源喪失を想定して、過熱破損を防止するための専用の無停電電源設備を構築 (1500Ah。プラント側は 1000Ah) 	<ul style="list-style-type: none"> ・特になし

表 2.1.2-1 2次系ループ数の比較検討

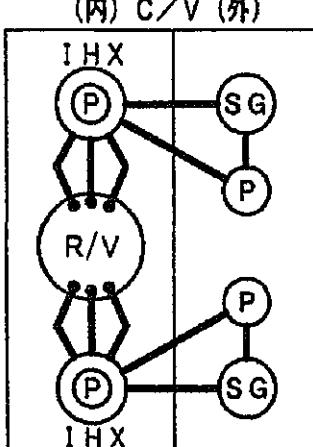
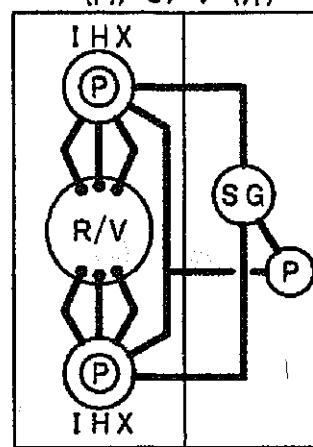
項目	2ループ	1ループ
システムの構成	(内) C/V (外) 	(内) C/V (外) 
システム概念	<p>① 2次系 ② DHRS ③ 水・蒸気系 ④ 蒸気発生器 ⑤ ポンプ ⑥ 2次系配管</p>	<p>① 1ループ ② PRACS×2、DRACAS×1 ③ 1ループ ④ $\phi 1.6 \times H37m$ ⑤ $\phi 1.6 \times H7.0m$ ⑥ 32B</p>
物量	<p>① 蒸気発生器 ② ポンプ ③ 2次系配管 ④ 合計</p>	<p>① 348t ② 132t ③ 72t ④ 552t</p> <p>① 315t ② 98t ③ 63t ④ 476t (約 14%削減)</p>
配置	<p>① 建物体積</p>	<p>① 4.0 万m³</p> <p>① 3.8 万m³ (約 5%削減)</p>
プラント成立性	<p>① 安全性 ② 熱過渡 ③ 構造健全性</p>	<p>① 特に課題はなし ② 特に課題なし ③ 1ループより、機器・配管が小さくなるので、成立の見通しは高い。</p> <p>① 特に課題はなし ② PRACSの1系統機能喪失で1次系の温度振動が生じる可能性がある。 ③ 2ループより SG、ポンプが大型化するが、大型炉の検討結果から成立の見通しはあると判断される。</p>
運転、保守性	<p>① SG漏えい、2次系Na漏えい時の2次系によるDHRS運転ができない場合にも、健全ループの水・蒸気系又はIRACSによる除熱運転ができる。</p>	<p>① 2次系機器の故障時に、水・蒸気系による除熱運転が制限される。(SG水漏えい、2次系Na漏えい時等に運転できない) ② 機器数の削減により、保修時間の短縮が図れる。</p>
製作性 (大型機器の製作性)	<p>① 特に問題はなし</p>	<p>① 大型炉での大型機器の検討から判断して、製作可能である。</p>
総合評価	<p>選定：1ループ 1ループは、2ループに比べて約 14% の物量低減及び建物体積を約 5% 削減とコスト低減が図れ、プラントの成立性・製作性の見通しがあるため選定する。</p>	

表 2.1.2-2 SG 形式設定根拠

SG 形式（ヘリカルコイル型、直管型）の特徴の比較				SG 仕様の比較	
項目	ヘリカルコイル型 SG	直管型 SG		ヘリカルコイル型 SG (オプション)	直管型 SG (リファレンス)
製作性	<p>① 伝熱管のヘリカルコイル曲げが必要なため、加工工数が大きくなる。</p> <p>② 大型化による製作手順の確認が必要。</p>	C	① 伝熱管製造長さ延長に関する製作性の検討が必要（現状の製造長さでは、一般産業品として 36m の実績があり原子力級に向けての見直しが必要。）	B	
		B	② 伝熱管を曲げ加工する必要がない。したがって加工工数を 20~30% 低減するポテンシャルを有する。	A	
		B	③ 伝熱管の長さ、SG の高さが大きいため、製作・建設時の伝熱管や SG 全体の取り廻しや輸送について多少のコスト増はあるが対応可能と考えられる。	B	
健全性	<p>① 伝熱管をヘリカルコイル状に巻いているため、伝熱管の熱膨張を逃がすことが容易である。</p>	A	① 伝熱管相互の座屈健全性（部分負荷、起動停止時を含む）は、胴側ジグザグ流の効果を考慮した設計対応を探ることで、基本的に構造健全性の確保は可能と考える。ただし SG 内部の温度分布、流動状況を確認する必要があり、評価ツールの整備を含め開発（伝熱流動解析、伝熱流動試験）が必要である。	B	
		B	② 伝熱管ブレク時（多数本ブレク（同一場所）時を含む）の健全性（部分負荷、起動停止時を含む）は、ブレク管の切断等による対応で見通しがある。ただし、切断加工に関しては、R & D が必要。	B	
		C	③ 伝熱管及び胴の熱膨張差を吸収する構造対応が必要。	B	
		B	④ 蒸気出口管板が大型化するため構造健全性が厳しくなるが、12Cr 鋼及び球形管板の採用などの構造対応により成立の見通しがある。	B	
		B	⑤ Na - 水バウンダリとなる管 - 管板溶接部は、片方は突き合わせ溶接が可能であるが、他方は差込シール溶接または隅肉溶接等の溶接方法とせざるを得ない。ただし体積検査が要求された場合は構造対応により体積検査が可能である。なお、隅肉溶接であったとしても直管型である 70MW 2 重管 SG による 1 万時間の運転実績では特に問題を生じていないこと、また IHX 及び軽水炉 SG と同様の構造であることから信頼性は確保できる見通しである。	B	
		B	⑥ 伝熱管板厚が小さいため水リーク時の破損伝熱管本数が増大する可能性があるが、伝熱管 1 本当りの水リーク量が小さいため、合計の水リーク量はヘリカル型と同等となる見通しである。	B	
経済性	<p>① コールドトラップ、ポンプなどとの合体の適応性が高い。</p> <p>② 伝熱管径が大きいことと伝熱管板厚にヘリカルコイル曲げ減肉量を考慮しているため、板厚が比較的大きく、重量が大きくなる。</p>	A	① 伝熱管曲げ加工減肉量を考慮しなくて良いこと、及び伝熱管径を小さくできることから、板厚を薄くできる。そのため、ヘリカルコイル型に比較して重量を低減できる見込みがある。また必要伝熱面積の削減が期待できる。	A	
		C	ヘリカルコイル型 SG と物量を比較した結果、20% 程度の物量低減が可能な見通しである。	A	
運転性	① 特に課題なしと考えられるが、国内において実績のない一体貫流型を採用しているため、大型熱流動試験による確認は必要。	B	① 水側流動不安定領域の拡大により運転性が悪化する可能性があり、伝熱管長を従来の 20m から 35m へ延長させて管内圧損を増大し安定性を向上させているが、入口オリフィスの要否を含めた検討が必要である。ただし 70MW 2 重管 SG（直管型、入口オリフィス有り）で 1 万時間の運転実績があり、検討結果を反映すれば、安定的に運転可能な見通しである。	B	
保修性	<p>① 伝熱管本数が少ないため、ISI プローブの位置決め時間が短縮でき、定検工程のクリティカルパスとはならない。</p>	A	① 伝熱管本数の増加により ISI プローブの位置決め必要時間が増加するため、定検時の SG-ISI 期間が増大し、定検工程のクリティカルパスとなる。	C	
		A	② 伝熱管ブレク可能本数を多く設定できる。なお 70MW 2 重管 SG では、伝熱管ブレク状態（804 本中の 1 本ブレク）での運転実績もある。	A	

(凡例) A : 長所、B : 課題、C : 短所

表 2.1.2-3 崩壊熱除去系構成の比較

構成	ケース 1 : 2 PRACS + 1 IRACS	ケース 2 : 2 DRACS + 1 IRACS	ケース 3 : 2 PRACS + 1 DRACS
採否の判断基準(H13)	<ul style="list-style-type: none"> RV 径へのインパクトが無い 機器高低差を利用した自然循環の促進 格納容器貫通部削減によるコスト削減 	<ul style="list-style-type: none"> 50 万 kW_e では RV 径へのインパクトが大きい 	<ul style="list-style-type: none"> 50 万 kW_e では RV 径へのインパクトが大きい 格納容器貫通部増加によるコスト増大
RVへのサイズインパクト	○：インパクト無し	○：インパクト無し (50 万 kW _e ではインパクト有り)	○：インパクト無し (50 万 kW _e ではインパクト有り)
全ループサイフォンブレーク対策	△：出力上昇に伴い、小型 DHX が別途必要	○：サイフォンブレーク対策不要 (DRACS で対応)	○：サイフォンブレーク対策不要 (DRACS で対応)
自然循環能力	○：系統一巡の自然循環力を利用できる	△：DRACS が主のため、自然循環力に劣る	○：系統一巡の自然循環力を利用できる
2 次ナトリウム漏えい時の DHRS 運転状態	○：2 PRACS：自然循環力により炉心冷却が可能	△：2 DRACS：DRACS のみとなるため、事象Ⅲからインターテッパー・フローに期待せざるを得ない。	○：DRACS + 2 PRACS：全系統を利用できるため余裕を持って炉心冷却が可能
IHXへのサイズインパクト	△：PRACS 設置による IHX 上部プレナム容量増大は不要だが、小口径配管貫通部増加	○：インパクト無く、構造も簡素化できる	△：PRACS 設置による IHX 上部プレナム容量増大は不要だが、小口径配管貫通部増加
格納容器貫通部	○：2 箇所	○：2 箇所	△：3 箇所
2 次系安全系可否	安全系（但し SG の製作への影響無し）	安全系（但し SG の製作への影響無し）	安全系
経済性	△：IHX 物量は増加しないが構造複雑化するとともに、小型 DHX が余分に必要	○：IHX へのインパクトが無く、最も経済性に優れる	○：IHX 物量は増加しないが構造複雑化
採否	△	○	○

表 2.1.3-1 基本仕様の選定

基本仕様項目	候補	選定仕様	選定の視点
(1) プラント出力・モジュール数	<ul style="list-style-type: none"> ・60万kWe×4ユニット =240万kWeサイト ・75万kWe×4ユニット =300万kWeサイト 	75万kWe×4ユニット =300万kWeサイト	経済性 (建設費: 約20万円/kWe以下)
(2) 2次系ループ数	<ul style="list-style-type: none"> ・2ループ ・1ループ 	1ループ	経済性 安全性 構造健全性 製作性
(3) SG形式	<ul style="list-style-type: none"> ・ヘリカルコイル型 ・直管型 	直管型 (プラント概念構築用に暫定)	経済性 構造健全性 製作性
(4) 崩壊熱除去系構成	<ul style="list-style-type: none"> ・型式の設定 <ul style="list-style-type: none"> ① PRACS×2+IRACS×1 ② PRACS×2+DRACS×1 ③ PRACS×1+DRACS×2 ・除熱方式 <ul style="list-style-type: none"> ① 強制循環 ② 自然循環 	PRACS×2+DRACS×1 完全自然循環方式	経済性 (他の機器へのサイズインパクトが小さいこと) 安全性 (2次系脈動の抑制、IWF促進) 信頼性 (1ループメンテナンス時の崩壊熱除去) 自然循環特性

表2.2.6-1 燃料取扱設備に係る安全設計方針

		もんじゅ	実証炉	検討概念(案)
燃料落下事故		落下事故を想定 (破損想定、ギャップ放出FPで被曝評価)		落下事故による破損防止(目標) ・防止対策: 機構対策+多重・多様インターロック ・緩和対策: 落下後の冷却体系維持対策 (未減衰燃料の溶融対策が課題)
燃料移送時 冷却性	移送と冷却状態		<ul style="list-style-type: none"> ・未減衰燃料: Naポット移送 移送系+冷却系2系統 ・減衰後燃料: ガス中裸移送 移送系+冷却系2系統 	<p><EVST貯蔵方式></p> <ul style="list-style-type: none"> ・未減衰燃料: 2集合体Naポット移送 移送系+冷却系 2系統 ・減衰後燃料: ガス中裸移送 移送系+冷却系 2系統 <p><Na槽早期取出方式></p> <ul style="list-style-type: none"> ・未減衰燃料: 1集合体Naポット移送 移送系+冷却系 2系統 ・未減衰燃料: ガス中裸移送冷却系 3系統
	全電源喪失		全電源喪失30分での燃料破損防止 熱容量で対応	全電源喪失120分で破損防止 裸燃料冷却系の無停電電源への接続
	移送停止事故		一般的代表位置での冷却性確認 (裸ガス中は減衰後取扱)	すべての移送位置の冷却状態を考慮 → ガス冷却不能位置での停止事故での破損 防止対策
	EVST貯蔵の冷却系		強制循環3系統	全自然循環冷却系3系統の検討 (凍結防止の系統構成検討)

表 2.2.9-1 定期検査工程表（案）

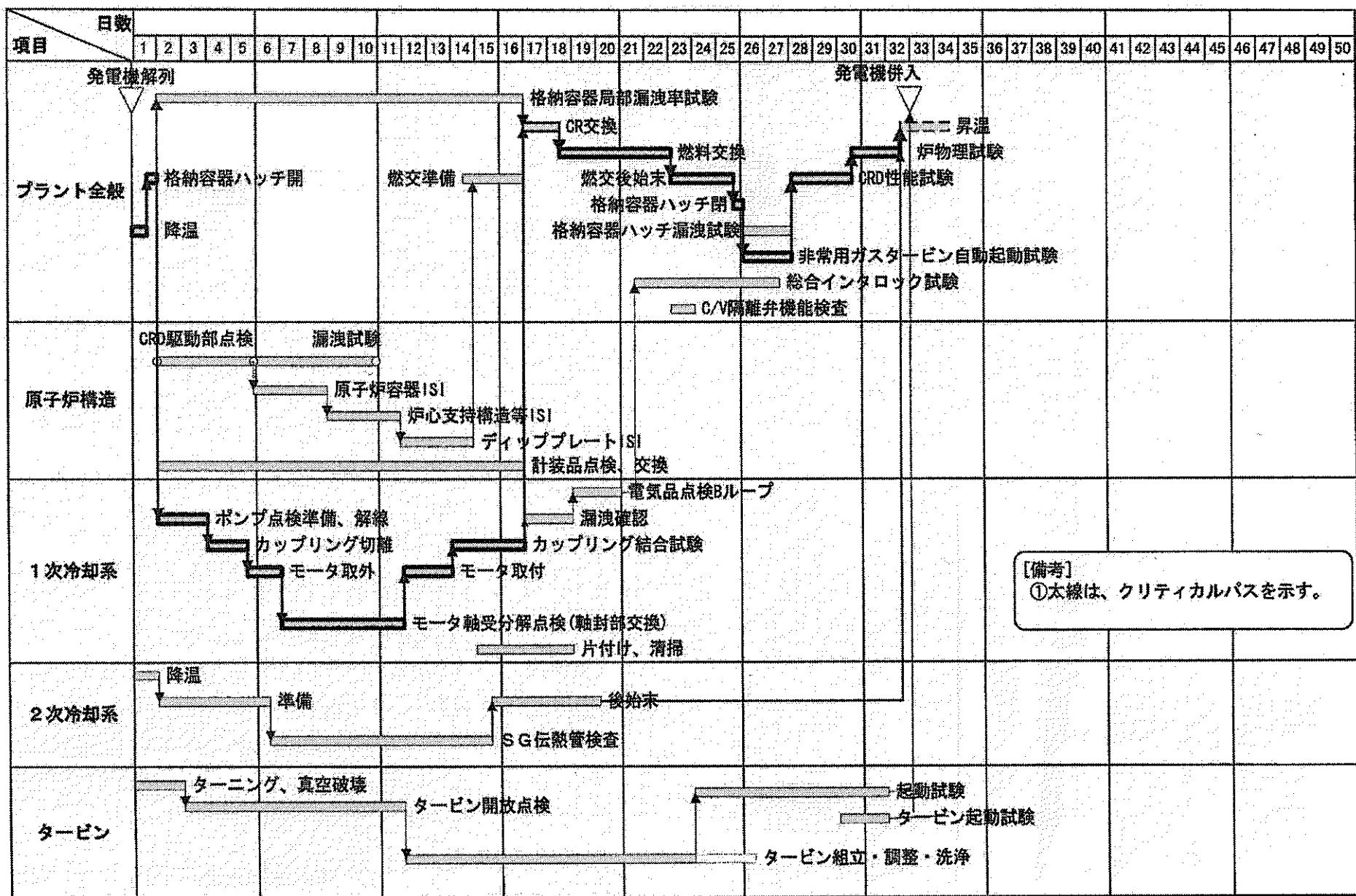


表2.2.9-2 建設工程

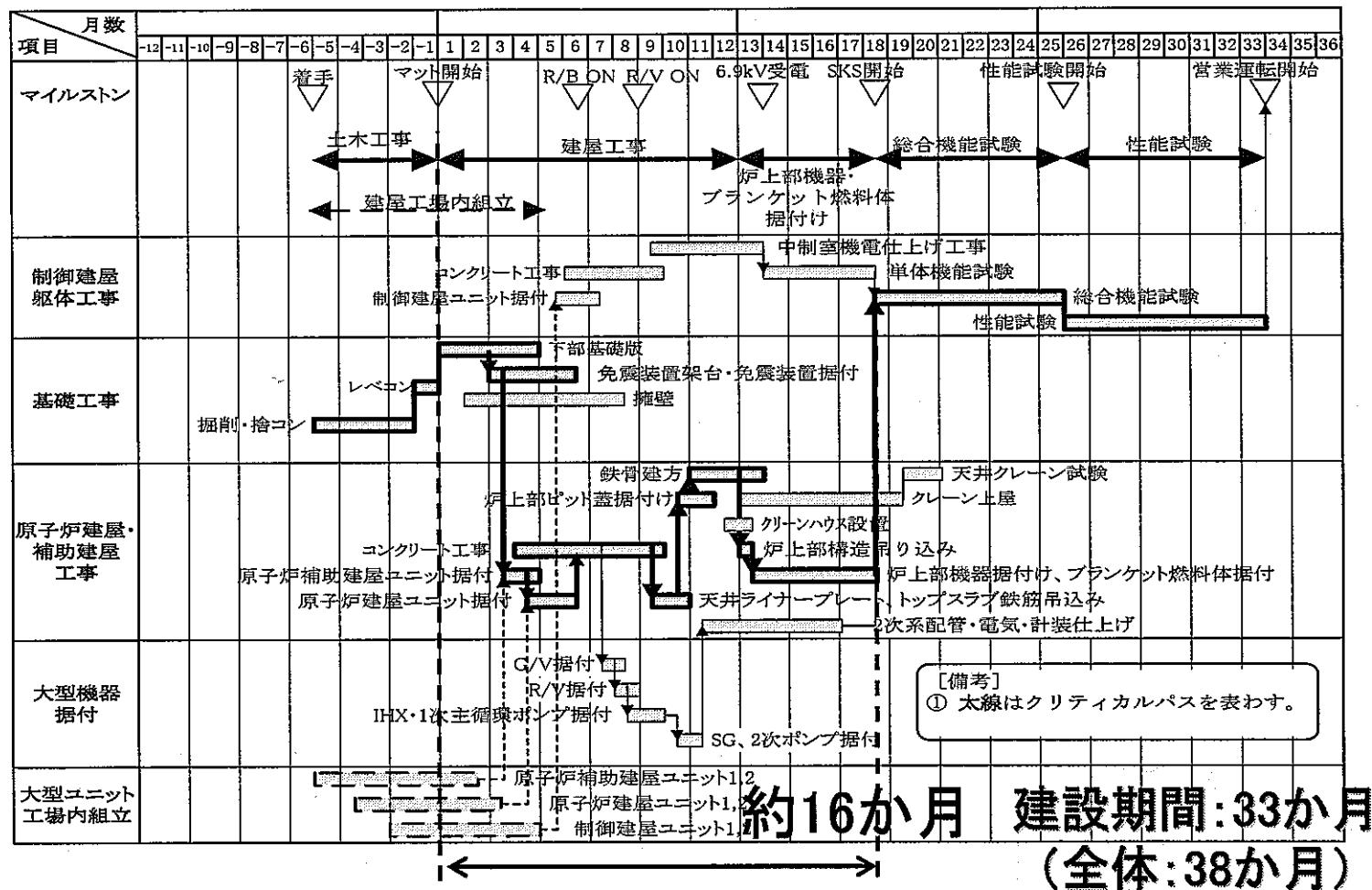


表 2.2.10-1 シングルプラントの構築

検討目的・背景

- (1) ナトリウム冷却中型モジュール炉(中型炉-M750)をシングルプラント(中型炉-S750)とする場合の冷却系及びタービン系の設備仕様を明らかにする。
- (2) 平成 18 年度の 50 万 kW/e モジュールから 75 万 kW/e への出力アップに伴う原子炉施設建屋及びタービン建屋の建屋配置の検討を行ない、プラント概念を構築する。また、経済性評価のための物量算定を行う。

取組方針

1. 検討条件

- (1) 75 万 kW/e / 1 モジュールのシングルプラント。原子炉熱出力 : 1785 MW。タービン基数 : 1 基。
- (2) 1 次系 2 ループ・2 次系 1 ループ。1 次系機器合体(中間熱交換器+1 次系ポンプ)。
- (3) 使用済燃料貯蔵プール貯蔵容量 : 2.5 炉心分(計 1,160 体)
- (4) 原子炉施設建屋構造型式: 免震建屋。タービン建屋: 非免震建屋
- (5) 建設工期の短縮並びに建設費低減の観点から、大型ユニット工法を採用するものとする。

2. 検討項目

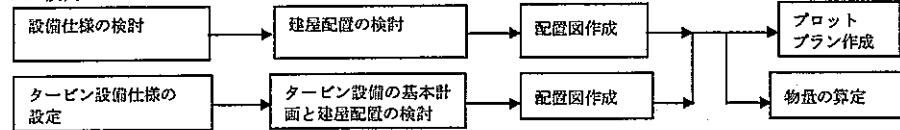
- (1) 原子炉施設建屋

a. 75 万 kW/e への出力アップに伴う設備仕様の設定を行ない、建屋配置の検討を行なう。

- (2) タービン建屋

- a. シングルプラントとしての設備基本仕様の設定
- b. シングルプラントとしてのタービン設備の基本計画
- c. シングルプラントとしてのタービン建屋配置の検討

3. 検討フロー



今年度の成果

(1) 原子炉施設建屋

- ① モジュールプラントの配置をベースとして、シングルプラントとした場合の各階配置の検討した。
- ② 原子炉建屋エリアは、原子炉容器、1 次系ポンプを内蔵した中間熱交換器 2 基を矩形の鋼板コンクリート製格納容器内に収容し、2 次系は、1 ループの直管 SG と 2 次系ポンプを設置、崩壊熱除去系として DRACS の空気冷却器(自然通風冷却)1 基と PRACS の空気冷却器(強制冷却)2 基をナトリウム系の自然循環冷却が可能なよう高所レベルに設置した。
- ③ PRACS の空気冷却器(2 基)及び DRACS の空気冷却器(1 基)は、系統分離の観点から SG 室を挟む形で分離した位置に配置した。
- ④ プロータンクは、免震・非免震間の渡り配管を極力削減するため、SG 室近傍でタービン建屋との間隙スペースの原子炉建屋側の免震された床面上に設置するものとした。
- ⑤ 補助建屋エリアには、使用済燃料水プールを含む燃料取扱設備及び廃棄物処理設備などの放射線ホット設備類を主体に収容した。屋上には、水プール冷却系の冷却塔を設置した。
- ⑥ 制御建屋エリアには、中央制御室、電気・計測制御盤室、放射線管理室、出入り管理室などの非放射線の設備類を主体として配置し、一部に管理区域内の空調設備室を設置した。
- ⑦ 制御建屋エリアの屋上には、空調用の空冷チラー(クーリングタワー)を設置した。

(2) タービン建屋

- ① シングルプラントとしては I 型配置と T 型配置があるが、本検討ではタービンミサイルからの影響緩和を図るために I 型配置とした。配置図を図-1 に示す。
- ② 原子炉施設建屋がほぼ完全な地上式プラントのため、タービン建屋もタービン発電機運転床面を 3 階面とする地上式プラントとした。
- ③ タービンデッキ及び復水器の支持方式は、パネ支持構造とした。
- ④ 中型炉 S-750 のタービン設備仕様をモジュール炉(中型炉 M-750)と比較すると表-1 のとおりである。

表-1 中型炉-M750 / 中型炉-S750 のタービン仕様比較

項目	中型炉-S750	中型炉-M750
電気出力 (MW)	750	1500
タービン型式	TC4F40.5(高圧タービン 1 基 + 低圧タービン 2 基)	TC4F-54(高圧タービン 1 基 + 中圧タービン 1 基 + 低圧タービン 2 基)

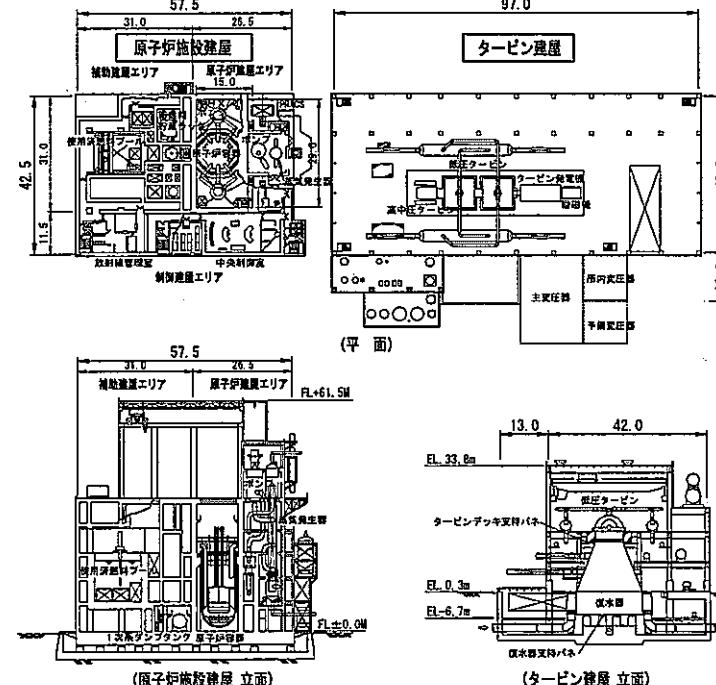


図-1 シングルプラント建屋配置

(3) 建屋容積

中型炉 S-750 は、モジュール炉の中型炉 M-750 と比較した場合、共用化による合理化ができない事から、原子炉施設建屋(1 モジュール単位)及びタービン建屋(出力比換算)とも建屋容積については不利とならざるを得ない。しかし、既往研究の FBR 実証炉などと比較すれば合理化が図られたものとなっている。

表-2 中型炉-S750 / 中型炉-M750 の検討結果比較

項目	中型炉-S750	中型炉-M750	FBR 実証炉
プロットプラン	I 型配置	T 型配置	I 型配置
原子炉建屋容積	10.8 万 m³	6.9 万 m³ (1 モジュール分)	19.2 万 m³
タービン建屋容積	14.3 万 m³ (75 万 kW/e)	19.0 万 m³ (タービン 1 基分) 150 万 kW/e	13.1 万 m³ (67 万 kW/e)

表2.2.11-1 概略物量の比較

設備・機器		単位	物量				備考
			実証炉	M750	S750	M500	
仕様	電気出力	万MWe	67	75	75	50	実証炉以外は2次系1ループ
	ループ数	ループ	3	2	2	2	
	モジュール数	プラント	1	4	4	6	
原子炉構造合計		t	1166	728	728	585	炉心構成要素を除く
1次系合計		t	1713	582	582	422	IHX+ポンプ+配管
2次系合計		t	920	557	557	470	SG+ポンプ+配管
NSSS物量合計		t	3799	1867	1867	1480	
崩壊熱除去系		MWt	44	32	32	23	実証炉以外は自然循環方式
非常用電源		kW	10500	2060	2500	550	1モジュール分
換気空調系		m ³ /h	1700000	475000	750000	378000	1モジュール分
原子炉建屋		m ³	192000	69000	108000	47000	1モジュール分
タービン建屋		m ³	131000	95000	143000	95000	1モジュール分
建設期間		月	50	38	38	36	工場製作(5ヶ月)込
定検 期間	(標準)	日	45	32	32	31	
	(標準外)			45	45	42.5	
稼働率		%	90	93.5	93.8	93.0	
所内負荷		%	5.9	4.3	4.6	4.7	

表 2.2.12-1 主要機器仕様一覧

区分	項目	仕様	備考
プラント全般	電気出力	750Mwe/モジュール	
	原子炉熱出力	1790MW t	タービン効率42%
	ループ数	2ループ (2次系1ループ)	
	モジュール数	4モジュール	300万Kweサイト
	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/炉心高さ	3.49m/0.8m	
	增殖比	1.15	
	ボイド反応度(EOEC)	5.6 \$	
	Pu富化度 内側炉心/外側炉心	22.2wt%/27.8wt%	
	炉心取出平均燃焼度	150GWd/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	8.5m	
	原子炉容器高さ	19.3m	
	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	893MW t	
	伝熱面積	2530m²	
	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	5400mm/5880本	
1次ポンプ	材質	12Cr鋼	
	方式	単段片吸込型(下吸込み)	IHX合体
	定格温度	395°C	
	定格流量	318m³/min	
	定格揚程	70mNa	
	有効吸込みヘッド	25mNa	
1次冷却配管	材質	12Cr鋼	
	配管方式	上部流入方式	
	ホットレグ配管形状	L型配管	
	ホットレグ配管仕様(口径、板厚)	36B (OD: 914.1mm, t: 12.7mm) × 1本	
	コールドレグ配管仕様(口径、板厚)	28B (OD: 711.2mm, t: 17.5mm) × 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	
SG	材質	12Cr鋼	
	方式	縦置有液面直管型	
	交換熱量	1785MW t	
	基数	1基	
	伝熱面積	7680m²	
	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)	15.9mm/1.9mm (+10%/-0%)	
	有効伝熱管平均長さ	27.7m	
	伝熱管ピッチ	31.8mm	
2次ポンプ	伝熱管本数	5651本	
	材質	12Cr鋼	
	方式	単段片吸込型(下吸込)	コールドトラップ内蔵
	定格温度	335°C	
	定格流量	522m³/min	
	定格揚程	72mNa	
2次冷却配管	有効吸込みヘッド	20mNa	
	材質	12Cr鋼	
	ホットレグ配管仕様	32B (OD: 812.8mm, t: 12.7mm) × 2本	
	ミドル、コールドレグ配管仕様	44B (OD: 1117.6mm, t: 15.9mm) × 1本	分歧管 32B
	ホットレグ定格温度	520°C	
崩壊熱除去系	コールドレグ定格温度	335°C	
	材質	12Cr鋼	
	型式/構成	DRACS × 1系統 + PRACS × 2系統	PRACSに常用系プロワ設置
	除熱形態	自然循環方式	
DRACS容量	DRACS容量	10MW t/基 (1基)	DRACS:直接炉心崩壊熱除去系
	PRACS容量	11MW t/基 (2基)	PRACS:1次系炉心崩壊熱除去系

表 2.3.1-1 炉心の成立性評価

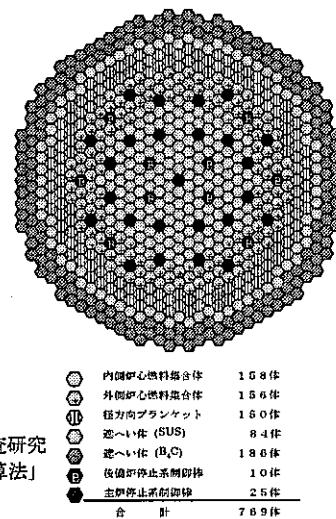
検討目的・背景

2.2.1で設定した中型炉-M750 従来型炉心概念に基づき、基本核特性、熱流力特性、燃料健全性評価を実施し、炉心の成立性を検討した。大型炉-1500 で設定した遮へい体構造を参考に炉心廻りの遮へい解析を実施し、60年プラント寿命成立性を評価した。

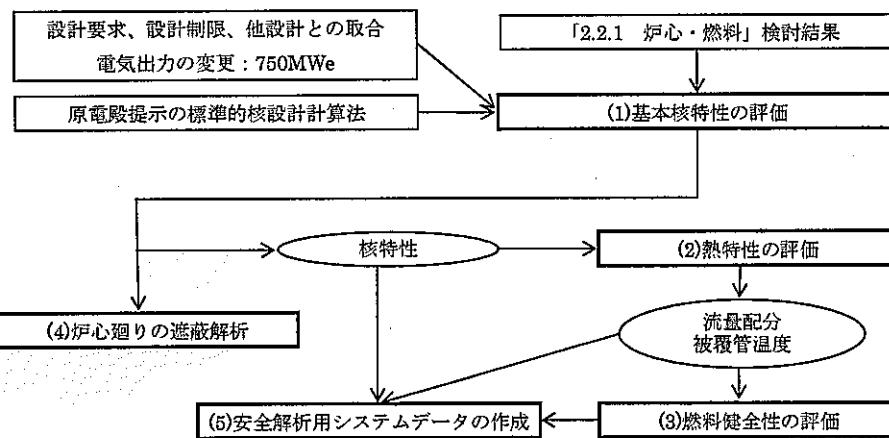
取組方針

1. 検討条件（設計要求、設計制限、他設計との取合）

- ・出力： 1,785MWt (750MWe)
- ・炉心取出平均燃焼度： 約 150GWd/t
- ・運転サイクル期間： 約 18か月
- ・燃料バンドル部圧力損失： 約 0.2MPa
- ・炉心ナトリウムボイド反応度： 6\$未満（制限目標）
- ・被覆管肉厚中心最高温度： 700°C 以下（制限目安温度）
- ・CDF： 0.5 以下
- ・制御棒配置： 切込み付コラム型 UIS 対応
- ・再臨界回避： ABLE 型燃料集合体
- ・遮へい体外接円径： 5.5m 以下
- ・核設計手法： 原電設提示「実用化戦略調査研究における標準的な核設計計算法」に準拠



2. 検討フロー

今年度の成果

(1) 基本核特性の評価

検討条件を満足できることから、核的成立性を見通した。

- ・プルトニウム富化度（内側／外側）：22.2 / 27.8wt%
- ・燃料交換バッチ（炉心／径プランケット）：4 / 4
- ・炉心取出平均燃焼度： 約 150MWd/t
- ・最大線出力密度： 416W/cm
- ・増殖比： 1.15
- ・炉心燃料ドップラ係数： $4.4 \times 10^{-8} \text{ Tdk/dT}$
- ・炉心ナトリウムボイド反応度： 5.5\$
- ・初装荷核分裂性プルトニウム重量： 約 3.5t(約 4.7t/GWe)
- ・平衡炉心重金属量（炉心／プランケット）：約 22.0t/約 48.8t
- ・最大高速中性子照射量： 約 $4.6 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$
- ・燃焼反応度： 3.7%Δk/kk'
- ・運転サイクル期間： 18か月
- ・全炉心取出平均燃焼度： 約 55GWd/t
- ・出力密度： 約 212W/cm²
- ・倍増時間(RDT/CSDT)： 約 40 / 約 53 年
- ・比出力 (MOX)： 約 61kW/kg
- ・プランケット/炉心重金属量比： 約 2.2

(2) 热特性の評価

- ・炉心領域及び径方向ブランケット領域の流量領域区分をそれぞれ 8 領域、3 領域と設定した。
- ・被覆管最高温度は制限目安値（700°C）を満足させることができ、熱設計成立性の見通しを得た。
- ・燃料集合体流量の最大値は 26.9kg/s であり、バンドル部圧力損失は 0.19MPa であり、目標値を満足した。

(3) 燃料健全性の評価

- ・炉心燃料に対し、CDF 制限 (<0.5) を満足させることができ、燃料健全性成立性の見通しを得た。

(4) 炉心廻りの遮へい解析

- ・大型炉-1500 の炉心仕様と遮へい構造を参考に、燃料集合体の軸長を変えずに燃料集合体軸方向構造を変更し、炉心廻りの遮へい機能を強化した。すなわち、上部軸方向ブランケット厚を 5cm 削除し、下部軸方向ブランケット厚を 5cm 増加した。また、上部 B₄C 遮へい体厚を 15cm 削除し、下部 B₄C 遮へい体厚を 15cm にした。
- ・径方向ブランケット 2 層を有する従来型炉心において、径方向遮へい体構成を SUS 遮へい体 1 層 + B₄C 遮へい体 2 層とした。
- ・上記の遮へい構造の見直しにより、プラント寿命 60 年を前提とした炉内構造に対し、上部炉心支持板上面、炉心槽内面、炉心上部機構下面に対する高速中性子照射量制限を満足できることを確認した。

(5) 安全解析用システムデータの作成

- ・安全解析に必要となる各種炉心・核・熱・燃料に係わるデータを解析し、整理した。

今後の課題

- ① 2 次系 Na の放射化評価が必要
- ② 燃料材料 ODS フェライト鋼データの取得

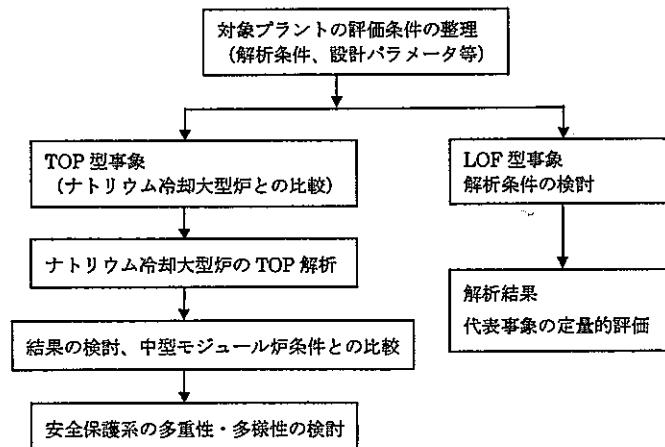
表 2.3.2-1 LOF 型及び TOP 型事象評価

検討目的・背景

- 代表的な TOP 型事象である制御棒駆引抜き事象に対して、当該炉心が有する安全保護系の多重性・多様性を検討し、安全性を確認する
- 代表的な LOF 型事象である 1 次ポンプ軸固着事故の解析を実施し、各部の温度評価結果から、安全性が確保される見通しを確認する

取組方針

1. 検討フロー



2. 解析での判断基準

- | | |
|-------------|--------------------|
| 燃料最高温度 | : 2650°C 以下 |
| 被覆管肉厚中心最高温度 | : 事故時判断基準 900°C 未満 |
| CDF (累積損傷和) | : 0.6 以下 |
| 冷却材最高温度 | : 沸点以下 |

今年度の成果

1. TOP 型事象

解析にあたって、炉心特性、安全機能に関する仮定について、ナトリウム中型モジュールとナトリウム冷却大型炉との比較を行った。諸条件は、ほぼ同等であり、ナトリウム冷却大型炉の評価で概ね代表できることが確認された。ナトリウム冷却大型炉において、初期出力レベル、引抜きモード、引抜き速度及び反応度係数の組み合わせをパラメータとして総合的に解析した結果、現状では一部の条件で信号が確保できない可能性が示されており、今後炉心設計、運転条件、制御棒運用等を詳細に検討していく過程においてさらに検討を加える。

2. LOF 型事象

代表的な LOF 型事象である 1 次ポンプ軸固着事故解析を実施した。解析はレファランスクエース相当の主炉停止系でトリップするケース A と、後備炉停止系でトリップした場合のケース B との 2 種類を実施した。解析結果を表-1 及び図-1 に示す。

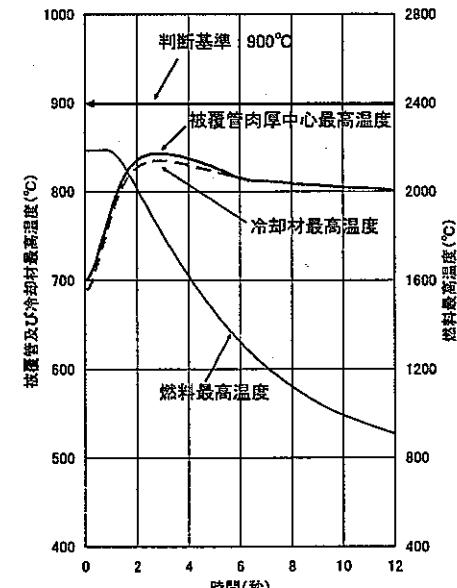
被覆管最高温度は、主炉停止系信号でスクラムする場合、約 843°C、後備炉停止系信号でスクラムする場合、約 883°C となり、被覆管健全性の判断基準を満足する見通しであることが確認された。

表-1 LOF 型事象の解析結果のまとめ

	大型炉	ケース A	ケース B
安全保護系応答時間 スクラム信号	0.45 秒 主循環ポンプ 回転数低	0.45 秒 主循環ポンプ 1 次冷却材 流量低	0.55 秒 1 次冷却材 流量低
反応度挿入時間 (ゲイガーレ泄を除く)	1.0 秒	1.0 秒	1.5 秒
健全ポンプ トリップ遅れ (秒)	1.0	1.0	1.0
流量半減時間 (秒)	5.5	5.5	5.5
燃料最高温度 (°C) (出現時間 (秒))	2224 (0.9)	2189 (0.8)	2196 (1.2)
被覆管肉厚中心 最高温度 (°C) (出現時間 (秒))	859 (3.9)	843 (2.9)	883 (3.2)
冷却材最高温度 (°C) (出現時間 (秒))	853 (4.6)	835 (2.9)	875 (3.2)
CDF 値	5.87e-3	2.09e-3	7.28e-3

燃料最高温度初期値

大型炉: 2216°C、 中型モジュール炉: 2185°C

図-1 ケース A の解析結果
(主炉停止系で炉停止)

今後の課題

- TOP 型事象については、大型炉と同様に、安全保護系の多重性・多様性の観点では、一部信号数が確保できない可能性があり、制御棒運用、運転条件等について検討すると共に、今後安全保護系と設定点について詳細な検討を加える必要がある。また、安全保護系信号の充足性についても検討する必要がある。

表 2.3.2-2 崩壊熱除去特性評価

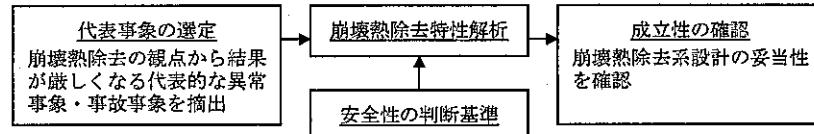
検討目的・背景

平成 13 年度の解析で、自然循環崩壊熱除去運転時の 2 次系流動が不安定になることが分かり、崩壊熱除去系構成が PRACS(2 系統) + IRACS(1 系統)から PRACS(2 系統) + DRACS(1 系統)に変更した。

見直し後の崩壊熱除去系が十分な除熱能力を有し、かつ、安定した自然循環崩壊熱除去が可能であることを確認する目的で、代表的な異常事象・事故事象を抽出して崩壊熱除去特性解析を実施した。

取組方針

1. 検討フロー



崩壊熱除去系構成 (2.1.2(3)、2.2.4(1)参照)

DRACS (10Mwt) × 1 系統 + PRACS (11Mwt) × 2 系統、完全自然循環型

今年度の成果

ナトリウム冷却中型モジュール炉における崩壊熱除去系設計をベースに、崩壊熱除去の観点から評価を行うべき代表事象 (8 事象) を選定した。

選定した事象について、炉心燃料の健全性、原子炉冷却材バウンダリの健全性が確保され、かつ、安定した自然循環挙動となる見通しであることを確認するため、崩壊熱除去特性解析を実施した。

解析条件

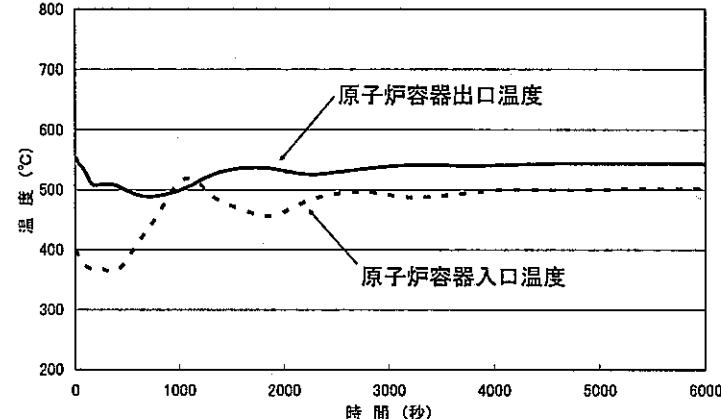
CASE	事象	起因事象	故障想定	DHRS	2 次系
1	II-10	外電喪失	—	3NC	熱容量考慮
2	III-20	外電喪失	DRACS ダンバ 1 基開失敗	2.5NC	
3	III-21	外電喪失	PRACS ダンバ 1 基開失敗	2.5NC	
4	IV-9	DRACS 系 Na 漏えい	外電喪失 + PRACS ダンバ 1 基開失敗	1.5NC	
5	IV-10	PRACS 系 Na 漏えい	外電喪失 + DRACS ダンバ 1 基開失敗	1.5NC	
6	IV-11	PRACS 系 Na 漏えい	外電喪失 + PRACS ダンバ 1 基開失敗	1.6NC	
7-1	IV-7	2 次系 Na 漏えい	外電喪失 + DRACS ダンバ 1 基開失敗	2.5NC	
8	IV-8	2 次系 Na 漏えい	外電喪失 + PRACS ダンバ 1 基開失敗	2.5NC	
7-2	IV-7	2 次系 Na 漏えい	外電喪失 + DRACS ダンバ 1 基開失敗	2.5NC	2 次流量瞬時ゼロ
7-3	IV-7	2 次系 Na 漏えい	外電喪失 + DRACS ダンバ 1 基開失敗	2.5NC	IHX 2 次側瞬時断熱

解析結果

CASE	事象	被覆管肉厚中心最高温度	被覆管 CDF 値	1 次 C/L 最高温度	1 次 H/L 最高温度
1	II-10	約 718°C	8.1×10^{-6}	約 519°C	初期値を超えない
2	III-20	約 718°C	8.0×10^{-6}	約 519°C	
3	III-21	約 718°C	8.2×10^{-6}	約 519°C	
4	IV-9	約 718°C	6.2×10^{-5}	約 569°C	
5	IV-10	約 718°C	2.7×10^{-4}	約 577°C	
6	IV-11	約 718°C	2.9×10^{-4}	約 577°C	
7-1	IV-7	約 718°C	8.0×10^{-6}	約 519°C	
8	IV-8	約 718°C	8.2×10^{-6}	約 519°C	
7-2	IV-7	約 739°C	9.3×10^{-4}	約 549°C	初期値を超えない
7-3	IV-7	約 901°C	0.38	約 548°C	約 592°C

(注) 判断基準

被覆管肉厚中心温度
事象 II : 880°C 以下、事象 III 及び IV : 900°C 以下
被覆管 CDF 値
事象 II : 0.1 以下、事象 III : 0.6 以下、事象 IV : 0.7 以下
冷却材バウンダリ最高温度
事象 III : コールドレグ温度 550°C 以下
事象 IV : ホットレグ温度 650°C 以下



解析結果例 (事象 II-10) : 1 DRACS + 2 PRACS

除熱特性解析の結果、崩壊熱除去系は十分な除熱量を有し、安定な崩壊熱除去運転が行えることが確認できた。ただし、2 次系 Na の熱容量を考慮しないと厳しい結果となるため、2 次系は安全系とする必要がある。また、2 次系の不安定流動は生じないことが確認できた。

今後の課題

解析モデルの詳細化及び 2 次系の取扱等の設計詳細化を反映して、解析評価を行う必要がある。

表 2.3.2-3 再臨界回避特性評価

検討目的・背景

内部ダクト集合体炉心、ABLE集合体炉心それぞれについて、再臨界回避の有効性の検討結果を踏まえ、炉構造等の設計への反映を行う。

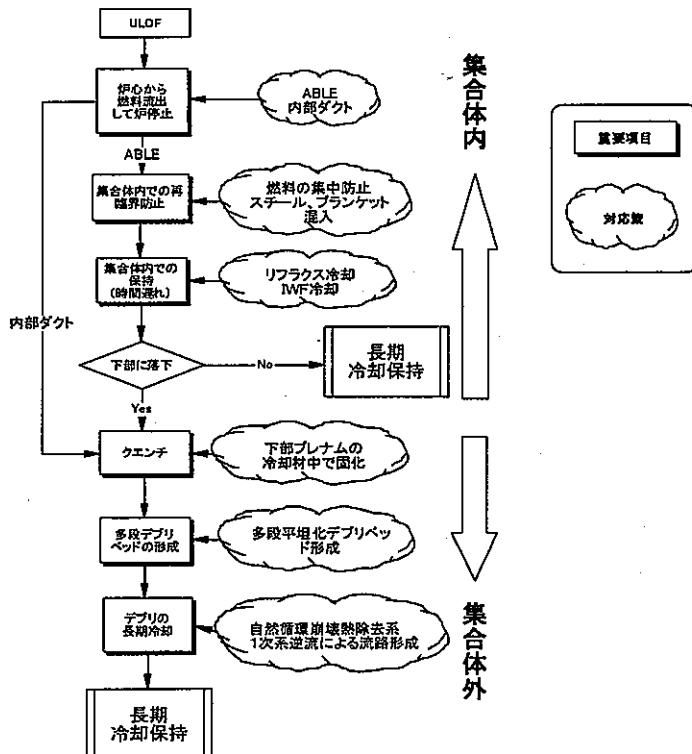
取組方針

1. 検討条件

対象炉心は内部ダクト集合体炉心、ABLE集合体炉心とし、内部ダクト集合体炉心については、高圧ブレナム流出、低圧ブレナム流出の2方式を検討する。炉心崩壊事故の起因事象は、流量喪失時のスクラン失敗事象（ULOF）を代表として評価する。

2. 評価項目

下図に示す再臨界回避シナリオ上の重要項目とその対応策の評価結果から、炉構造等の設計へのインパクトの予想される項目につき評価した。

今年度の成果

1. 炉心からの流出評価

溶融燃料の炉心からの流出により炉停止する解析結果が得られている。流出挙動への解析モデルの不確かさが現状では大きく、検証が必要である。

2. 炉心からの流出燃料の冷却固化、下部ブレナムでのデブリの長期冷却の評価

燃料重量に対する冷却材重量の割合が大型炉より大きい中型炉では、これらに關しより楽な条件となる。流出燃料の冷却固化挙動に関し、ナトリウム冷却大型炉の評価結果から、溶融燃料と炉容器下部の冷却材（Na）温度・重量に対する以下の条件が得られた。同一温度条件なら中型炉のほうが左辺に対し右辺が大きくなる。長期冷却についても同様である。

$$[\text{Naの沸点を超える燃料・スティールのエンタルピー}] \times [\text{溶融燃料・スティールの重量}] \\ < [\text{Naの沸点までのエンタルピー}] \times [\text{液体Naの重量}]$$

なお、内部ダクト集合体炉心では評価の不確かさの小さい高圧ブレナム流出方式を選定した。

3. 集合体ガスブレナム部で臨界性の評価（ABLE集合体炉心）

集合体下部での臨界性の評価結果（高増殖炉心）

ケース名	スティール 混入割合 (%)	プランケット 混入割合 (%)	臨界となる 燃料割合 (%)
S10U10	0	0	57
S11U13	10	30	61
S11U15	10	50	64
S18U10	80	0	64
S14U10	40	0	64
S14U15	40	50	80

S11は $(\text{燃料} + \text{スティール}) / \text{燃料}$ が 1.1 の意味

U13は $(\text{燃料} + \text{プランケット}) / \text{燃料}$ が 1.3 の意味

臨界となるには全量の約60%。→集合体ガスブレナム部に60%が集中する可能性は低い見とおし。

4. 集合体内での保持の評価（ABLE集合体炉心）

- ① 左図の通り ABLE集合体炉心では、集合体内での長期冷却保持の可能性もあるので評価を実施した。その結果、燃料を集合体で保持できる可能性もあるが、解析モデルの不確かさが大きく検証が必要である。
- ② 崩壊熱除去系の設計変更で平成13年度の中型炉設計では採用していないDRACSが設置されたため、IWF除熱（集合体間ギャップ部を流れる冷却材による冷却）の前提条件である炉上部からの低温冷却材の供給の条件が満足され、集合体内での保持に必要なIWF除熱条件が改善された。

5. 炉構造への要求事項

炉容器寸法が増大することはないが、流出燃料がコールドレグ配管開口部に直接流出しない配慮が必要である。ただし、この配慮は熱過渡対策での設計変更により満足される。

今後の課題

解析モデルの不確かさが課題として残されており、実験データによる検証が重要である。特に ABLEについて、試験計画の立上げが必要である。

表 2.3.3-1 原子炉構造の耐震評価

検討目的・背景

将来を見越して強地震条件での原子炉構造の耐震性評価を行い、設計への影響を明らかにする。

取組方針

1. 検討条件

- ・検討対象：原子炉容器、炉心、UIS、燃料交換機（原子炉構造概念図を図 1 に示す。）
- ・地震条件：図 2 に示す。
- ・制限条件：
 - 原子炉容器の座屈
 - 「高速増殖実証炉高温構造設計方針（案）」で定められている座屈評価式を適用する。
 - 集合体の飛び上がり
 - 集合体の飛び上がり量を 50mm 以下に抑えるため、炉心支持板中心の上下応答加速度を 32m/s^2 以下に抑える。
 - 反応度投入量
 - 投入反応度を 1\$以下に抑える。（炉心支持板中心の上下応答変位 12mm 以下、炉心支持板の面外変形量 3mm 以下）
 - 制御棒挿入性
 - 炉心槽頂部と UIS 下端の水平方向の相対変位を 15mm 以下に制限する。
 - 燃料交換機の変位
 - S1 地震時に UIS と燃料交換機との衝突が生じないこと。

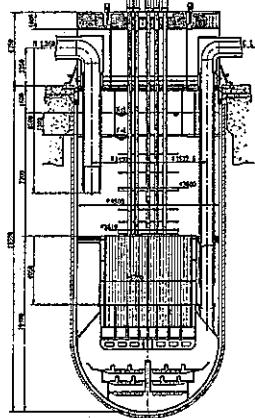


図 1 原子炉構造概念

2. 検討項目

耐震性評価の項目

- ①原子炉容器の耐震性
- ②炉心の耐震性
- ③UIS の耐震性
- ④FHM の耐震性

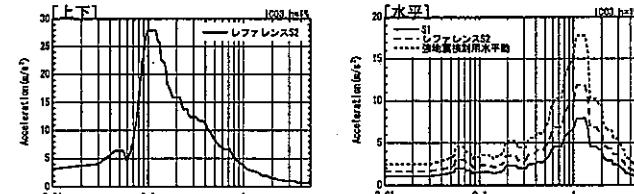


図 2 床応答曲線

今年度の成果

1. 耐震性評価の内容

① 原子炉容器の耐震性

原子炉容器の座屈評価を行った。解析モデルを図 3 に示す。解析結果を表 1 に示す。原子炉容器はレファレンス S2 及び強地震検討用水平動の地震条件で耐震性を確保できる見通しである。

② 炉心の耐震性

集合体の飛び上がり及び反応度投入量について評価を行った。解析結果を表 2 に示す。炉心はレファレンス S2 及び強地震検討用水平動の地震条件で耐震性を確保できる見通しである。

③ UIS の耐震性

制御棒挿入性の評価を行った。解析結果を表 3 に示す。制限値 15mm を十分に満足しておりレファレンス S2 及び強地震検討用水平動の地震条件で耐震性を確保できる見通しである。

④ 燃料交換機の耐震性

燃料交換機の評価を行った。解析モデルを図 4 に示す。解析結果を表 4 に示す。S1 地震において制限値 25mm を十分に満足する。また、レファレンス S2 及び強地震検討用水平動の地震条件においても耐震性を確保できる見通しである。

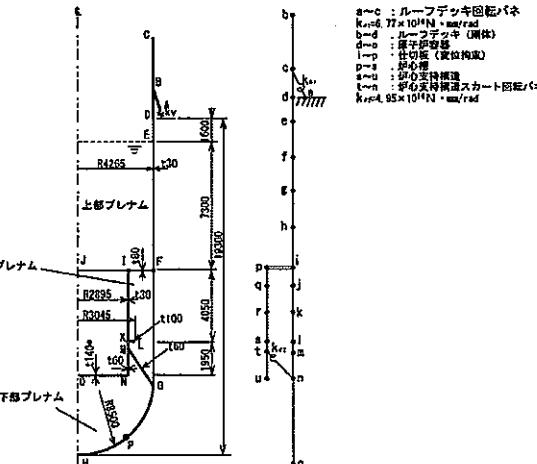


図 3 原子炉構造の振動解析モデル

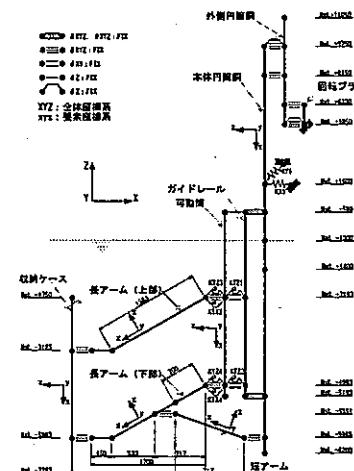


図 4 燃料交換機の振動解析モデル

表 1 原子炉容器の座屈評価

発生応力	項目		レファレンス S2	強地震検討用水平動
	水平動による曲げ応力	水平動によるせん断応力		
上下動による軸方向応力	8.15MPa	12.22MPa		
自重による応力	38.58MPa	38.58MPa		
座屈限界/発生応力	23.05MPa	23.05MPa	2.55	1.99
必要安全率			1.5	1.5
評価			成立	成立

表 3 制御棒挿入性評価

項目	発生値	
	レファレンス S2	強地震検討用水平動
(1)炉心槽頂部の変位	2.90mm	4.36mm
(2)UIS 下端の変位	4.06mm	6.09mm
相対変位 $\sqrt{(1)^2 + (2)^2}$	4.99mm	7.49mm
制限値	15mm	15mm
評価	成立	成立

今後の課題

燃料交換機に関しては、関節部ガタによっては UIS 切込み部と衝突する可能性があり、検討を行う必要がある。

表 2 炉心の耐震性評価

項目	発生値	制限値	評価
炉心支持板中心の応答加速度	18.05m/s^2	32m/s^2	成立
炉心支持板中心の上下応答変位	4.04mm	12mm	成立
炉心支持板中心の面外変形	0.29mm	3mm	成立

表 4 燃料交換機の耐震性評価

地震条件	燃料交換機の水平変位		評価
	発生値	制限値	
S1	12.44mm	25mm	成立
レファレンス S2	14.84mm	25mm	成立
強地震検討用水平動	18.48mm	24mm	成立

表 2.3.3-2 IHX/ポンプ合体機器の成立性

検討目的・背景

IHX とポンプが合体したことによる振動上の問題点に着目して、成立性の検討を実施する。具体的にはポンプと IHX の共振回避及び耐震性について検討を行う。また、この検討による合体機器の設計見直しを反映して伝熱管摩耗の評価も実施する。

取組方針

1. 検討条件

(1) ポンプとの共振回避条件

- 可能な限り各部の固有振動数はポンプの定格回転数以上とする。
- ケーシングなどの長尺片持ち構造の 1 次固有振動数は低流量運転と起動初期の回転数を回避する。
- 伝熱管については、定格運転時、起動初期の一定回転数運転時及び低流量運転時のポンプ回転数との共振を回避する。

(2) 耐震性評価条件

リファレンス S₂ 地震波条件で評価する。ここでは原子炉容器と同じ床応答を用いる（減衰比 1.0%）。

(3) 伝熱管摩耗量評価条件

ポンプの機械的励振力・流体励振力を想定する。摩耗深さは 2・1/4Cr-1Mo 鋼のデータで類推する。

2. 検討項目

- 合体機器の振動特性解析を行い、共振回避方針を満足するよう設計を見直す。
- 床応答スペクトルを用いて合体機器の耐震解析を実施する。
- 主要部位の構造健全性を評価する。
- ポンプ軸受け部の地震時荷重を求め、地震時のポンプ回転機能が維持されるか評価する。
- ポンプ励振力に対する合体機器応答解析を実施し、その結果より伝熱管ワークレート解析を行う。
- 類似材料の比摩耗量データより伝熱管摩耗深さを評価する。

今年度の成果

(1) 共振回避条件を満足する構造設定

共振回避方針を満足するよう構造を設定した。固有値解析結果及び回避状況を表-1 に示す。
なお、起動初期のポンプ回転数は定格時の 36% 程度で共振回避方針を満足させることができる。

(2) 耐震性評価

リファレンス S₂ 地震波を用いて主要部位の地震時応力を解析し、その他の荷重との組み合わせによる構造健全性評価を実施した。その結果、発生応力は許容応力を十分下回り、健全性が確保される見通し。
また、JEAG 4601 (1991 追補版) の考え方に基づき、地震時の軸受け部の最大荷重を算出し、かじりなどが発生せず、動的機能が維持される見通しを得た。耐震評価の内容を図-1 に示す。

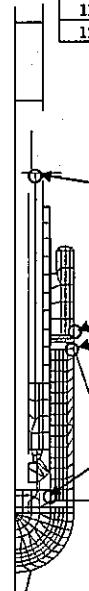
(3) 伝熱管摩耗評価

2・1/4Cr-1Mo 鋼の比摩耗量データなどを用いて、ポンプ振動及び管外流れによる伝熱管摩耗量を評価した結果、摩耗深さは 0.145mm 以下と評価され、現状では伝熱管肉厚余裕 0.255mm に対して裕度がある。伝熱管振動主要因毎のワークレート値は次とおりであり、管外流れに比べポンプ振動の影響は小さい。

- ポンプ機械的励振力によるワークレート : 0.0014 N·mm/s (合計の 0.1%)
- ポンプ流体励振力によるワークレート : 0.188 N·mm/s (合計の 15.9%)
- 伝熱管管外流れによるワークレート : 1.00 N·mm/s (合計の 84.0%)

表-1 IHX/ポンプ合体機器固有値解析結果及びポンプ回転数との比較

モード 次数	共振回避領域 (rps)	固有振動数 (Hz)	振動モード/ポンプ運転モード	
			低温停止時ポンプ回転数 (15%) との共振回避領域	
	1.48~2.22		回避余裕率 2 割	
1	起動初期に 瞬時に通過	2.97	ケーシング=フローシュラウド + IHX/ポンプ隔壁逆相 1 次	
2		3.95	ケーシング=フローシュラウド + IHX/ポンプ隔壁同相 1 次	
	3.99~4.89		起動初期ポンプ回転数 (36%) との共振回避領域 回避余裕率 1 割	
3	起動時に 短時間共振	4.92	伝熱管群 1 次	
4		9.85	管東部内シユラウド + 下部管板 1 次 (伝熱管群下部振動)	
	9.87~14.8		ポンプ定格回転数 (100%) との共振回避領域 回避余裕率 2 割	
5	定格回転数の 1.2 倍以上 (剛設計)	14.83	本体胴=外シユラウド逆相 1 次 (伝熱管群下部振動)	
6		15.00	伝熱管群 2 次	
7		15.32	本体胴=外シユラウド同相 1 次 (本体胴 1 次)	
8		16.16	フローシュラウド = IHX/ポンプ隔壁逆相 1 次	
9		18.63	ポンプ+モータ軸 1 次 (ポンプ側 1 次)	
10		19.31	ポンプ+モータ軸 2 次 (モータ側 1 次)	
11		30.86	伝熱管群 3 次	
12		33.22	ポンプ+モータ軸 3 次	



部位	発生応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	評価
ポンプ付根	24.6	398.0	○
管板と本体胴付根	18.1	264.6	○
スカート付根	65.8	284.5	○
下部管板付根	31.7	339.0	○

部位	解析結果 (N)	最小厚さ/ 最大荷重(N)	許容厚さ/ 許容荷重(N)	評価
上部玉軸受け	4.12×10^4	$31.1 \mu\text{m}$ 1.81×10^5	$30.7 \mu\text{m}$	○
下部静圧軸受け	3.28×10^4	1.41×10^5	2.67×10^5	○

(注) JEAG を参考にスペクトルモーダル解析で得られた軸受け荷重
の 4.3 倍を最大荷重とした

GEM. SCALE 3000.00

図-1 耐震解析結果及び評価

今後の課題

- 振動試験によるモデル検証と高度化及び設計への反映が必要である。
- 部分負荷運転状態を考慮した共振回避の確認が必要である。

表 2.3.4-1 炉容器のガス巻き込み評価

検討目的・背景

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「STAR-CD コード」を用いて解析し、ガス巻き込み防止対策（2重ディッププレート：DP）及びホットレグにおける吸い込み渦の低減対策（フロースプリッタ、機器配置）について評価した。
主要な評価事項は次の通りである。

- ① RV 及び内外 DP 間ギャップ、機器貫通部ギャップにおける冷却材通過流量及び自由液面流速の低減
- ② プレナム内の機器配置及び構造検討などによる水中渦の低減

取組方針

1. 検討条件

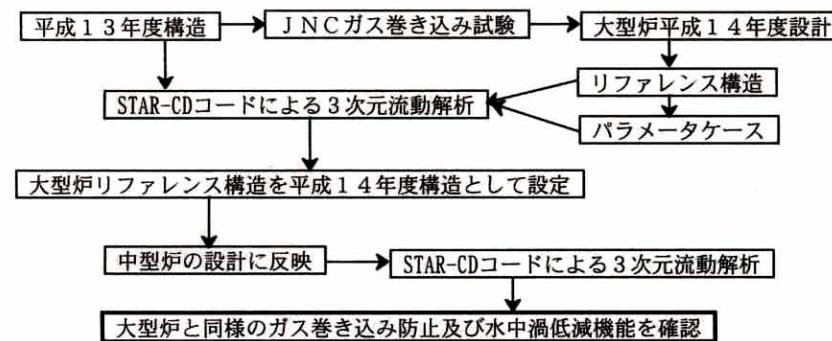
以下の条件の下に流動解析を行った。

- ① ガス巻き込み防止構造は大型炉と同様の 2重ディッププレートとした。
- ② 炉内構造物の基本配置は、大型炉の成果を反映して以下のように設定した。
 - ・コールドトラップ位置：2基のコールドトラップを燃料交換器側から DHX 側に移動
 - ・原子炉出口温度計装案内管は水中渦の発生原因となる可能性があるために削除（冷却系に設置）
 - ・燃料交換機ダミープラグ下端位置：炉上部プレナムの下から4段目のバッフルプレート位置に上昇
 - ・ホットレグ吸い込み渦の抑制をねらった1対のフロースプリッタをホットレグ吸い込み位置に設置

2. 検討項目

- ① 炉上部プレナム内全体の流動状況
- ② 自由液面部での流速形成
- ③ 2重ディッププレート部での冷却材通過状況
- ④ ダミープラグ部での冷却材通過状況とダミープラグ挿入深さの影響
- ⑤ 吸い込み渦の形成状況（フロースプリッタの効果）

3. 検討フロー



今年度の成果

1. 解析結果

① 自由液面部での流速

図-1 に、自由液面直下での水平断面内流速ベクトルを示す。

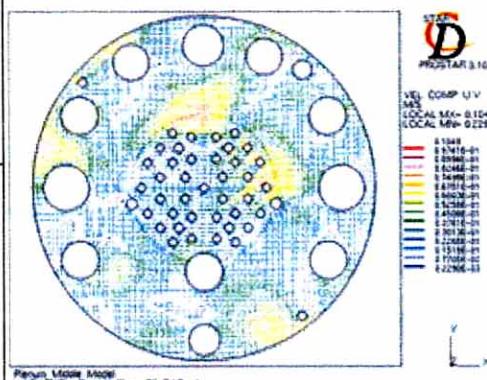


図-1 自由液面直下での水平断面内流速ベクトル図

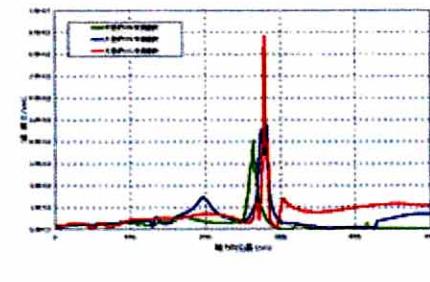


図-2 炉容器-HL ギャップ 180° での渦度
(中型炉 R=4100mm 大型炉 R=4700mm)

② 渦の形成

図-2 に、炉容器-HL ギャップ (R=4100mm/θ=180°) での渦度を示す。参考として大型炉の結果も示す。

2. 評価結果

- ① 自由液面直下での最大流速は、約 0.1m/s となった。流速値は、大型炉の場合と同等であり、ガス巻き込み防止のクライテリアは満足できる結果となった。
- ② 切り込み部での上昇流は下段 DP にぶつかった後、水平方向へ拡がり、主にダミープラグやその他の機器ギャップから上部自由液面領域へ流入し、DP 上部に流入した冷却材は、主に DP ギャップ (DP 接合部、R/V ギャップ) から下部領域に戻る。
- ③ DP 中間部で段差を付けたダミープラグは、切り込み部の噴流が DP 上部領域へ流出することを抑制する。
- ④ 大型炉の場合と同様に、フロースプリッタは HL-R/V 間の渦発生を抑え、HL 吸い込み挙動を安定させる効果を持ち、これにより、炉容器-HL 間でキャビテーションを伴うような強い水中渦は発生しない見通しを得た。
- ⑤ HL-CL 間の R-Z 断面及び HL 吸い込み上流側の R-θ 断面で水中渦が見られたが、発生する渦は大型炉の場合よりも相対的に小さかった。
- ⑥ 渦度は平成 14 年度大型炉よりも若干小さく、フロースプリッタ無しの平成 13 年度の大型炉の約半分に低下した。

今後の課題

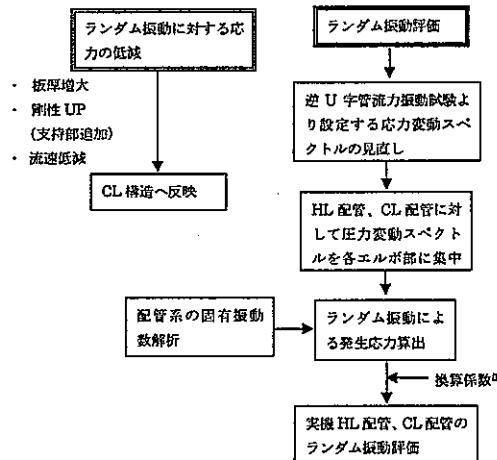
- ① 引続き、水流动試験結果、大型炉での設計結果を反映する。
- ② フロースプリッタは構造健全性上の課題があると考えられ、フロースプリッタ以外の渦防止対策についての検討が必要である。
- ③ どの程度の渦なら許容可能かに関しても検討の必要がある。

表 2.3.4-2 配管流速増大に伴う影響評価

検討目的・背景

- (1) 平成 13 年度に実施した大型炉-1500 の 1 次系配管を対象としたランダム振動評価の結果、CL 配管における発生応力が設計疲労限度に対して裕度が少ないことが確認された。
そこで、中型炉-M750 に対する CL 配管について、大型炉-1500 の CL 配管におけるランダム振動評価結果をもとにランダム振動に対する発生応力の低減を念頭に置いた構造を検討する。
- (2) 1 次系配管に対してランダム振動に対する健全性を確認する。
- (3) 1 次系配管に対する自励（不安定）振動に対する回避を確認する。

取組方針

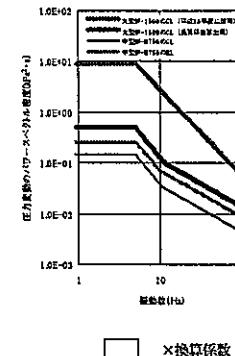


今年度の成果

(1) ランダム振動による発生応力の低減を念頭に CL 配管の構造を検討

- ・流速低減 → 管内流速 7.38m/sec (大型炉-1500 の CL 配管に比べて 25% 減)
 - ・剛性 UP → 外径 28B (711.2mm)、板厚 17.5mm (当初検討板厚 12.7mm)
 - ・剛性 UP → IHX ノズル近傍にサポート追設
 - ・剛性 UP → RV デッキ部に耐震サポートを流力振動に寄与させる (サポート構造を検討)
- 平成 13 年度に実施した 1 次系配管に対するランダム振動評価結果に基づき CL 配管に対するランダム振動により発生する応力低減の観点で構造に対する要求をまとめ構造に反映した。

(2) ランダム振動評価



逆 U 字管から実際圧力変動への換算
 • 逆 U 字管モデルで得られたデータを使用
 • 実機(流速振動)の換算
 • 計算式: $S_t = S_{t,D}$
 平均速度の比
 配管内径の比
 • 総換算圧力の PSD の換算
 圧力の PSD: $(C_p U_f)^2 = \frac{C^2}{S_t} \rho U_f^2$
 S_t : 無次元係数
 密度の比² × 平均流速の比³ × 配管内径の比

換算係数: 大型炉-1500 の CL 配管において流速解析を用いたランダム振動評価結果と上図の圧力変動スペクトルをエルボ部に集中的に与えてランダム振動評価を実施した結果との比の最大値

HL 配管: 最大応力 7.8MPa << 49MPa 21/4Cr-1Mo 鋼 設計疲労限度 at 550°C
 CL 配管: 最大応力 7.8MPa << 75.7MPa 21/4Cr-1Mo 鋼 設計疲労限度 at 395°C
 設計疲労限度は、温度計の流力振動防止のための設計方針 (案) PNC TN9410 97-042 による

評価結果から、ランダム振動評価に対する発生応力は、設計疲労限度に比べて裕度のある値であることが確認された。ランダム振動による発生応力は、構造における裕度拡大及び評価方法を見直すことで設計疲労限度より小さくなる見通しを得た。

(3) ビーム型自励（不安定）振動評価

CL 配管を対象に大型炉-1500 と同様に既存理論に基づいて CL 配管の体系に近くなるようにモデル化をして不安定振動評価を実施した。更に配管の一部が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（限界流速が 0.8 倍に下がる）すると結果は以下のようになつた。評価は、CL 配管体系を念頭におき限界流速が一番小さくなる結果と実機平均流速を比較した。

限界流速 105m/sec >> 7.38m/sec

その結果、限界流速は実機流速に比べて約 14 倍という結果となり、ビーム型自励（不安定）振動は回避できる見通しを得た。

(4) シェル型自励（不安定）振動評価

大型炉-1500 の HL 配管を対象に実施したシェル型不安定振動評価の結果をベースに中型炉-M750 の HL 配管に対するシェル型不安定振動の評価を実施した。

大型炉-1500 の HL 配管の最長直管部における限界流速は 200m/sec 以上であった。中型炉-M750 の HL 配管の最長直管部は、大型炉-1500 の HL 配管よりも R が小さく、固有振動数が高いことより安定性は大型炉-1500 の HL 配管よりも増すことが予測されシェル型自励（不安定）振動は回避できる見通しを得た。

今後の課題

- ① 高流速大口径配管での流力振動試験の実施
- ② ①を踏まえたランダム振動、ビーム型及びシェル型自励振動評価方法の確立と設計への反映

表 2.3.4-3 IHX/ポンプ合体機器の流動評価

検討目的・背景

IHX/ポンプ合体機器の上部プレナムは、伝熱管への流量配分を均一化するため大型炉・1500で検討された堰+整流板による整流構造が設置される。中型炉・M750に関して、堰+整流板による流動解析を実施し、伝熱管への流配状況を把握し、流量配分を均一化するための構造対応を検討する。

また、崩壊除去系 PRACS の熱交換器が上部プレナム内に設置されるが、熱交換器が上部プレナム内流動に与える影響を評価するとともに、必要に応じて PRACS 伝熱管の流力振動を防止する対策を検討する。

取組方針

上部プレナムを 3 次元 1/2 セクタでモデル化し、定格運転条件における流況を解析する。

整流目標としては、伝熱管の構造健全性に影響を及ぼさない条件として、管束部平均流速に対するばらつきを±20%以下とする。PRACS 伝熱管への影響を詳細に評価するため、伝熱管も構造としてモデル化して解析する。主な解析条件を以下に示す。

- ・入口流量（定格流量） : $1.636 \times 10^7 \text{ kg/h}$
- ・流体温度 : 550°C (密度 820.3 kg/m^3)
- ・上下管板及び伝熱管部圧損係数 : 28.8 (損失ヘッド 1.778 mNa 相当)
- ・伝熱管出口 : 圧力一定
- ・整流板圧損係数 : 5.43 (損失ヘッド 0.47 mNa 相当)

今年度の成果

全体流況の解析結果を図-1 に示す。本モデルでは入口ノズル部の圧損低減及び周方向への流配促進を考慮して、入口ノズルを梢円形に拡大するとともに、ノズルが堰に衝突する箇所にフローガイドを設置した。

(1) IHX 伝熱管部での流量配分の評価

伝熱管への流量配分により近いと考えられる速度ベクトルで評価すると、ばらつきは±3%となる（最大流速 0.935 m/s 、最小流速 0.890 m/s ）。速度コンタで評価すると、最大流速は 1.026 m/s 、最小流速は 0.8828 m/s で平均流速は 0.91 m/s に対して、ばらつきは+13%、-3%である。ばらつきは主に管束部外周部近傍で局的に発生しており、管束部周方向には十分整流されている。入口流況を図-2 に示す。

(2) PRACS 伝熱管の流力振動評価

PRACS 伝熱管の最大隙間流速 5.0 m/s に対して、渦放出によるロックイン（渦の発生周波数と伝熱管固有振動数が近い場合に、渦の発生周波数が伝熱管固有振動数と一致し、共振する現象）の発生限界は 6.3 m/s 以上、流力弹性振動の発生限界は 6.0 m/s 以上と評価され、いずれの限界流速も下回っている。

なお、評価上は固有振動数計算等に裕度を有しているが、流速の大きい部位の伝熱管支持ピッチを短くするなどの構造対応が可能であり、更なる裕度向上は可能である。伝熱管付近の流況を図-3 に示す。

(3) 上部プレナム内の概略圧力損失評価

上部プレナム内の圧力損失を解析結果の圧力分布より概略評価した。その結果、上部プレナムでの圧力損失は約 0.19 MPa 程度であり、ポンプ吸込み部の NPSH_{av} に対する影響はない見通しである。上部プレナム内の圧力分布を図-4 に示す。

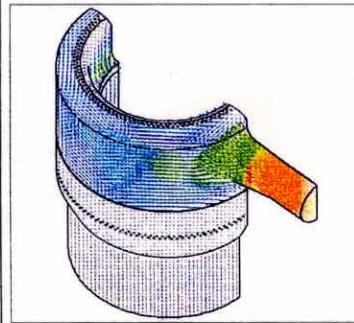


図-1 上部プレナム全体流況

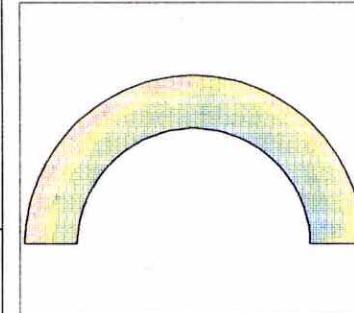
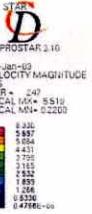
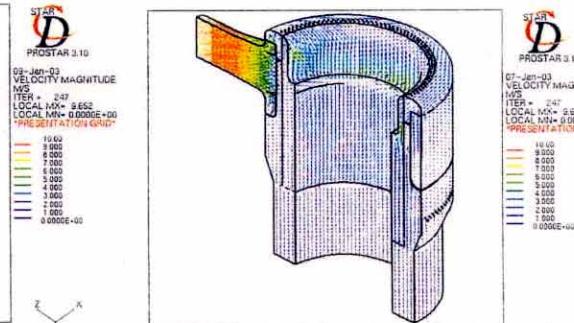


図-2 管束部入口流況（速度ベクトル）

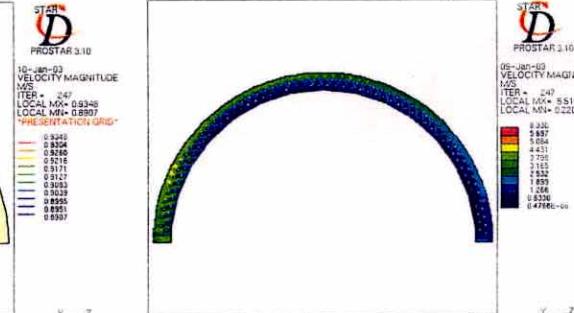
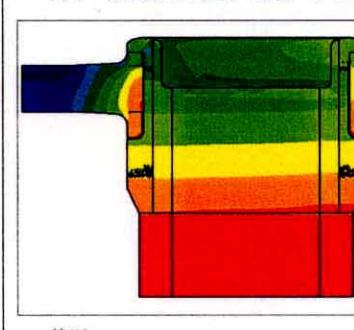
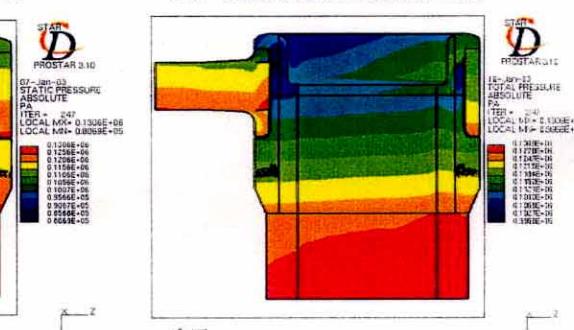


図-3 PRACS 伝熱管直交流部の流況



静圧



全圧

今後の課題

- ① 3次元熱流動解析による自然循環時の PRACS 除熱性能特性評価の実施とその結果に基づく除熱の周方向均一化対策、除熱性能確認を行う。
- ② 試験によるモデルの妥当性確認

表 2.3.4-4 直管 SG 水側流動安定性評価

検討目的・背景

直管型 SG はヘリカルコイル型 SG に比べ流動不安定になりやすい傾向があり、一般的に入口オリフィスを設置して対応している。一方、中型炉-M750 の SG の場合は伝熱管に長尺管を採用しており、平成 13 年度に解析により水側流動安定性を評価し、入口オリフィスなしでの成立性の見通しを得ている。平成 14 年度は、直管型 SG の試験を対象とした解析を実施し評価に使用したコードの精度を把握し、実機評価精度を向上させる。

取組方針

1. 検討条件

流動安定性については、周波数応答法を用いた代表管モデルを採用している DALMA コードの D 分割法を用いる。D 分割法は、物理量として安定化するのに必要なオリフィス係数 Kin を直接計算する。なお、 Kin は安定判別図の X 切片の値であり、正で不安定、負で安定、 $Kin=0$ で安定限界を示す。

2. 検討項目

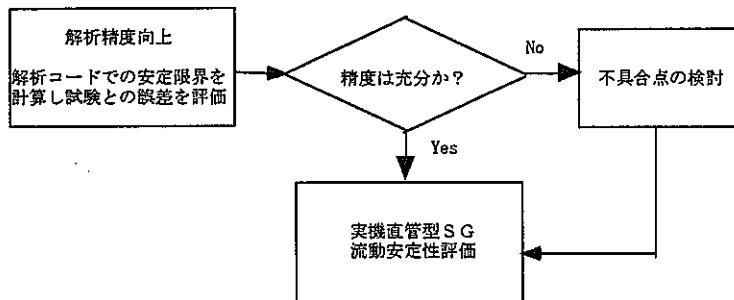
(1) 解析精度向上

JNC が 1996 年に実施した 1MWt 2 重直管型 SG の流動安定性試験を対象にコードの評価精度を把握する。試験はプラグ前（伝熱管通水 10 本）と高質量流速を狙ったプラグ後（伝熱管通水 6 本）があり、全ケースを評価対象とした。直管型 SG の試験を対象にナトリウム流量と給水流量比をパラメータとして解析コードでの安定限界 ($Kin=0$) を評価し、試験の安定限界でのナトリウム流量と給水流量比との誤差を調査し、評価精度を把握する。

(2) 実機流動安定性評価

コードの精度を考慮し、中型炉-M750 の SG 流動安定性を評価する。また、SG 構造（伝熱管長さ、伝熱管口径など）の違いにより、流動安定性にあたえる影響を調査する。

3. 検討フロー



今年度の成果

(1) 解析精度向上

図-1 にプラグ前オリフィス係数 120 の場合の、安定限界時ナトリウム／水流量比の試験結果と解析結果の比較を示す。オリフィス係数 120 の場合は、非保守側の誤差は最大で+3.7%である。図-2 に解析結果の安定限界時のナトリウム／水流量比の評価誤差を、オリフィス係数ごとにまとめた。オリフィス係数に対する実験と解析の傾向を外挿すると、オリフィス係数 120 以下では、解析は実験より保守側の結果になると考えられ、オリフィス無しの構造をリファレンスとしている設計検討においては DALMA コードを使用し、非保守側の誤差は最大でナトリウム／水流量比+5%を見込むことで、安全側の評価になるものと考えられる。

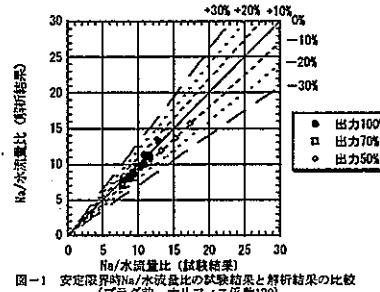
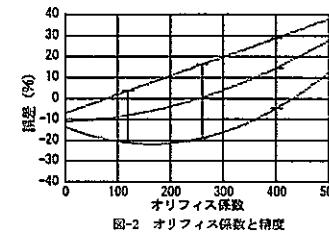
図-1 安定限界時Na/water流量比の試験結果と解析結果の比較
(プラグ前 オリフィス係数120)

図-2 オリフィス係数と精度

(2) 実機流動安定性評価

表-1 に実機流動安定性解析結果をまとめた。定格運転時、給水流量を 5% 減少させ保守側に評価したケースでも、安定である結果となった。同一のヒートバランスで伝熱管長さを短くした場合や伝熱管口径を大きくし肉厚を厚くした場合、非加熱部給水入口部を短くした場合は、不安定となる結果となった。

その結果、解析上入口オリフィスなしで成立性の見通しが得られた。また、長尺管及び小口径管の採用により管内質量流速が増加し、安定化に寄与したことが確認できた。

表-1 実機流動安定性解析結果

ケース	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5
着目点	定格	給水流量-5%	管長さ短く	管口径大	非伝熱長さ
水・蒸気側	2.900×10^6	2.762×10^6		2.900×10^6	
外径	mm	15.9		19.0	15.9
肉厚	mm	1.9		2.1	1.9
有効伝熱管長さ	m	28.4	20.6		28.4
伝熱管長さ	m	34.4	26.5		34.4
非加熱部入口部	m		3.5		1.5
非加熱部出口部	m		2.5		4.5
kin	-	-10.11	-1.41	11.80	3.86
評価		安定	安定	不安定	不安定

今後の課題

- ① 直管 SG の水側流動安定性評価手法の確立、特に複数伝熱管の間での流動不安定に関する評価手法の検討が必要である。なお、二重管 SG を採用する場合は、解析モデルの見直し、評価のやり直しが必要となる。
- ② 水側流動安定性試験の実施と解析モデルへの反映。

表 2.3.5-1 モジュール炉の制御特性評価

検討目的・背景

ナトリウム冷却中型モジュール炉では、稼働率向上のため、90%程度の負荷喪失に追従でき、所内単独運転への移行が可能となる設計を指向している。また、原子炉1基がトリップしても、他の健全な原子炉を運転継続できる設計を指向している。ここでは、所内単独運転への移行特性及び1原子炉トリップ時の運転特性について、プラント動特性解析による解析・評価を行う。

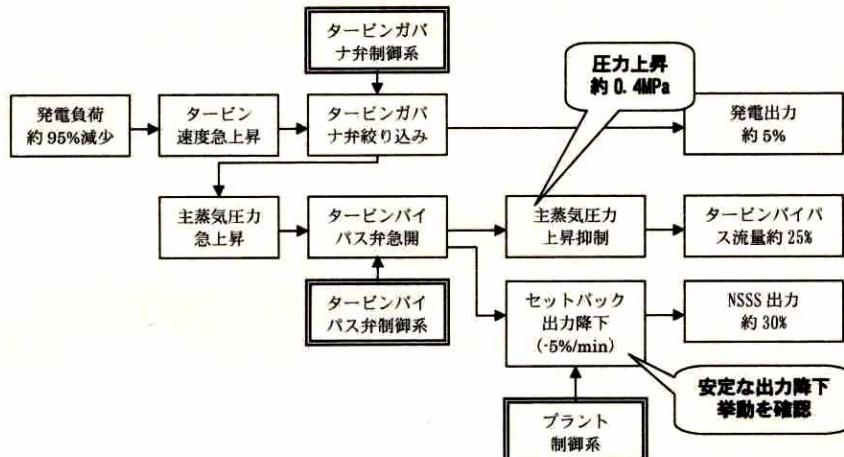
取組方針

プラント制御系の基本構成、制御系ブロック構成を設定し、それに基づき、所内単独運転移行時及び1原子炉トリップ時のプラント制御方式を定め、制御特性解析を行って以下のことを確認する。

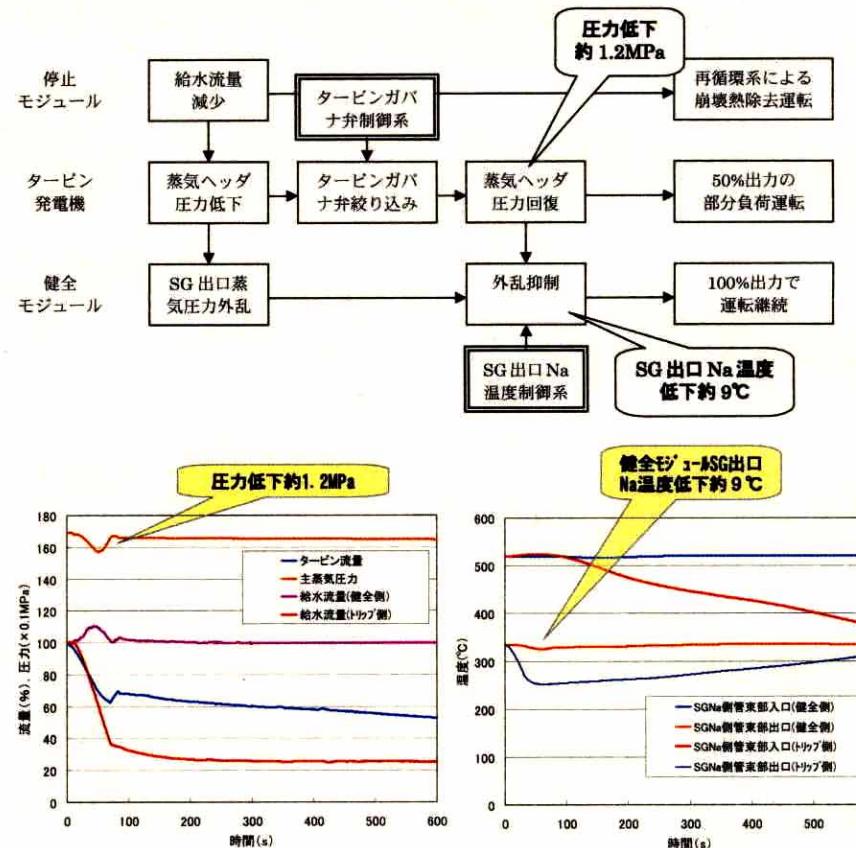
- (1) 所内単独運転移行時：タービンバイパス弁制御による主蒸気圧力制御とセットバック制御による NSSS 側の出力降下が安定かつ適切に行われる見通しであること。
- (2) 1原子炉トリップ時：タービンガバナ弁制御系及び蒸気発生器出口ナトリウム温度制御系により蒸気ヘッダの圧力低下が適切に抑制され、健全側モジュールの安定な運転が維持される見通しであること。

今年度の成果

所内単独運転への移行特性の解析結果



1原子炉トリップ時の運転特性の解析結果



プラント動特性解析による解析・評価の結果、所内単独運転移行時にタービンバイパス弁制御、セットバック制御等により安定に所内単独運転に移行できる見通しであること、1原子炉トリップ時にタービンガバナ弁制御などにより健全側の原子炉ユニット及びタービンの運転継続が可能な見通しであることが確認できた。

今後の課題

- ① 設計進捗を反映して、必要に応じ確認を行う必要がある。

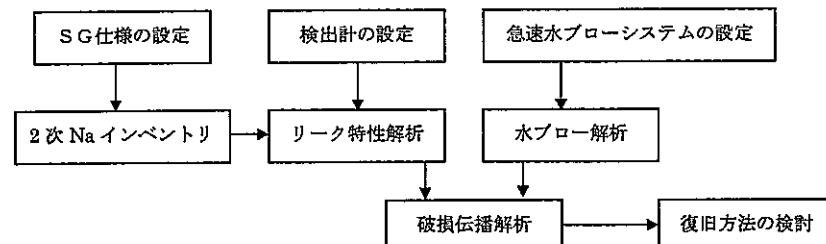
表 2.4.1-1 ナトリウム-水反応対策の検討

検討目的・背景

従来型の単管 SG についてナトリウム-水反応事故にともなう伝熱管破損伝播などの影響を把握し、その影響を緩和するための検討を行った。また、ナトリウム-水反応を回避もしくは影響を大幅に緩和可能な SG として 2重管 SG の検討を行いその比較を行った。

取組方針

(単管 SG)



(2重管 SG)



今年度の成果

(1) 急速水プローシステム

単管のヘリカル SG 及び直管 SG についてブロー時間短縮を目指したブロータンク、ブロー弁構成を検討し、RELAP5/MOD3 により解析した。その結果、ブロー弁並列方式 (6B (検出直後開) + 6B (10 秒遅れ開) + 24B (15 秒遅れ開)) を採用することにより約 30 秒でブロー可能な見通しを得た。

(2) リーク検出器

単管 SG のナトリウム-水反応の検出計として固体電解質水素計と音響計の設置位置及び検出系統について検討した。検出計の性能要求を下記に示す。

- ・水素計 (ROR 法) : 30ppb/10 分
- ・音響計 (ヘリカル SG) : 500g/s~1kg/s を 10 秒、1kg/s 以上を 5 秒検出
- ・音響計 (直管 SG) : 100g/s~500g/s を 10 秒、500g/s 以上を 5 秒検出

(3) LEAP による破損伝播解析

(1)、(2)で検討したブロー時間及び検出系の性能を用いて単管の直管 SG とヘリカル SG の破損伝播解析を実施した。その結果、ともに最大水リーク率が 1 DEG 以内になることを確認した。

プラグ本数はヘリカル SG の場合、中リリークで最大 40 本程度になり、直管 SG の場合は 140 本程度になる見通しである。

また、厚肉化を図った SG に関しては、ナトリウム-水反応の影響緩和効果は認められるものの、破損伝播を防止するまでは至らず、大幅な重量増加を招くため、得策ではないと評価した。

(4) 高温ラブチャ解析

単管の直管 SG とヘリカル SG について、原型炉と同様の手法で高温ラブチャ評価を行った。その結果、ともに高温ラブチャを生じない見通しであることを確認した。

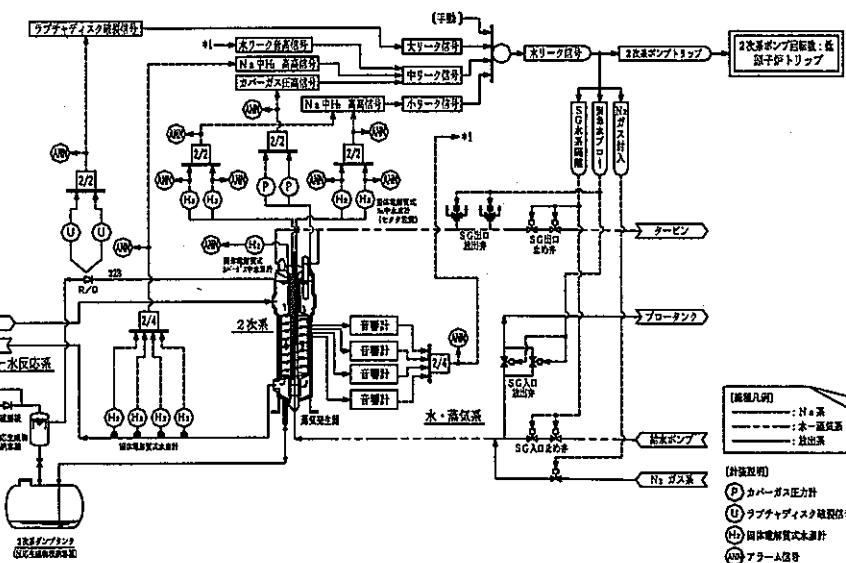
(5) 2重管 SG

破損伝播の生じない SG として、2重管の検討を行った。同一管同一部位での貫通リークを DBBE とするため、内外管の独立破損要因が同じ部位で生じないような設計工夫を行うことにより、DBE の水リーク率を制限することを目指した密着構造無し 2重管を採用することとした。外管 ISI などに課題はあるものの、これらを克服することで、安全性と安心感を両立できる見通しを得た。

(6) 水リーク後の復旧方法の検討

直管 SG の伝熱管破損による 2 次系ナトリウム中への水漏えい後の復旧要領について検討を行い、漏えい検知からプラント復旧までの復旧期間を算出した。

その結果、原因究明、設工認期間を除いた復旧期間は、大漏えい時 150 日、微小漏えい時 85 日となった。



(7) まとめ

単管 SG の場合、最大リーク率はともに 1 DEG 以内に収まる見通しであるが、直管 SG はナトリウム-水反応事故後のプラグ本数が非常に多くなる可能性があるため、補修性や再起動後の温度分布による構造健全性などに課題があり、ヘリカル SG の方が有利であると考えられる。

また、厚肉化を図った SG に関しては、ナトリウム-水反応の影響緩和効果は認められるものの、破損伝播を防止するまでは至らず、大幅な重量増加を招くため、得策ではないと評価した。

2重管 SG については外管 ISI などに課題はあるものの、これを克服することが出来れば有望であると考えられる。

今後の課題

- ① 2重管 SG での Na-水反応対策の確立のため、安全シナリオ・リーク検出系を検討し、安全解析を行う必要がある。

表 2.4.1-2 ナトリウム漏えい対策の検討

検討目的・背景

平成 13 年度に検討したナトリウム漏えい対策設備の安全要求等を整理して、ナトリウム漏えい対策設備の具体化を図るとともに、2 次系のナトリウム漏えい後の復旧対策について検討する。

取組方針

平成 13 年度

Na漏えい対策設備設計方針策定	
1. 対策設備への要求条件	
・安全上の要求条件	
・財産保護上の要求条件	

2. 対策設備の基本仕様
機器区分、安全クラス、耐震クラス

平成 14 年度

ナトリウム漏えい対策の具体化	
○ 1 次系の漏えい対策構造の検討	
○ 2 次系の漏えい対策構造の検討	
○ 空気冷却器の漏えい対策構造の検討	

○ Na漏えい検出系の検討

Na漏えい後の復旧対策検討	
○ 2 次系 Na漏えい時の復旧方法、復旧時間の検討	

今年度の成果

平成 13 年度に検討したナトリウム漏えい対策設備の設備概念を具体化するとともに、2 次系のナトリウム漏えい後の復旧対策について検討した。検討結果を整理しナトリウム漏えい対策設備の構成としてまとめたものを図 1 に示す。

(1) ナトリウム漏えい検出系

微少漏えい検出系は、1 次系、2 次系とも SID とレーザ式検出器の 2 つの異なる検出器を 1 組にして、内部の窒素ガスを循環させてナトリウム漏えいを監視する方式とした。

1 次系の中大規模漏えいは、ガードベッセル及び外管内に安全保護系並みの液位計並びに安全保護系の原子炉容器液位計にて検出する。2 次系の中大規模漏えいは、エンクロージャ内の接触式検出計及び安全保護系並みの蒸気発生器液位計にて検出する。

(2) 1 次系のナトリウム漏えい対策設備

1 次系ナトリウム漏えい対策設備の外管は、気密性を確保するために溶接構造とし、溶接後の熱処理を不要にできるステンレス鋼を採用した。また、内側に保温材を設置した低温設計とした。外管には、メンテナンス孔及び ISI 案内ルートを設置するとともに、区画化された漏えい検出器を設置した。

(3) 2 次系のナトリウム漏えい対策設備

2 次系ナトリウム漏えい対策設備のエンクロージャは、気密性を確保するために溶接構造とし、溶接後の熱処理を不要にできるステンレス鋼を採用した。また、内側に保温材を設置した低温設計とした。

予熱は、窒素ガス加熱とし、区画化された部分の窒素ガス流路を接続できるように、メンテナンス孔を兼ねた窒素ガス接続ノズルを設置するとともに、区画化された部分に漏えい検出器を設置した。

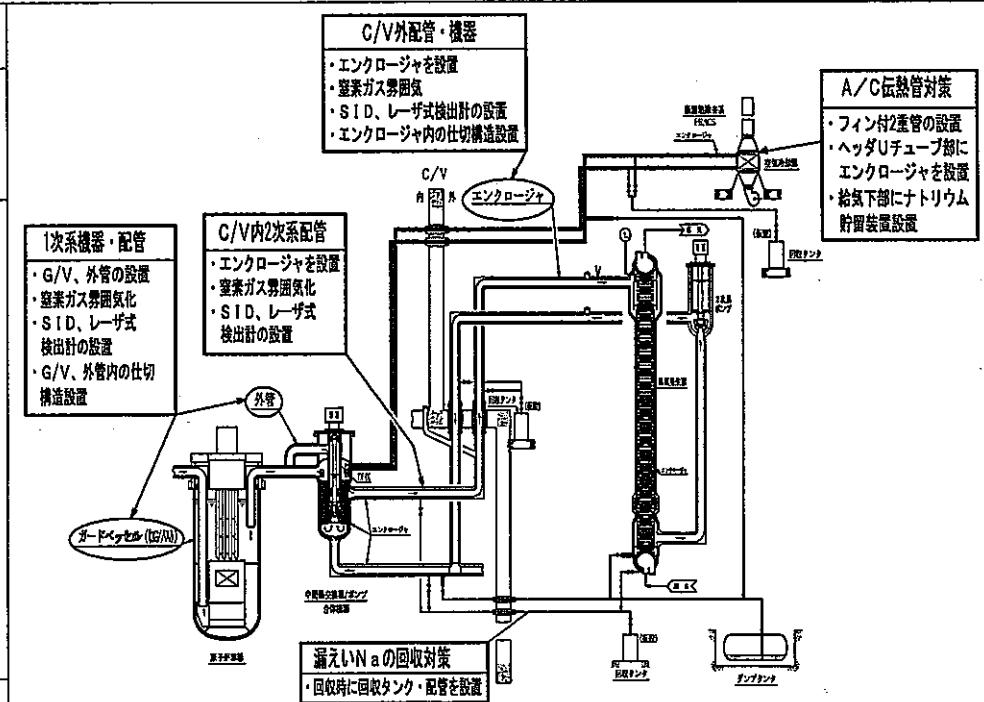


図 1 ナトリウム漏えい対策設備の構成

(4) 2 次系配管ナトリウム漏えい後の復旧対策

2 次系配管からナトリウム漏えいが発生してから復旧するまでの方法、復旧時間を検討した。

この結果、ナトリウム漏えい後の復旧期間には漏えい規模には差がなく、格納容器内配管で約 170 日、格納容器外配管で約 140 日必要である。

ただし、交換の配管材料を準備し、かつ 2 次系ダンプタンクにコールドトラップを設けて純化時間を短縮できれば、格納容器外配管で約 100 日と 3 割程度削減可能である。

(5) 空気冷却器のナトリウム漏えい対策設備

空気冷却器のナトリウム漏えい対策設備は、2 重伝熱管を設置し、U 字管部及びヘッド部はエンクロージャで覆った構造とした。2 重伝熱管の貫通破損対策として、空気ダクトに漏えい検出器を設置するとともに、給気ダクト下部に漏えいナトリウムの貯留装置を設置した。

今後の課題

- ① IHX/ポンプ合体機器、SG のガードベッセル及びエンクロージャの構造具体化を行う。
- ② エンクロージャの構造健全性見通しを検討・評価する必要がある。
- ③ 復旧期間の更なる短縮検討を行う。
- ④ 漏えい検出設備の合理化検討を行う。

表 2.4.2-1 ISI 方針の整備

検討目的・背景

ナトリウムは目視しにくく、また検査装置のアクセス性が容易でない場合があるため、ISI はナトリウム冷却炉の弱点の 1 つとされている。この弱点の克服が必要であるそのため、実用化時期におけるナトリウム冷却炉の NSSS 機器を対象に ISI 要求の高い機器を抽出し、検査装置側への要求条件を設定する。

取組方針

1. 検討条件

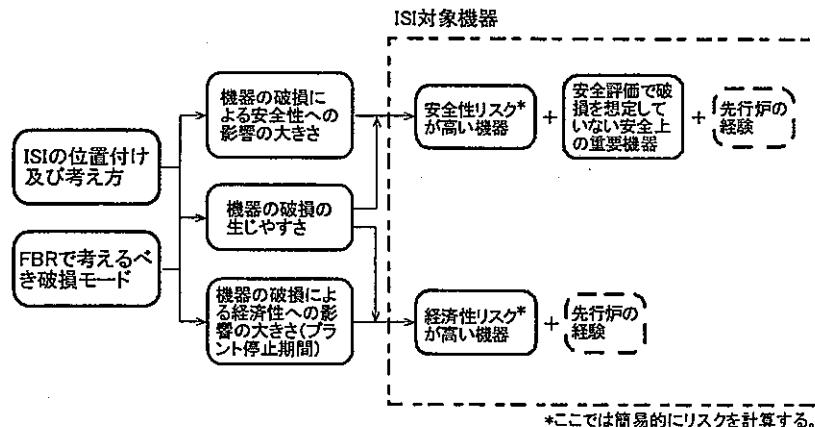
(1) ISI の位置付け、考え方

- 機器は破損しないように設計・製作される。しかし、予想出来なかった条件の発生や溶接欠陥などの理由により破損する機器が生じ得る。ISI はこのような設計・製作段階の残留リスクを抑えるものとして位置づける。
- 安全性及び経済性確保の 2 つの観点から ISI の必要性を判断する。必要性の大きさの尺度はリスクである。(リスク : 破損が生じた場合の影響の大きさ×発生確率)

(2) FBR の特徴的な破損モード

- 内圧が低いためバースト型の破損は生じにくい。
- ナトリウムと構造材の共存性が良いため腐食や SCC は生じにくい。
- 熱応力の繰り返しによる疲労型の破損が主たる破損モードである。

2. 検討フロー



今年度の成果

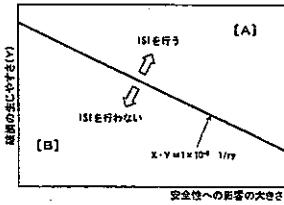
機器の破損による安全性への影響の大きさ、機器の破損の生じやすさ及び機器の破損による経済性への影響の大きさ(プラント停止期間)から、安全性リスクが高い機器及び経済性リスクの高い機器の抽出を行った。代表的な例として図 2 に安全性からの ISI 要求の判定基準、図 3 に安全性の影響の大きさと破損の生じやすさの関係を示す。また、表 1 および表 2 に抽出した機器を示す。選定した機器に対し、検査要求を暫定した。

(考え方)

- 重大事故(例: 1 次系機器の大きさ破壊破損)の発生を 1000 プラントで 1 回以下に抑える。
- ただし、高品質なので裕余裕を持たせる。

(判断基準)

- 日本の機器にある ISI を行わない機器の破損による安全性リスク
 $= R_s$
- $\Sigma R_s \times 60 = 1 \times 10^{-4}$ となる条件が判断基準



$$(安全性への影響の大きさ : X) \times (破損の生じやすさ : Y) = 1 \times 10^{-4}$$

図 2 安全性からの ISI 要求の判定基準

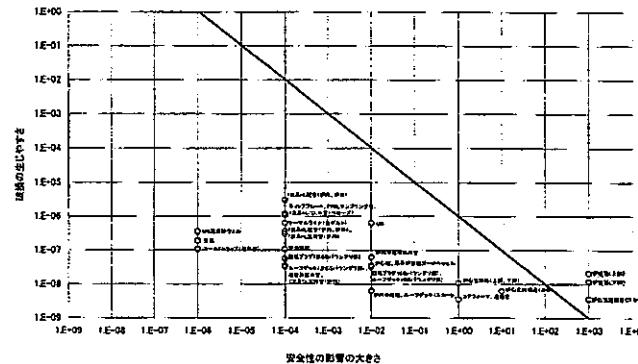


図 3 安全性の影響の大きさと破損の生じやすさの関係 (大規模破損)

表 1 安全性からの ISI 要求

機 器	抽出が必要な 破壊破損	検査 要 求	
		検出 対 象	検査 間 隔
原子炉容器	大	比較的小規模なき裂の段階で漏えいを検出	通常監視
炉心支持構造	大	周囲の数分の一程度の段階で漏えいを検出	寿命中に 1 回の検査
RF ガードベッセル	小	ガス圧チェックにより漏えいの存在を検出	毎定期時
2 次系配管エンクロージャ (CV ベローズ)	小	ガス圧チェックにより漏えいの存在を検出	毎定期時
UIS	大	ひずみの確認監視	通常監視
(ディッププレート)	大	断面内の気泡量を検出	通常監視

表 2 経済性からの ISI 要求

機 器	抽出が必要な 破壊破損	検査 要 求	
		検出 対 象	検査 間 隔
原子炉容器	小	初期の 1/2 以下のき裂	寿命中に 1 回
I 次系配管 (Hs, M, Q)	小	初期の 1/2 以下のき裂	30 年毎
HX ベローズ	小	パンクダリ漏過破損が生じる前のき裂	10 年毎
HX 背板	小	初期の 1/2 以下のき裂	寿命中に 1 回
HX 仕管	小	パンクダリ漏過破損が生じる前のき裂	2~3 年に 1 回
2 次系配管 (Hs, M, Q)	小	初期の 1/2 以下のき裂	30 年毎
SZ/HX 背板	小	初期の 1/2 以下のき裂	寿命中に 1 回
SZ/HX 仕管	小	初期の 1/2 以下のき裂	寿命中に 1 回
SZ 仕管	中	パンクダリ漏過破損が生じる前のき裂	2~3 年毎

今後の課題

- 軽水炉と同等とみなせる ISI 方針を設定し、検査装置側への要求条件を検討する。

表 2.4.2-2 保守・補修性の検討

檢討目的・背景

近年商業炉においては、原子力発電のコスト競争力の維持と安全性・信頼性確保の観点から保守の高度化要求が高まっており、種々の検討が行われている。FBR 実用炉においても同様の保全高度化要求が想定されるため、これら国内外発電プラントにおける保全高度化の最新動向も踏まえて、FBR 実用炉としてより合理的な保守計画の検討と併せて、主要な機器である炉内構造物、2 次系配管、蒸気発生器伝熱管に関する ISI 方法及び補修方法の検討を行う。

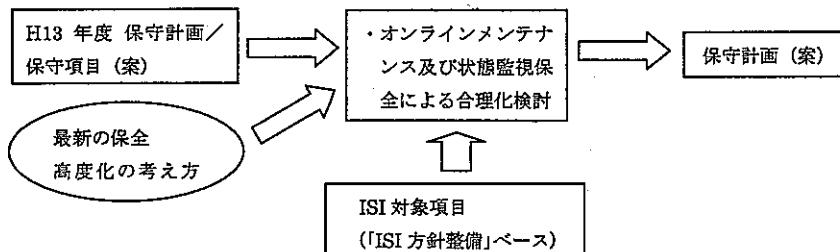
取組方針

1. 検討条件

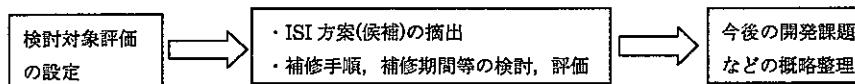
- ・平成13年度検討設定した保守計画(ISI)、保守項目：*1)を検討のスタートポイントとする。
(*1：元々軽水炉及びもんじゅにおける従来の考え方を踏襲した実証炉ベース)
 - ・ISIは、別途実施の「ISI 方針整備」(リスク評価を基本にした ISI 対象選定)を基に保守項目に反映する。
 - ・最新の保全高度化技術の流れ(保全周期の適正化、状態監視保全への移行、事後保全対象の拡大)を極力導入して、更により合理的な保守計画の設定を考慮する。
 - ・主要な保守・補修対象機器として炉内構造物(炉心支持スカート部)、2次系配管、蒸気発生器伝熱管を対象に ISI 方法及び補修方法の検討を行う。

2. 検討フロー

(1) 合理的な ISI、保守項目の検討



(2) 主要機器の ISI・補修技術の検討



今年度の成果

(1) 合理的な ISI、保守項目の検討

- ①「ISI 方針整備」側からは、原子炉容器、炉心支持スカート、原子炉容器用ガードベッセル、1次系配管（ホットレグ、コールドレグ）、IHX ベローズ、IHX 伝熱管、2次系配管、2次系エンクロージャ(CV 部ベローズ)蒸気発生器管板、蒸気発生器伝熱管などが ISI 項目として選定されている。

②一方保守(設備点検/試験検査)項目については、その項目を法定(電事法ベース[点検区分A]とその他法規ベース[点検区分B]に更に区分)ベースと自主点検のものとに大きく区分し、その選定背景も吟味しながら各項目に対しオンラインメンテナンスあるいは状態監視保全の適用性(プラント通常運転時における当該設備・機器の使用状態、系統構成・容量、先行炉での対応状況などを参考)を検討して、その実施時期、頻度について更に合理的に見直しを行なった。

③ 以上の点を反映した保守項目見直し結果の一部を表1に示す。なお、この内備考欄に「原子炉運転中に実施」と「モニタリングにより時期決定」(点検間隔の延長目途)については、通常定検時の検査項目から削除の可能性が高いと判断し、合理化対象として扱った。

④ その結果、定検中の検査項目数(*2)は 64 項目(H18 年度 105 項目)と約 40%の低減に繋がることが確認できた。(※2：原子炉起動後運転中実施するもの、モニタリング状況により時期決定するものを除く)
 ここで前提としたオンラインメンテナンス要求に対応するには、PSA 評価の精度を上げるために運転実績データの蓄積が不可欠(FBR 固有の設備データは更に希少)である。

(2) 主要機器の ISI・補修技術の検討

- ① 炉心支持スカート部は、候補としてナトリウム中 UT あるいは USAM 法の検出とともに損傷規模に応じた補修手順概念を設定した。

② 2 次系配管は、EMAT 法の候補検出とともに補修手順の具体化を行ない、補修期間として約 48 日程度と評価した。

③ 蒸気発生器伝熱管は、ECT 法を基本に補修手順の具体化を行ない、補修期間として約 39 日(プラグ対象 20 本想定時)と評価した。

④ その結果、2 次系配管、蒸気発生器伝熱管の補修期間は、軽水炉の同種補修期間(約 30 日前後)と比べても大きく遅食ないことが確認できた。

⑤ これらを基に ISI 側から見た設計要求、ISI としての開発課題の概略整理を行った。

(注) 挿入期間には、原田調査(付帯配管)がかかる期間は含まない

今後の課題

- ① ISI・補修を考慮した機器・建屋等のプラント概念への影響検討、オンラインメンテナンス適用根拠の整理
 - ② ISI・補修技術の開発課題は以下のとおり。
 - ・炉内構造物：小型、軽量化。耐放射線性、搬送装置の開発。スクート部補修装置の具体化。
 - ・2次系配管：EMAT の 12Cr 鋼への適用性確認と検出性の向上
 - ・蒸気発生器：Na ドレンなしでの ECT 高温センサ開発、12Cr 鋼への適用性確認

表 2.4.3-1 燃料サイクル適合概念の検討

検討目的・背景

中型炉-M750 従来型炉心（2.2.1 参照。径方向プランケット付き 2 領域均質炉心、以下、従来型炉心と略す）によりさらなる経済性の向上を目指し、燃料サイクルコストの低減や廃棄物量削減などを図るために、炉心と燃料サイクルとの融合を図った中型炉-M750 燃料サイクル適合概念（以下、燃料サイクル適合概念と略す）を構築する。また、設定した概念の経済性向上効果を概略評価する。

取組方針

1. 検討条件（設計要求、設計制限、他設計との取合、他）

- ・基本的検討条件： 従来型炉に同じ
- ・出力： 1,785MWt (750MWe)
- ・プルトニウム富化度： 単一（均質 1 領域）
- ・径方向プランケット： なし
- ・炉心ナトリウムボイド反応度： 6\$未満
- ・炉心概念の投入時期： FBR 導入平衡期
- ・比出力： 40kW/kgMOX 以上（制限目安）
- ・投入可能要素技術： 現状で成立性が見通せる範囲

2. 検討項目

(1) 炉心仕様の設定

炉心と燃料サイクルとの融合を図った炉心概念及び炉心仕様を設定する。

(2) 炉心特性の評価

設定した炉心・燃料仕様に基づき、炉心特性を評価する。

(3) 利害得失の評価

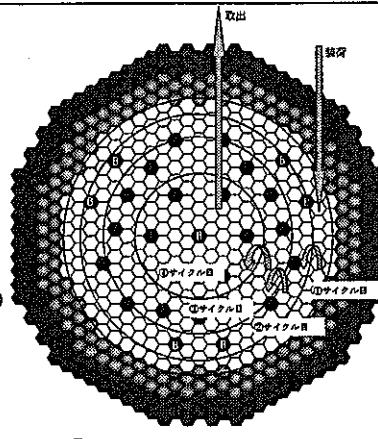
レファレンスとする従来型炉心と上記燃料サイクル適合概念の炉心仕様・特性を比較し、炉心特性・安全性・経済性などの観点から、両炉心の利害得失を整理する。

今年度の成果

(1) 炉心仕様の設定

原電設提示条件に基づき、炉心・燃料仕様を、以下のとおり設定した。

- ・燃料交換： 1 領域シャッフルリング（アウトエイン方式、上図）
- ・燃料要素保持： 低圧力損失グリッドスペーサ
- ・燃料集合体構造： 簡素化分離型（上部遮へい体-60 年再使用、下部遮へい体-炉構造化）
- ・炉心高さ： 100 cm
- ・燃料要素外径： 10.4 mm
- ・グリッド肉厚： 0.15 mm
- ・炉心等価直徑： 369 cm
- ・各部体積比： 46.3 / 26.5 / 27.2 %vol (燃料/構造材/冷却材)
- ・軸方向プランケット： 30 cm(上下)
- ・燃料集合体配列ピッチ： 185.0 mm
- ・グリッド段数： 10 段
- ・遮へい体外接円径： 527 cm



○ 炉心燃料集合体	333 体
◎ SUS 逸散体	150 体
● B4C (または ZrO2) 逸散体	174 体
■ 主系制御棒【假定】	22 体
□ 徒機系制御棒【假定】	6 体
合 计	685 体

炉心配置と燃料シャッフルリングの模式図

(2) 炉心特性の評価

従来型炉心に対する、炉心概念の違いによる核特性への効果を以下に示す。増殖比を除き、核特性の向上及び経済性向上効果を得た。

・プルトニウム富化度：	▲ 5wt%	・初期核分裂性プルトニウム重量：	+20%
・燃焼反応度：	▲ 0.8% / k/k'	・全炉心取出平均燃焼度：	+85%
・増殖比：	▲ 0.09	・最大高速中子束：	▲ 25%
・比出力：	▲ 25%	・出力密度：	▲ 25%
・炉心ナトリウムボイド反応度：	▲ 0.18	・炉心燃料ドップラ係数：	▲ 16%
・年間重金属装荷量：	▲ 45%	・GWe 当たり重金属装荷量：	▲ 23%

(3) 利害得失の評価

(注) 以下で「今後検討」と示した項目も、コスト低減に寄与する

投入した要素技術	直接的効果	燃料サイクルコスト	発電単価
1) 低出力密度化	稼働率向上 (93%→95%) R/V 径増加 (+0.2m)		約▲0.1 円 ほぼ影響なし
2) 径方向プランケット削除	全炉心取出平均燃焼度向上 (55→102GWd/t) →年間再処理量削減 (48%) 増殖比低下 (約 0.11) 核不拡散抵抗性向上 富化度低減 (5wt%)	約▲0.3 円	約▲0.3 円
3) 1 領域炉心・燃料シャッフルリング	出力の平坦化など 増殖比向上 (約 +0.01) 再処理・製造ラインの簡素化 定期検査延長 (約 4 日)	今後検討	今後検討
4) 低圧力損失グリッド	増殖比向上 (約 +0.01) 炉心ナトリウムボイド反応度低減 (約 4%) 再処理・製造ラインの簡素化	今後検討	今後検討 ほぼ影響なし
5) 簡素化分離型燃料集合体	環境負荷低減 LLW 廃棄物低減 (約 20%) 燃料部材の減容 (約 20%) R/V 高増加 (+0.5m) 再処理・製造ラインの簡素化	今後検討 今後検討 今後検討 今後検討	今後検討 今後検討 ほぼ影響なし 今後検討
合 計		約▲0.3 円 (約▲30%)	約▲0.4 円 (約▲9%) (kWh 当たりのコスト低減効果)

(4) 燃料サイクル適合概念のメリット

- ① 1 領域均質炉心及び径方向プランケット削除炉心の採用により、燃料製造・再処理施設の簡素化・作業工程の短縮が図れ、燃料サイクルコストが約 30% 低減できた。
- ② 原子炉容器が拡大（軸長：約 0.5m, R/V 径：約 0.2m）するデメリットがあるが、燃料サイクルコスト低減・稼働率向上などにより、発電単価は約 10%（モジュールプラント）低減できた。
- ③ グリッドスペーサ型燃料集合体及び簡素化分離型燃料集合体の採用により、燃料製造時の部材及び再処理時の廃棄物（LLW）をそれぞれ約 210t（プラント寿命 60 年相当、約 20%）削減できる。
- ④ 1 領域燃料シャッフルリング炉心及びグリッドスペーサ型燃料集合体の採用により、炉心性能が向上し、増殖性の向上と炉心ナトリウムボイド反応度の低減に寄与する。
- ⑤ 炉心燃料領域拡大による低出力密度化、低圧力損失グリッドスペーサ、簡素化分離型燃料集合体の採用などに係わる課題はあるが、現状技術の延長上で具体的・詳細に検討することにより、克服できると考える。

今後の課題

- ① 検討の詳細化と設計上の課題克服
- ② 正確なコスト評価のため、燃料サイクル施設の詳細検討が必要
- ③ 更なるコストダウンの可能性検討

表 2.4.4-1 廃棄物量の検討

検討目的・背景

環境負荷低減を図ったプラント概念を構築することを目的として、ナトリウム冷却中型モジュール炉（中型炉 M-750）の運転中に発生する廃棄物及び廃炉に伴い発生する廃棄物の量を概算し、軽水炉との比較を行う。運転廃棄物については、単位発電量当たりで現行軽水炉と同等以下にすることを目標とし、廃炉廃棄物については、放射能インベントリ及び発生量の概略把握を行い、低減及び再利用の方策を検討する。

取組方針

1. 検討条件

(1) 運転廃棄物

- ① 気体、液体及び固体の各廃棄物の運転中の発生量を FBR 実証炉のデータを基に設定する。
- ② 設定した廃棄物量に関して軽水炉との比較を行う。

(2) 廃炉廃棄物

- ① 廃炉時の解体廃棄物に含まれる放射能インベントリを支配的な核種について評価する。
- ② 廃炉時に解体廃棄物として、原子炉回りの構造材についての物量を概算する。
- ③ 上記放射能インベントリ及び物量に関して、軽水炉のデータとの比較を行う。

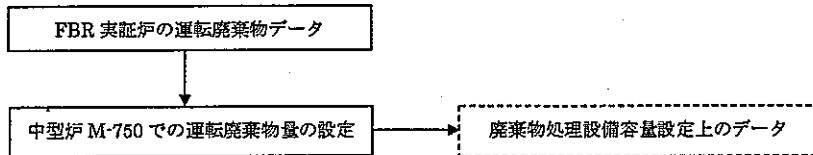
2. 検討項目

(1) 運転廃棄物量の算定及び軽水炉との比較

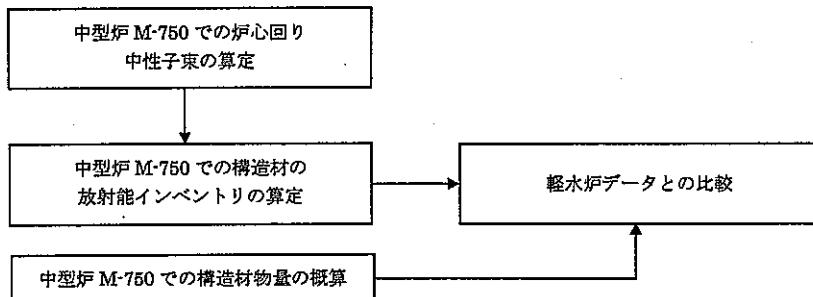
(2) 廃炉時の解体廃棄物中に含まれる放射能インベントリの概算及び軽水炉との比較

3. 検討フロー

(1) 運転廃棄物について



(2) 廃炉廃棄物について

今年度の成果

(1) 運転廃棄物について

中型炉 M-750 の気体、液体及び固体の各廃棄物の発生量を FBR 実証炉のデータを基に建屋体積比などを考慮して設定した。設定結果を軽水炉との比較で示すと次表のとおりである。

廃棄物種類	中型炉 M-750 (1 モジュール当たり)		軽水炉 ^{*1} PWR (918MW ^{*2}) ABWR (1356MW ^{*2})	
	気体廃棄物放出量	4×10 ¹⁴ Bq/y (目標値)	3.4×10 ¹⁴ Bq/y	2.5×10 ¹⁴ Bq/y
液体 廃棄物 放出量	機器・床ドレン	約 876m ³ /y	約 4085m ³ /y	約 1659m ³ /y
	洗浄・洗濯 ・シャワードレン	約 1500m ³ /y	約 2042m ³ /y	約 1106m ³ /y
ドラム缶 発生量	廃液固化物	約 23 本/y	約 163 本/y	約 22 本/y
	雑固体廃棄物	約 100 本/y (目標)	約 327 本/y	約 277 本/y
	使用済み樹脂	約 2m ³ /y	約 4m ³ /y	約 36m ³ /y

*1 軽水炉のデータは中型炉の電気出力 750MW当たりに換算した値である。

*2 電気出力

運転廃棄物の量は、単位発電量当たりで、在来軽水炉と同等以下となる見通しが得られた。

(2) 廃炉廃棄物について

中型炉 M-750 の廃炉時の解体廃棄物の放射能インベントリ及び構造材の物量を算定した。放射能インベントリは、中性子束を基に放射化量を求める方法で行った。算定結果を軽水炉との比較で示すと次表のとおりである。

項目	中型炉 M-750 (1 モジュール当たり)		軽水炉 (電気出力 1100MW 級) PWR BWR	
	放射能インベントリ (Bq)	炉内構造物 (炉心槽)	2.01×10 ¹⁵ (炉心槽)	1.27×10 ¹⁷ (シュラウド) (シュラウド)
構造材物量	炉回りコンクリート	2.75×10 ¹³	—	7.54×10 ¹²
	炉容器(t)	約 290	約 400	約 800
	炉内構造物(t) (炉心槽)	約 140	約 170	約 260 (シュラウド) (シュラウド)
	炉回りコンクリート (m ³)	約 280	約 900	約 260

廃炉廃棄物は、放射能インベントリ及び解体廃棄物物量とも軽水炉と同等以下となる見通しが得られた。

今後の課題

- ① 廃炉廃棄物に関して、より詳細な評価を行っていく必要がある。

表 2.5.1-1 プラント効率向上検討

検討目的・背景

FBR プラントの効率を向上させるためには、原子炉出口温度を高温化し、タービン蒸気条件を高温、高圧にすることが考えられる。また、復水器の廃熱として排出される温排水を利用して発電させ、効率を向上させることも考えられる。

これらの方策についてプラント概念を検討し、経済的に優れた概念であるか否か検討する。

取組方針

1. 検討条件

高温、高圧化によるタービン効率向上方策で検討するプラント基本条件は以下のとおりとする。

- ① 電気出力 : 75 万 kW
- ② 冷却材 : 1 次、2 次共にナトリウム
- ③ 1 次系配管材料 : 12Cr 鋼

2. 検討項目

(1) 原子炉出口温度高温化の検討

中型炉-M750 のプラントコンセプト(12Cr 鋼を用いた L 字配管)を変更しない範囲で、原子炉出口温度の高温化の可能性を検討する。

(2) プラントヒートバランスの検討

(1)項で検討された原子炉出口温度を用いた高温化プラントの最適なヒートバランスを検討する。

(3) 高効率タービン設備の検討

(1)項で検討された原子炉出口温度に適合するタービン蒸気条件を数ケース検討し、設備及びプラント効率への影響を検討する。

(4) 低温熱源利用サイクルの検討

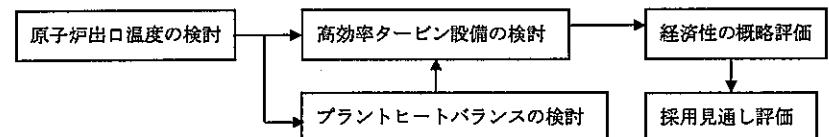
復水器の廃熱を利用して発電させるアンモニア・水混合流体サイクル(カリーナサイクル)の採用見通しを検討する

(5) 経済性の概略評価

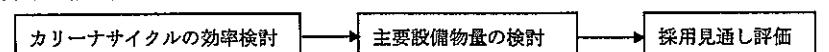
(3)で検討されたタービン条件をパラメータにしたプラント概念の経済性を概略評価する。

3. 検討フロー

(1) 高温プラントの検討



(2) 低温熱源利用サイクルの検討

3. 検討内容

(1) 原子炉出口温度高温化の検討

1 次系のホットレグ配管の構造健全性に着目して、原子炉出口温度の高温化の可能性を検討した。その結果、575°Cまでは成立見通しがあるが、水側条件の高圧化によるナトリウム-水反応の影響などを検討していく必要がある。

(2) プラントヒートバランスの検討

(1)項で検討された原子炉出口温度 575°Cを用いて、タービン条件を 16.7MPa、538°Cで SG 再熱方式を採用した場合の 2 次系のヒートバランスを検討した。その結果、蒸気発生器及び中間熱交換器の伝熱面積が最小にでき、2 次系物量を小さくできる 560°C/360°Cを選定した。

(3) 高効率タービン設備の検討

(1)項で検討された原子炉出口温度 575°Cに適合するタービン蒸気条件を数ケース検討し、プラント効率及び(2)で選定した 2 次系条件を用いて中間熱交換器、蒸気発生器の物量を検討するとともに、タービン設備の物量を検討した。

再熱方式を混分離加熱器方式から SG 再熱方式に変更し、蒸気温度を向上させることにより、プラント効率(最大 11%)を向上させることができ、タービン物量も現状の設備に比べて低減できる見通しである。しかし、SG 再熱方式は、蒸気発生器の設備容量増大につながり不利な方向となる。

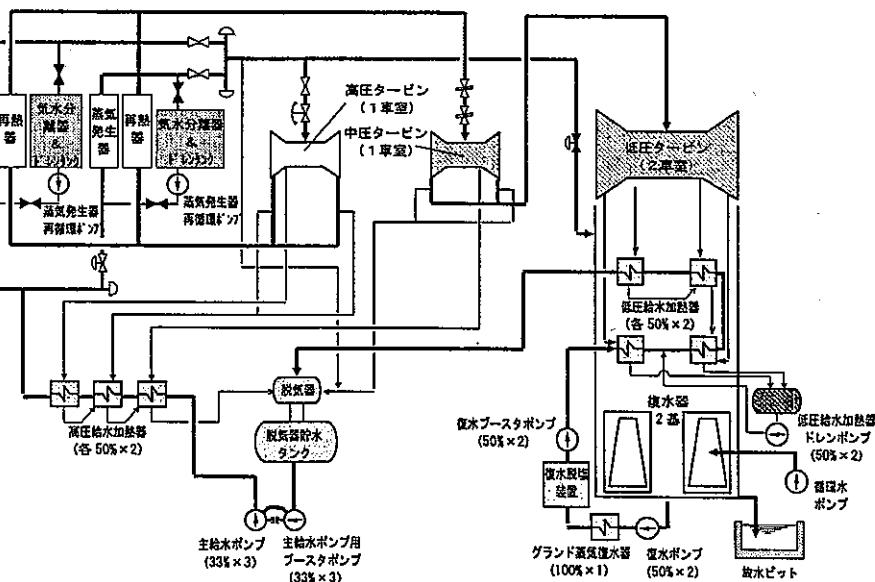
(4) 低温熱源利用サイクルの検討

タービン設備の廃熱として発生する低温熱源を有効利用し、電気出力として取り出す方法としてカリーナサイクルの成立性検討を行った。取り出すことのできる電気出力は冷却水(海水)の温度に大きく依存し、一般的な温度条件下では電気出力が取り出せず成立しない結果となった。

また、冷却水温度を低温条件で設定した場合には、約 60MW(1.7%)の電気出力が得られるが、そのためには大容量の設備が必要となり有効な手段ではないといえる。従って、現状の知見では低温熱源の利用に対するカリーナサイクルの適用は成立しないものと考える。

(5) 経済性の概略評価

(3)で検討されたタービン条件をパラメータにしたプラント概念の経済性を概略評価した。その結果、タービン条件: 16.7MPa、538°Cで SG 再熱方式を採用した場合が、建設単価、発電単価ともに最小となつたが、中型炉-M750 と比較すると建設単価で約 4%、発電単価で約 5%の上昇となり、経済性向上の見通しは得られなかった。

今後の課題

- ① プラント効率向上方法を引き続き検討する必要がある。

表 2.5.2-1 2次系簡素化プラント概念の検討

検討目的・背景

中型炉-M750 の 2 次系に対して、ナトリウム・水反応を防止し、2 次系を簡素化する概念として新型熱交換器 (AIHX) を採用した概念が魅力ある候補として提案されている。ここでは、この AIHX を設置した場合の 1 次冷却系、崩壊熱除去系、純化系などの関連設備の系統構成、仕様を設定し、建家配置を検討し 2 次系を簡素化プラントの概念を構築する。

取組方針

1. 検討条件

- (1) 電気出力：75 万 kW_e
- (2) 原子炉出力：1948MW_t (プラント効率 38.5%)
- (3) 各系統の流体は、以下とする。

- ・1 次系：ナトリウム
- ・2 次系：鉛ビスマス
- ・水・蒸気系：水・蒸気

(4) 温度条件

- ・1 次系：550°C / 395°C
- ・2 次系：500°C / 320°C
- ・ターピン入口：10.1MPa, 450°C
- ・SG 給水入口：210°C

- ・SG 給水入口：210°C
- (5) AIHX 概念：自然循環に小容量の気泡ポンプを設置した概念
- (6) プラント構成：4 モジュール

今年度の成果

(1) システム概念の検討

AIHX を設置した 2 次系簡素化プラントの系統構成、仕様を検討した。2 次系簡素化プラントのシステム概念を図 1 に示す。

1 次系は、2 ループ構成で、AIHX は 2 基構成とした。崩壊熱除去系は、DRACS×1 系統+IRACS×2 系統とし、自然循環除熱である。1 次系には、AIHX の伝熱管破損対応（1 次系への鉛ビスマス漏えい）として、サイフォンブレーキラインの設置とナトリウムドレンライン、ドレンタンクの設置の構成とした。

2 次系の冷却材は、鉛ビスマスで、AIHX の伝熱管破損対応（1 次系への鉛ビスマス漏えい）で鉛ビスマスのドレンラインドレンタンクを設置した構成とした。また、鉛ビスマスの純化は、気泡ポンプの駆動系を介して酸素ガスなどを系統に注入することにより、酸素濃度管理することとした。

(2) 配置計画

(1)の結果に基づき、2 次系簡素化プラントの建家配置計画を検討した。ツインプラントでの原子炉建屋寸法は、76m×87m×H67m（中型炉-M750: 75m×85m×H62m）で、建屋全体体積では約 29.9 万 m³ であり、1 ユニット（150 万 kW_e）では約 15 万 m³ で、中型炉-M750 の 13.8 万 m³ と比べて大きくなつた。これは、AIHX が長尺であり、かつ 2 次系が 2 ループ（中型炉-M750 は 1 ループ）で占有面積が大きく、容積増加したものと考えられる。建屋配置を図 2 に示す。

(3) 経済性の概略評価

(1)、(2)の検討結果に基づき、2 次系簡素化プラントの経済性を概略評価した結果、中型炉-M750 と比べ建設単価が約 11% 増加している。これは、AIHX の物量が大きいことが主要因である。

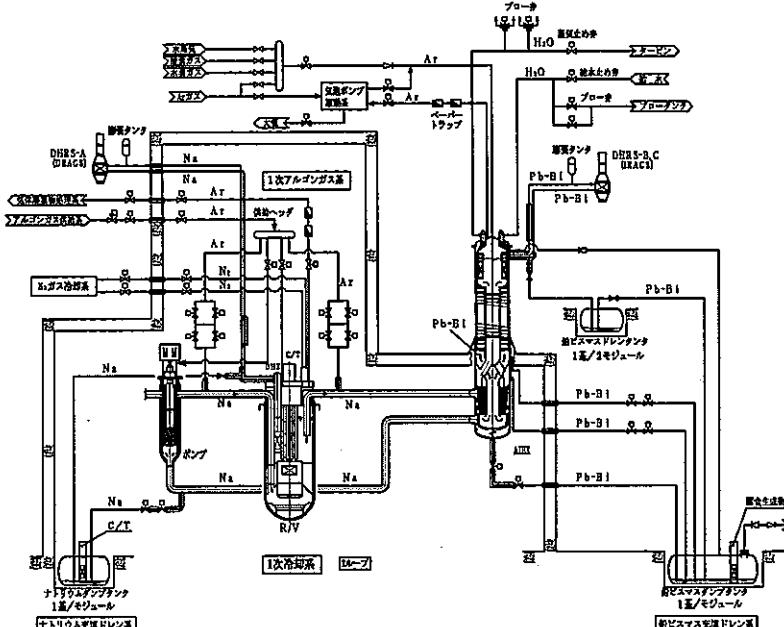


図 1 2次系簡素化プラントの系統概念図

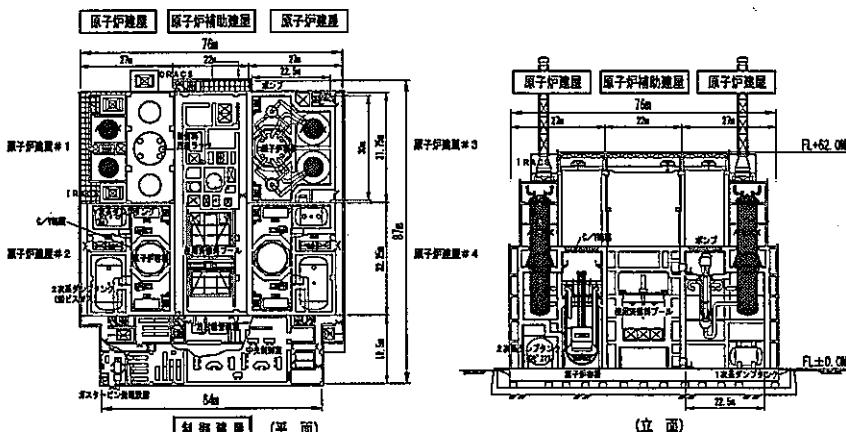


図 2 2次系簡素化プラントの建屋配置

今後の課題

- ① AIHX を実機に適用した場合の課題と解決方法を検討する。

表2.5.3-1 電磁ポンプの適用形態

方式	1ポンプ	1ポンプ直列分割	並列2ポンプ
概念図			
運転制御性	・特に課題なし <input type="radio"/>	・特に課題なし <input type="radio"/>	・並列ポンプ間の流力干渉による 流力振動、及び不安定が懸念 <input type="triangle"/>
保守補修性	・定検項目に3方式の差異なし ・故障時は1台丸ごと補修 <input type="triangle"/>	・故障時は故障ポンプのみ 補修 <input type="radio"/>	・故障時は故障ポンプのみ 補修 <input type="radio"/>
信頼性	・故障時は機械式ポンプ(MP) の軸固着と同等事象 <input type="triangle"/>	・独立した構造を持つ直列分割ポン プ構成により、1基故障時でも70% 流量が確保できるため、MPのような 軸固着の可能性が小さく、 運転継続が可能 <input type="radio"/>	・独立した構造を持つ並列分割ポン プ構成により、1基故障時でも50% 流量が確保でき、ポンプ交換工 事まで運転継続が可能 <input type="radio"/>
プラントの簡 素化	・CT内蔵可能 <input type="radio"/>	・CT内蔵可能 <input type="radio"/>	・ポンプ故障対応として逆止弁 必要 ・CT別置き <input type="triangle"/>
物量/製作性	・3方式ともほぼ同じポンプ物量 ・ $\phi 4.5m \times L10m$ となり、特に長 尺であることから均一な流路の 製作性が課題。 φ:ケーシング外径、L:ステータ長 <input type="triangle"/>	・ $\phi 4.5m \times L5m$ 2基となり、短尺化 により現状の製造技術で対応可能 ・ポンプ分割による工期短縮 (補修期間の短縮化) <input type="radio"/>	・ $\phi 2.8m \times L10m$ 2基となり、長尺で あることから均一な流路の製作性 が課題。 ・ポンプ分割による工期短縮 (補修期間の短縮化) <input type="triangle"/>

表2.5.3-2 電磁ポンプの主要仕様とQ-H特性

電磁ポンプ設計仕様

項目	システム1	システム2	
形式	DS ALIP 直列分割型	DS ALIP 直列分割型	
流量(m^3/min)	522	522	
揚程(MPa)	0.66	0.46	
ナトリウム温度(°C)	335	335	
設計定格	入力(kW)	12450	8890
	端子電圧(V)	1310	1270
	相電流(A)	6750×2	5060×2
	周波数(Hz)	20	20
	効率(%)	45	45
	磁気レイルス数	6.17	6.17
	すべり	0.18	0.18
	磁気レイルス数×すべり	1.08	1.08
設計諸元	ポール数	32	24
	ポールピッチ(mm)	312	312
	流路幅(mm)	78	78
	非磁性体キヤップ(mm)	98	98
	同期速度(m/s)	12.5	12.5
	定格流速(m/s)	10.3	10.3
	コイル数	384	288
	ステータ長(mm)	10090	7690
	ケーシング外形(mm)	4500	4500

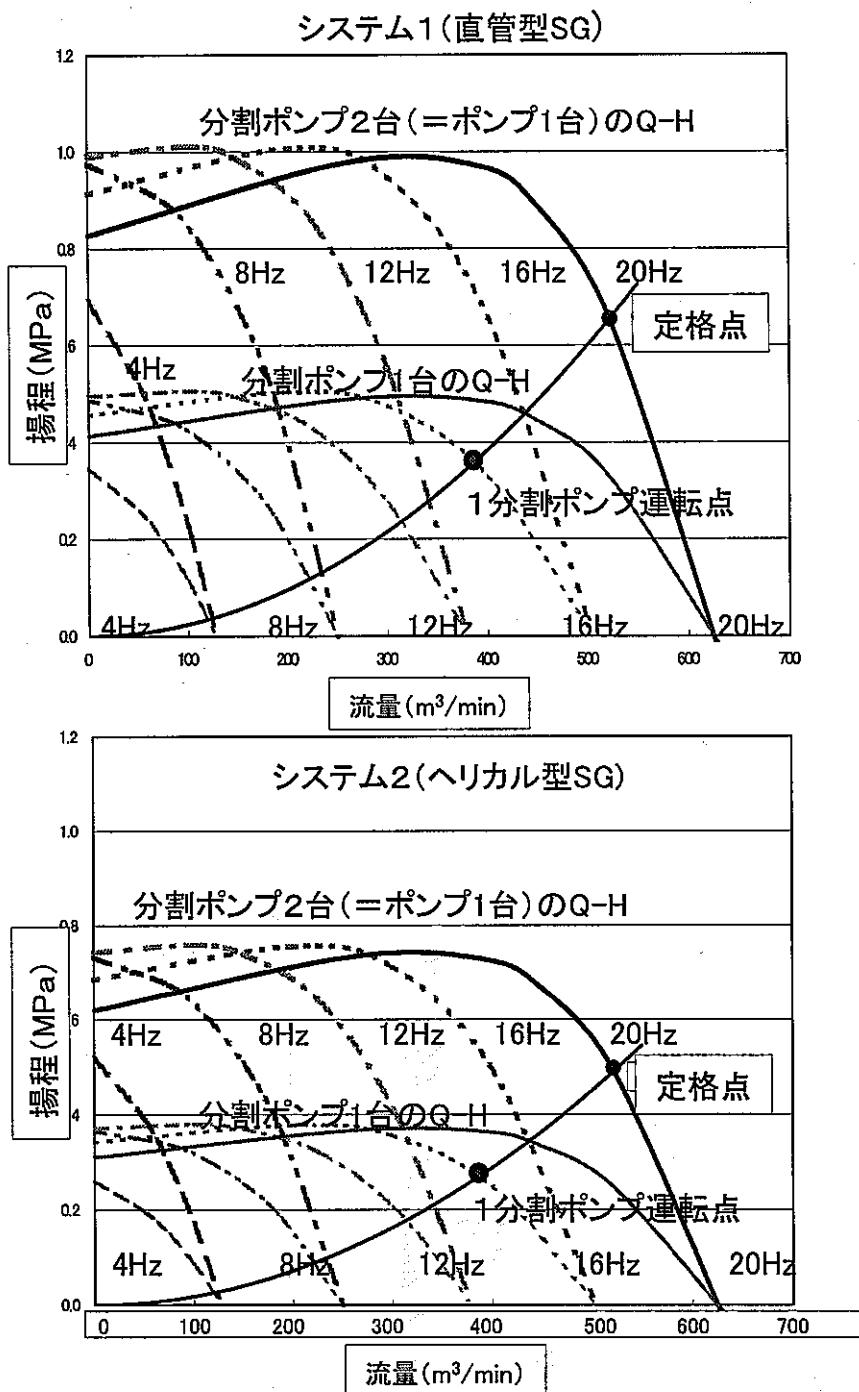


表2.5.3-3 電磁ポンプを適用した2次系物量

大分類	設備・機器	単位	物 量			備考
			中型Na H13	中型NaH14 (直管型)	中型NaH14 (ヘリカル型)	
2 次 系	蒸気発生器	ton	276	(362)	360	435
	2次系ポンプ (2次系ポンプ容器)	ton	50	(66)	113	92
	2次系配管	ton	100	(131)		
	2次系合計	ton	44	(58)	53	37
			470	(617)	526	564

注)括弧内数値:出力換算として1.5(2/3)倍を想定

参考:H13モータ重量50ton

H14電磁ポンプ総重量 直管型SG:394ton, ヘリカル型SG:302ton

大分類	設備・機器	単位	部屋容積			備考
			中型Na H13	中型NaH14 (直管型)	中型NaH14 (ヘリカル型)	
2次系合計		m ³	3,000	(3,930)	6,300	3,800

注)括弧内数値:出力換算として1.5(2/3)倍を想定

中型炉NaH13年度は、ダンプタンク室による制約がない配
置設計であり、コンパクトな設計となっている。

(ダンプタンクはモジュール共通)

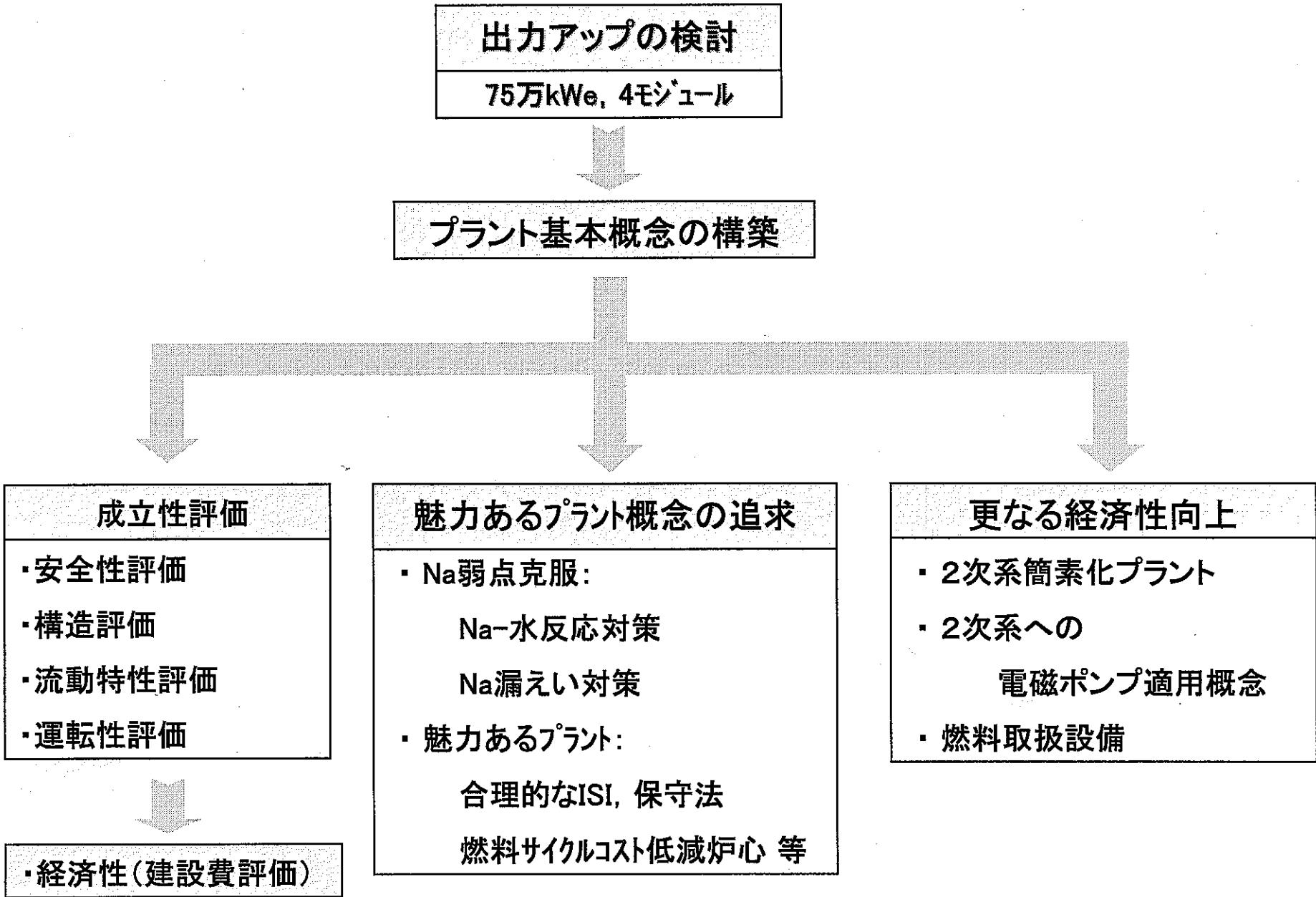


図1-1 平成14年度作業の検討フロー

20万円/kWeを達成する出力規模の選定

①候補概念

- 50万kWe × 6モジュール
(平成13年度検討)
- 60万kWe × 4モジュール
- 75万kWe × 4モジュール

②評価

- 概略推定した物量より
建設費 20万円/kWe以下
となる出力を選定

③選定仕様

- 75万kWe × 4モジュールを選定

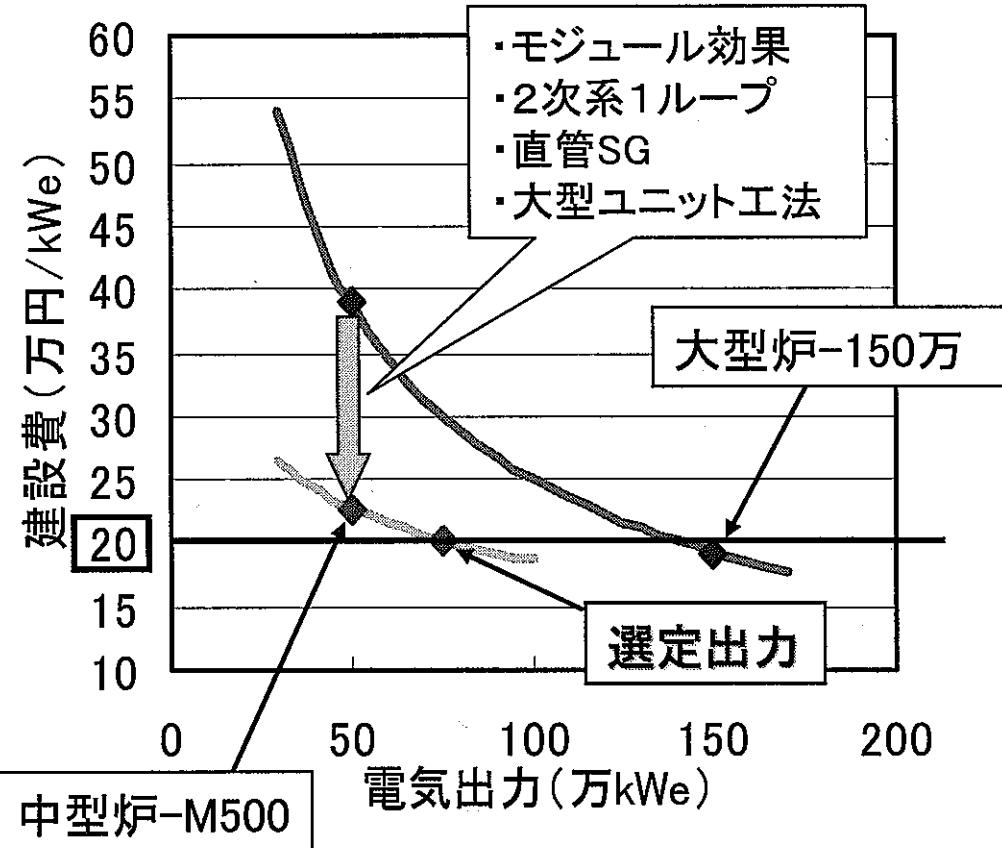
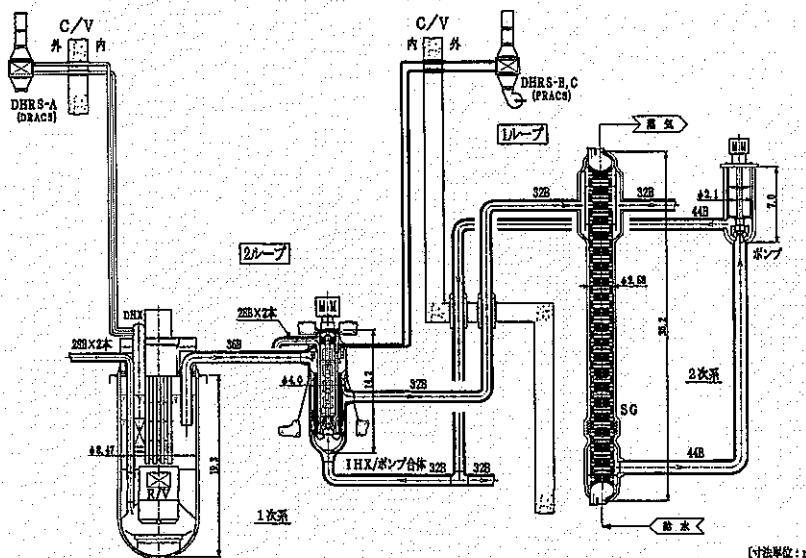
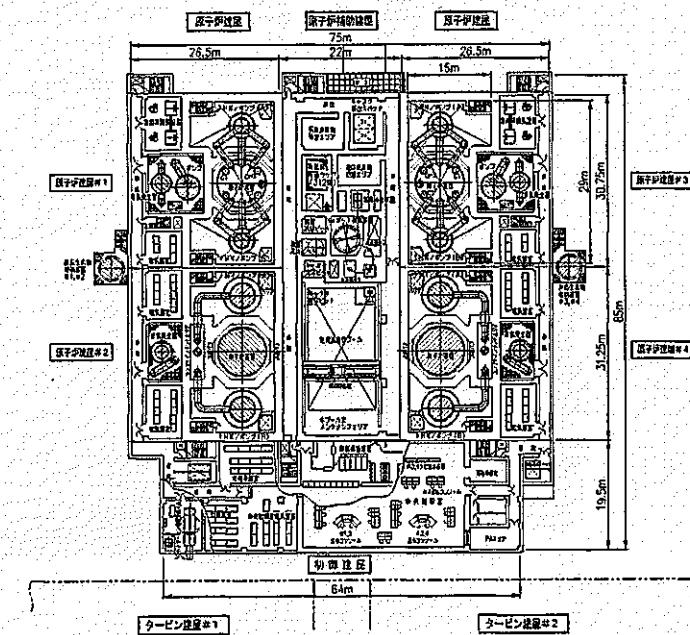


図2.1.1-1 出力・モジュール数の選定

(注)上記建設費はメーク評価値



中型炉M-750系統概念図



項目	基本仕様
原子炉型式	ナトリウム冷却ループ型炉 (モジュール炉 : 4 モジュール)
電気出力/熱出力	750MWe/1790MWt (4 モジュール : 300 万 kWe)
ループ数	2 ループ (2 次系 1 ループ)
1 次系/2 次系ナトリウム温度	HL:550°C、CL:395°C HL:520°C、CL:335°C
1 次系/2 次系流量	$1.64 \times 10^4 \text{t/h}$, $2.73 \times 10^4 \text{t/h}$
主蒸気温度/圧力	495°C/16.67Mpa
給水温度/流量	240°C/ $2.84 \times 10^3 \text{t/h}$
プラント稼働率	約 93%
運転サイクル期間	18ヶ月 4 パッチ
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	約 15 万 MWd/t / 1.15
炉容器形式	縦置円筒容器上吊り型有液面式 ($\phi 8.5\text{m}/H19.3\text{m}$)
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/单段片吸込み方式
蒸気発生器	縦置有液面直管型
2 次主循環ポンプ	单段片吸込み方式
崩壊熱除去方式	DRACS × 1 系統 + PRACS × 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 + UIS + ペンタグラフ式燃料交換機
原子炉建屋	水平免震 / 4 モジュール (原子炉建屋体積 4.7 万 m^3 /モジュール)
プラント寿命	60 年

図 2.1.3-1 プラント基本仕様 (中型炉 M-750)

項目		従来型炉心
炉心仕様	炉心形式 運転サイクル期間(か月) 燃料交換バッチ(炉心／径方向ブランケット)	ABLE型均質2領域炉心 18 4 / 4
	炉心高さ(cm) 軸方向ブランケット厚(上/下部)(cm)	80 30 / 40
	炉心燃料集合体本数(内側/外側)(体) 径方向ブランケット燃料集合体本数(体)	158 / 156 150
	炉心等価直徑(cm) 制御棒本数(主/後備炉停止系)(体)	約349 25 / 10
	径方向遮へい体本数(SUS/B ₄ C)(体) 遮へい体外接円径(cm)	84 / 186 約536
炉心燃料	燃料材料: 炉心 軸方向ブランケット 燃料組成 炉心材料(被覆管/ダクト) 燃料要素外径(mm) 被覆管肉厚(mm) 燃料要素配列ピッチ(mm) ワイヤスペーサ径(mm) ワイヤスペーサ巻き付けピッチ(mm) 燃料集合体当たり燃料要素本数(本)	MOX 0.3wt%減損ウラン FBRリサイクル平衡TRU+FP(2vol%) PNC-ODS / FMS 8.5 0.5 9.81 1.26 200 271 234 (37本削除) 174.0 5.0 178.0 82 90
	炉心 軸方向ブランケット ダクト外対面間距離(mm) ダクト肉厚(mm) 燃料集合体配列ピッチ(mm) 炉心燃料スマア密度(%TD)	
	炉心 軸方向ブランケット 体積比(燃料/構造材/冷却材)(%) 炉心 軸方向ブランケット	43.6 / 24.3 / 32.1 37.7 / 24.3 / 32.1
ブランケット 径方向	燃料集合体配列ピッチ(mm) 炉心燃料スマア密度(%TD) 体積比(燃料/構造材/冷却材)(%) 燃料組成	178.0 90 53.3 / 19.6 / 27.0 0.3wt%減損ウラン

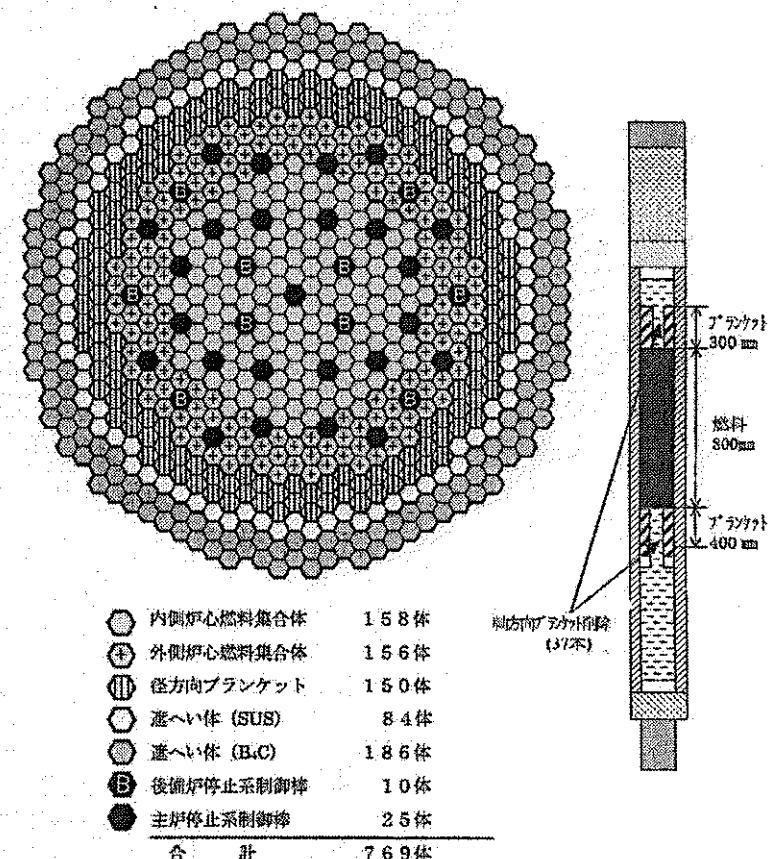


図 2.2.1-1 従来型炉心・燃料の仕様と配置

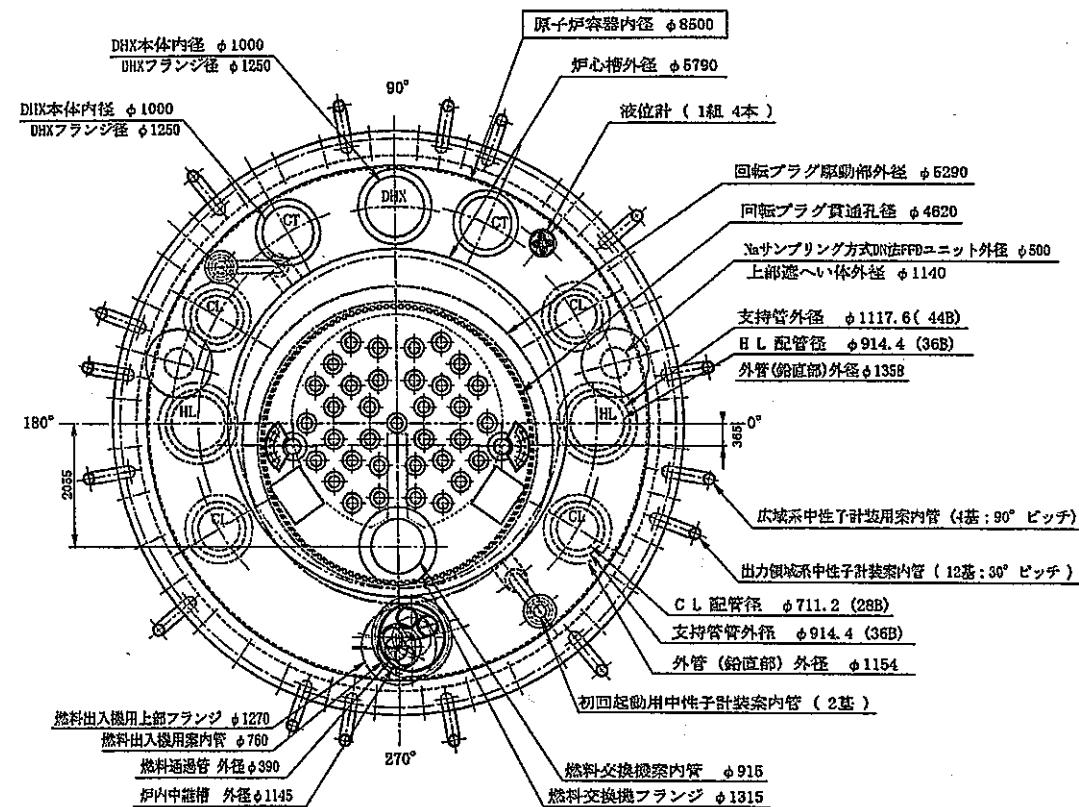
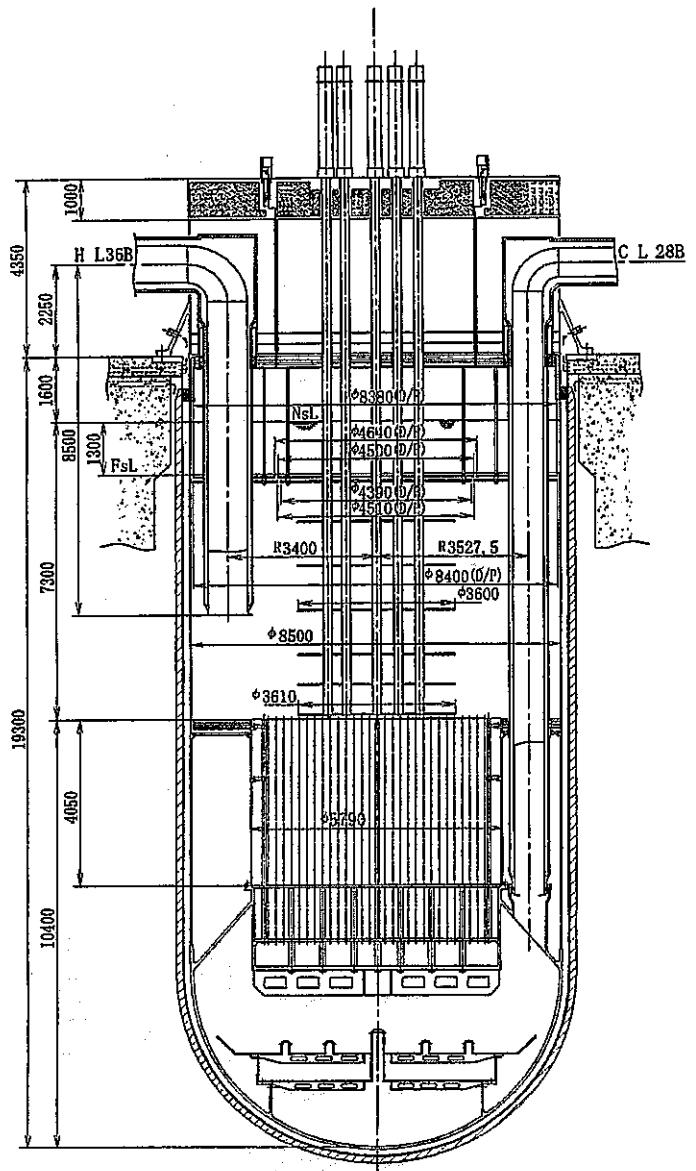
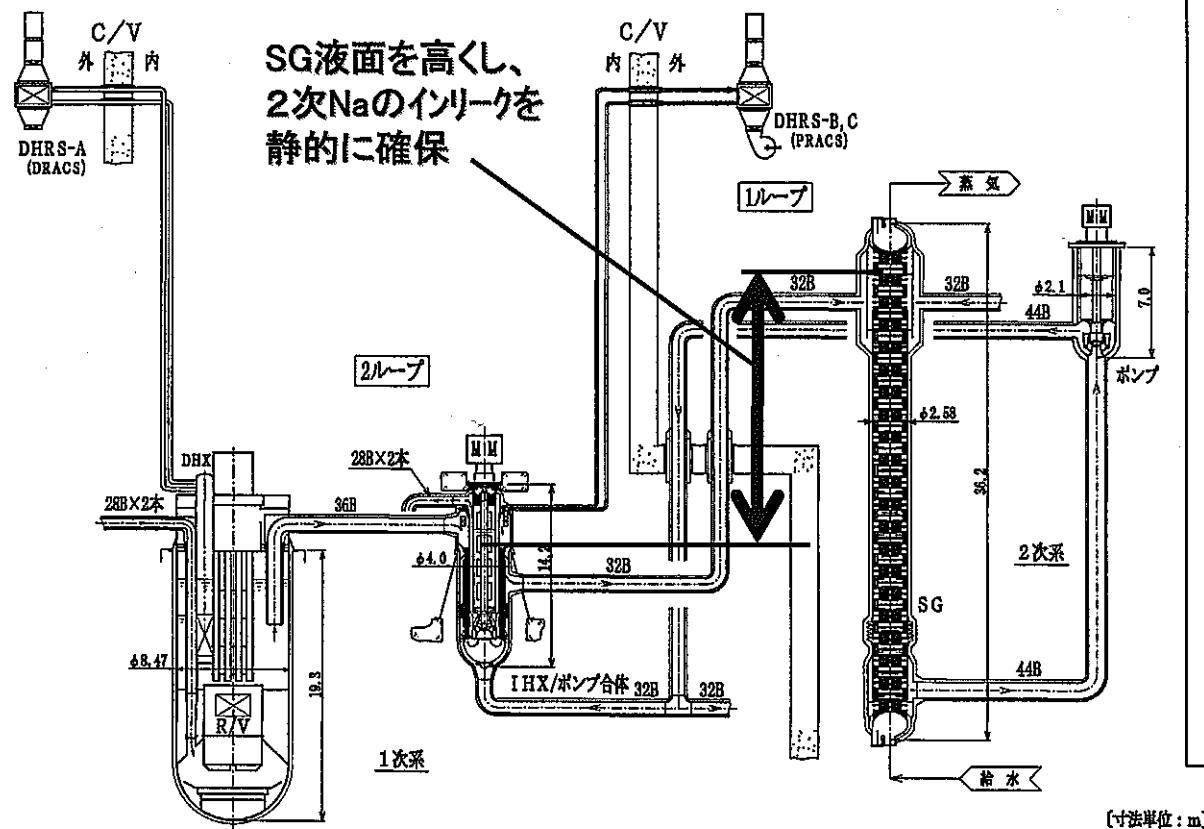


図 2.2.2-1 原子炉構造概念図



1次・2次系系統基本仕様

原子炉出力 : 1785MWt

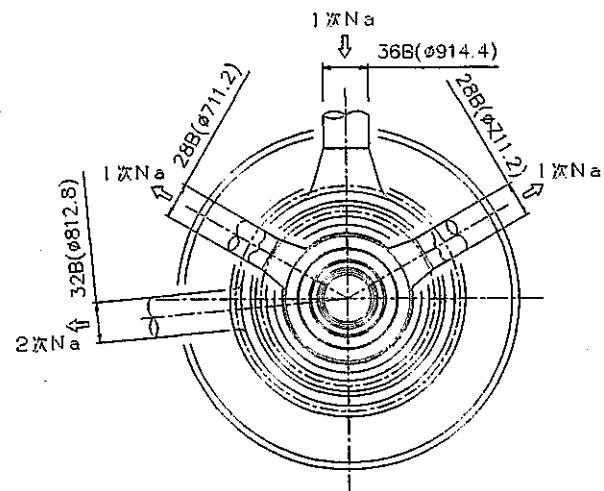
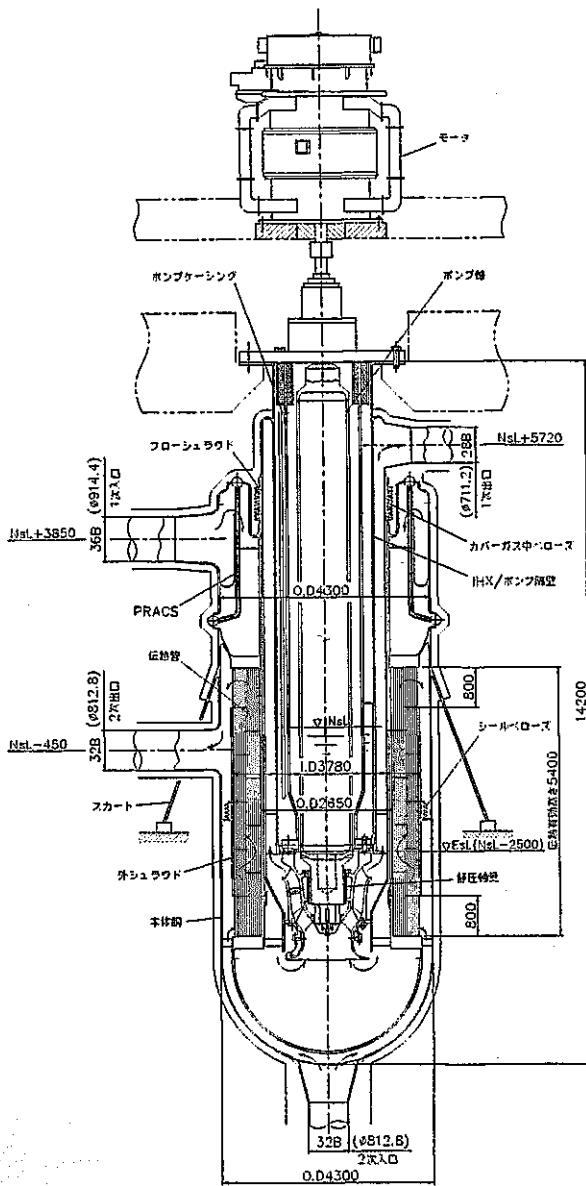
<1次系>

ループ数: 2ループ
冷却材温度 : 550°C/395°C
配管口径 : 36B、28B × 2
カバーガス圧力 : 0.15MPa
液位 : $F_{sL} = N_{sL} - 1.3m$
 $E_{sL} = N_{sL} - 2.5m$

<2次系>

ループ数: 1ループ
冷却材温度 : 520°C/335°C
配管口径 : 44B・32B
カバーガス圧力 : 0.3MPa
最低液位 : 定格時液位-1.2m

図2.2.3-1 1次系／2次系の系統構成



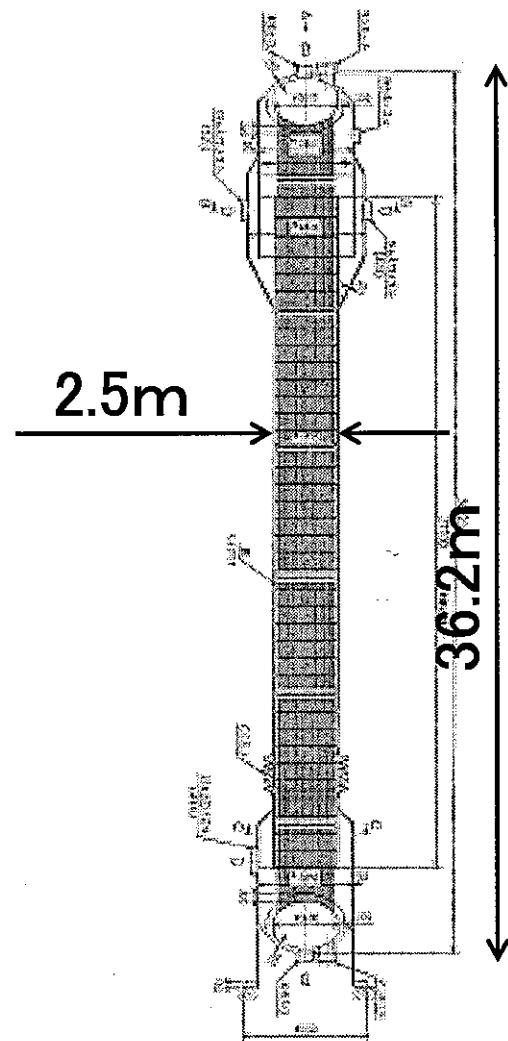
IHX往様

1 H X式 横置無渦面料支流式管型	
1次側流路	管 内
基 數	2 基
交換熱量	893 MW t
伝熱面積	2530 m ²
伝熱管	外径 25.4 mm 肉厚 1.1 \pm 0.2 mm 管長 5.4 m 本数 5880 本 配列パターン 正三角配列 配列ピッチ 32.0 mm
定格流量	1次側 1.635×10^4 kg/h 2次側 1.365×10^7 kg/h
定格温度	1次側入口 550 °C 1次側出口 395 °C 2次側入口 335 °C 2次側出口 520 °C
材 質	12Cr鋼

ポンプ仕様

1次系ポンプ形式	単段空吸式(下吸込)
基 数	2 基
定格流量	318 m ³ /min
定格運転温度	395 ℃
定格揚程	70 mNa
定格回転数	740 rpm
NPSH _a	25 mNa
比速度	70.4 m ^{0.5} /s·rpm
ポンプ駆動力	4400 kW
材 質	1Cr鋼

図 2.2.3-2 IHX ポンプ合体機器構造概念

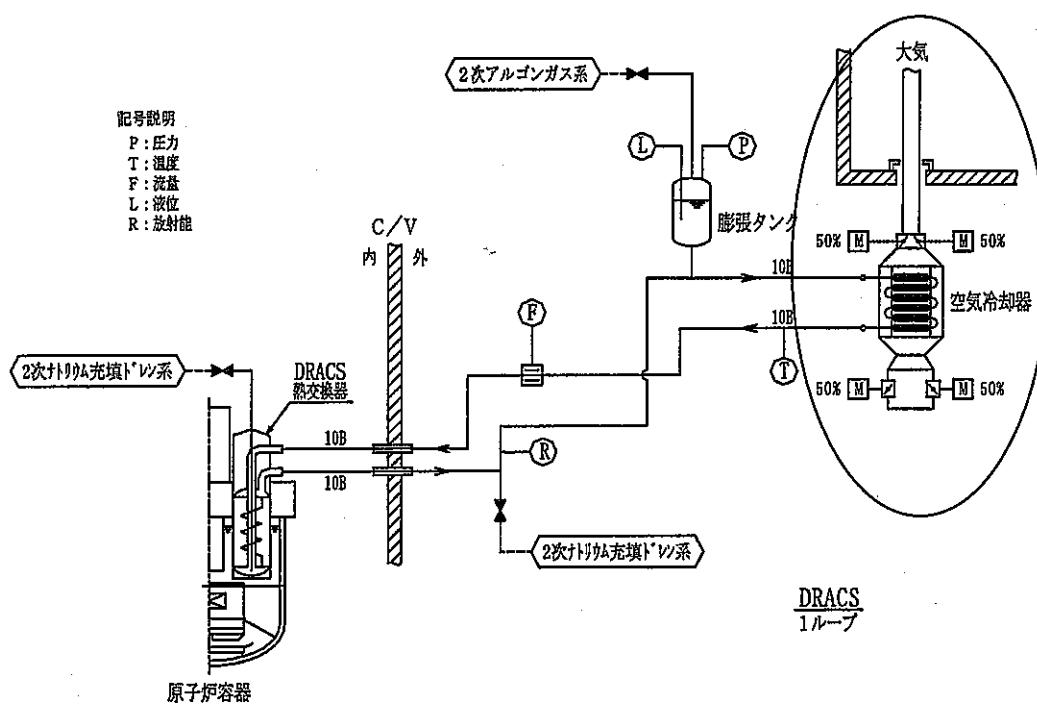


直管SG仕様

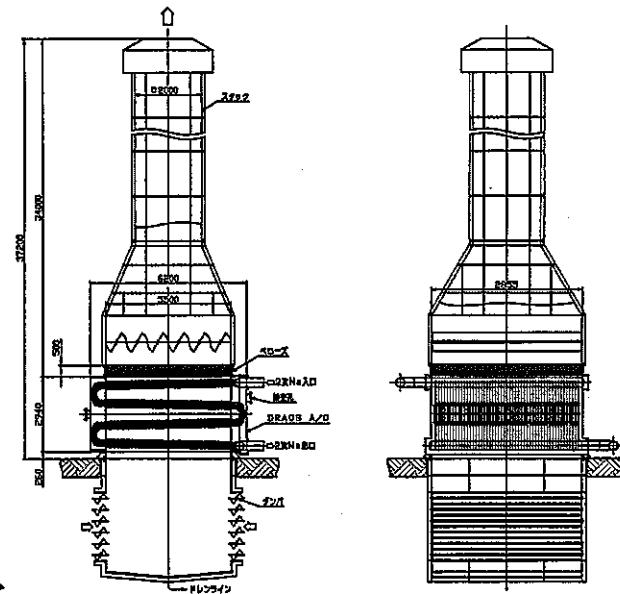
項目	仕様
交換熱量	1785 MW
ナトリウム入口／出口温度	520°C / 335°C
給水入口／蒸気出口温度	240°C / 497 °C
ナトリウム流量	$2.73 \times 10^7 \text{ kg/h}$
給水流量	$2.90 \times 10^6 \text{ kg/h}$
給水流量	$2.90 \times 10^6 \text{ kg/h}$
伝熱管外径	15.9 mm
伝熱管肉厚	1.9 mm
伝熱管本数	5551本
高さ／管束部胴内径	36.2m / 2515mm

図2.2.3-3 直管SG構造概念

系統概念図



具体化



空気冷却器構造

図2.2.4-1 DRACSの系統概念と空気冷却器構造

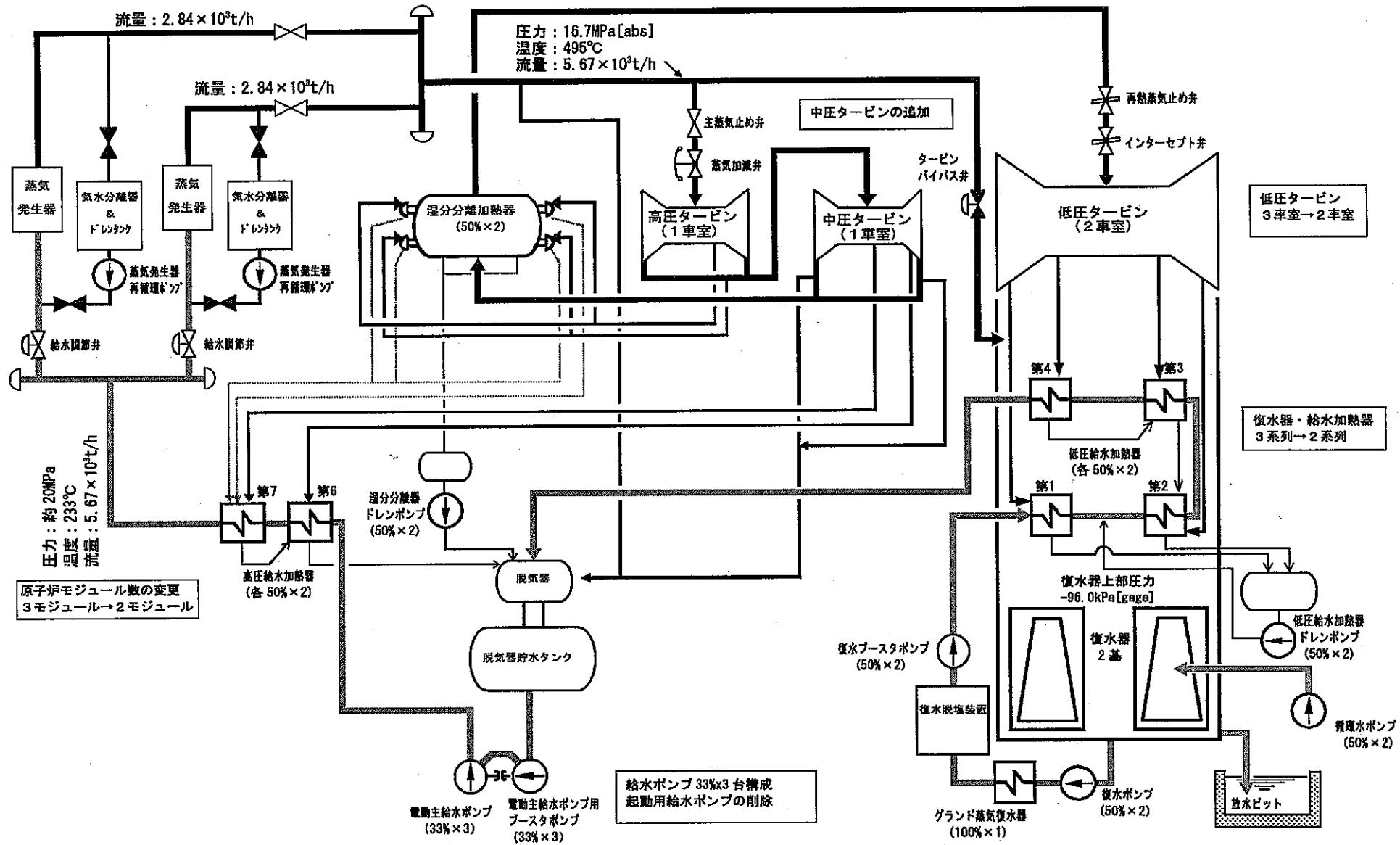
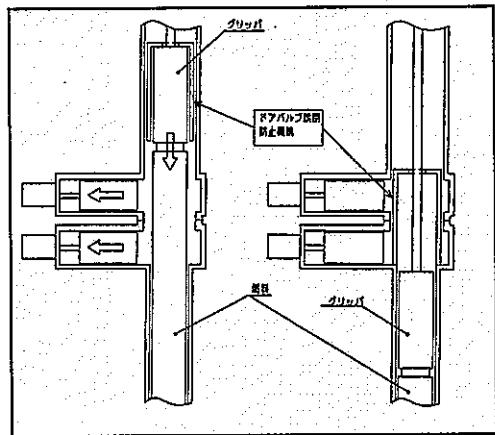


図2.2.5-1 タービン設備系統構成



＜主要機器＞

- ・スリム型マニプレータ式燃料交換機
- ・固定ラック式炉内中継装置（2集合体ポット移送）
- ・レールレス走行式燃料出入機（2集合体ポット移送、洗浄機能付き）
- ・炉外燃料貯蔵槽+強制循環冷却系
- ・燃料昇降装置
- ・使用済燃料プール（水プール搬出待ち貯蔵）(6.5炉心分)
- ・高発熱燃料検査対応の燃料検査装置

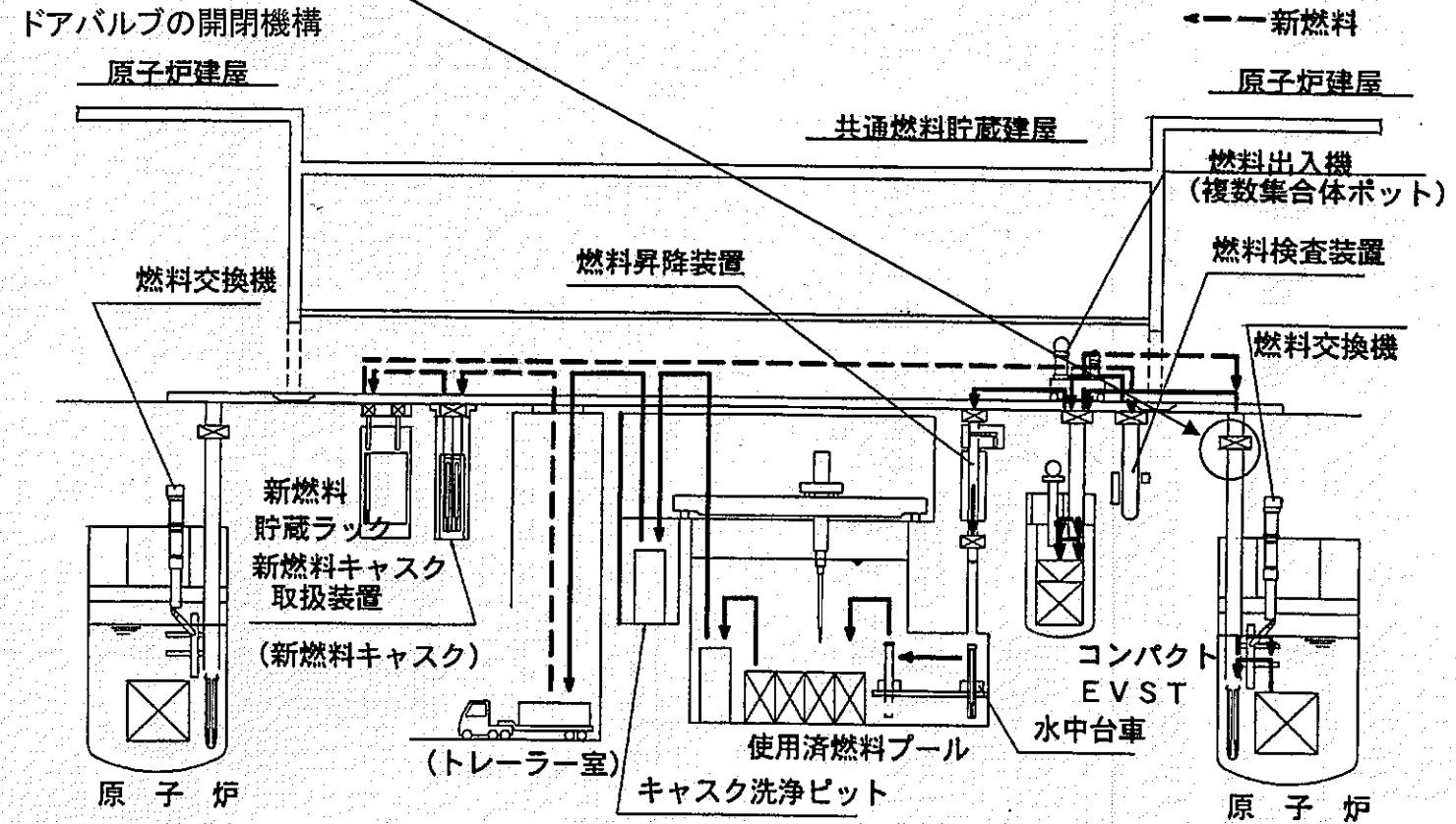
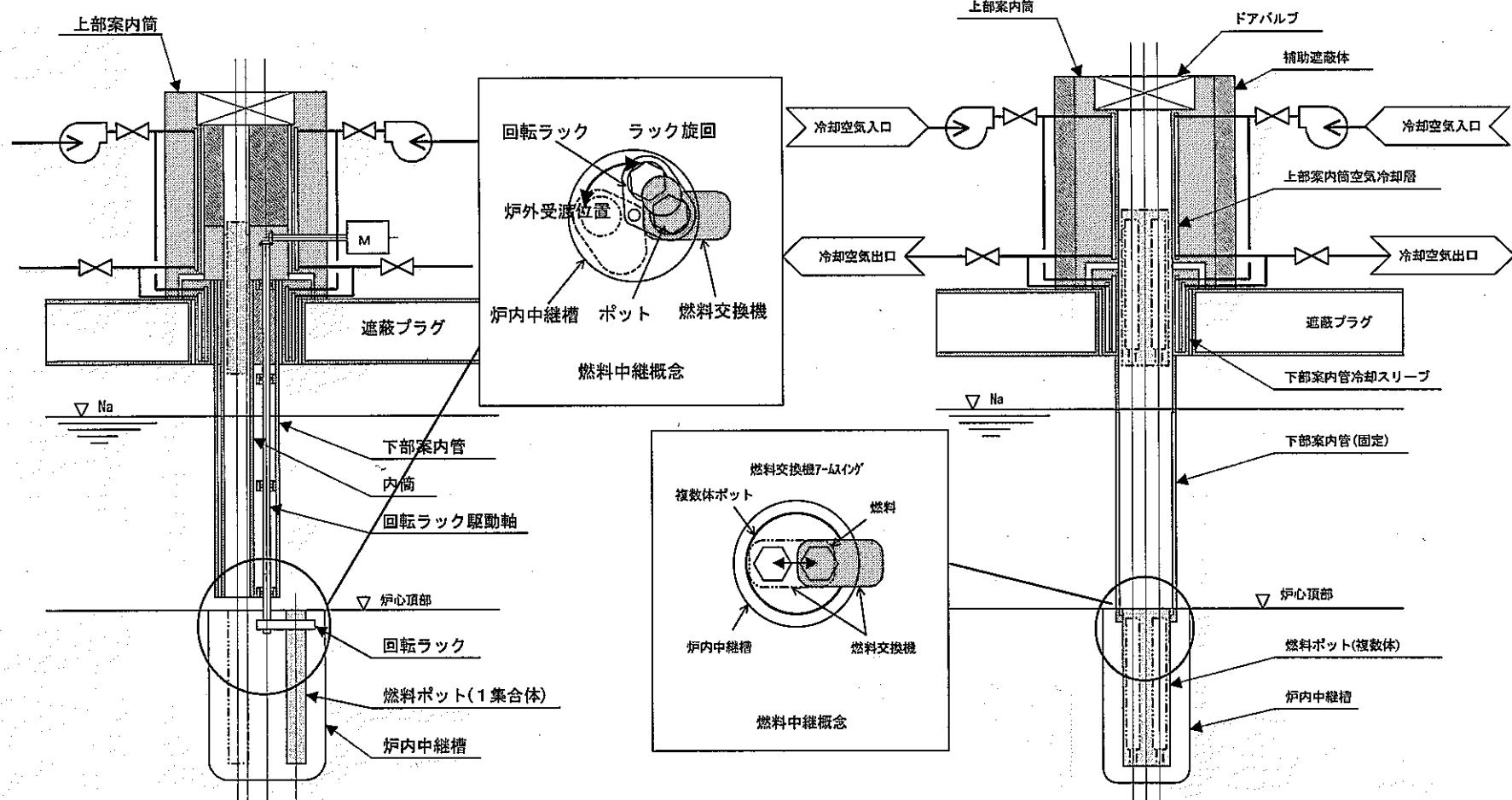


図2.2.6-1 炉外燃料貯蔵庫(EVST)方式の概念



回転ラック式（1集合体ポット移送）

固定ラック式（2集合体ポット移送）

図2.2.6-2 炉内中縫装置の概念図

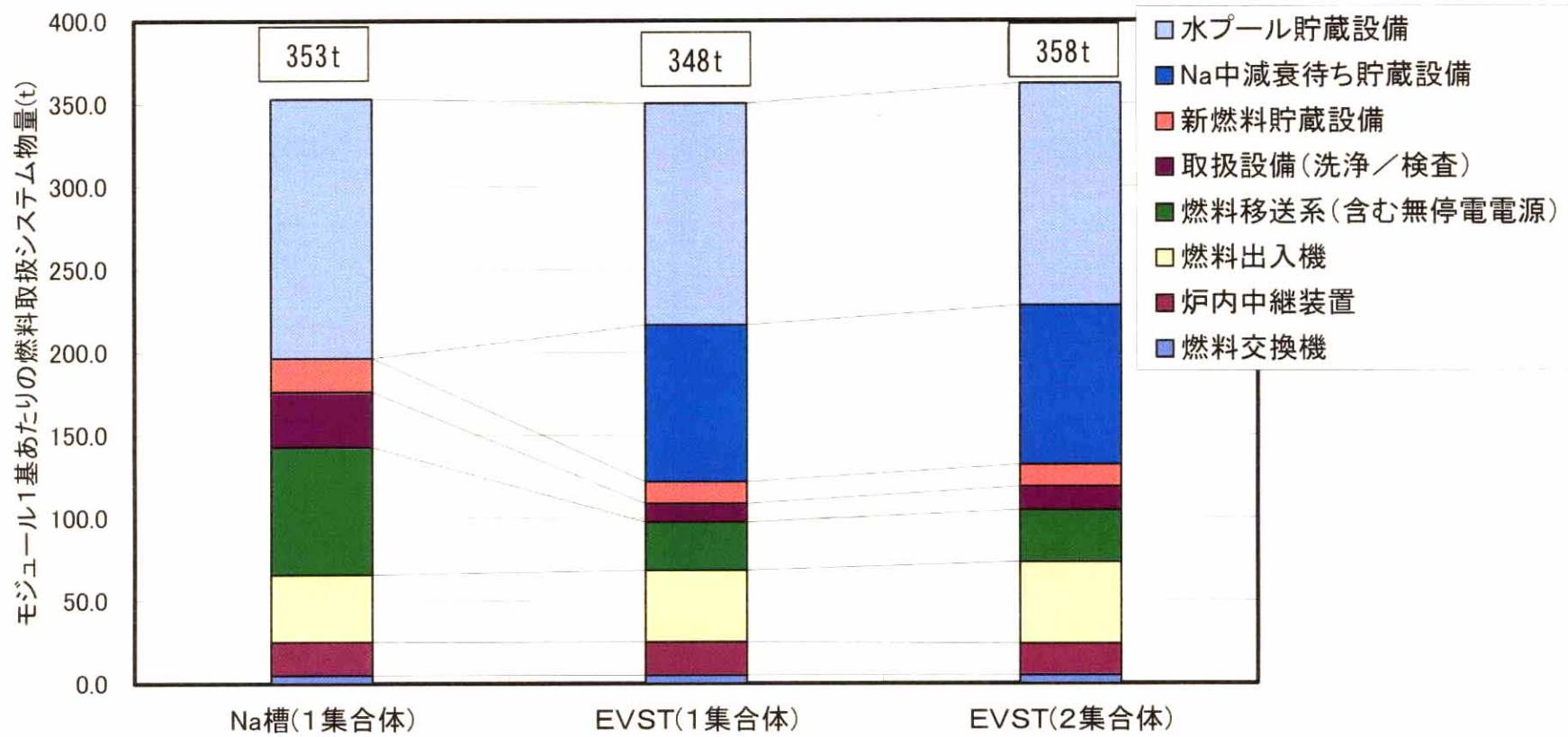


図2.2.6-3 EVST方式における物量比較

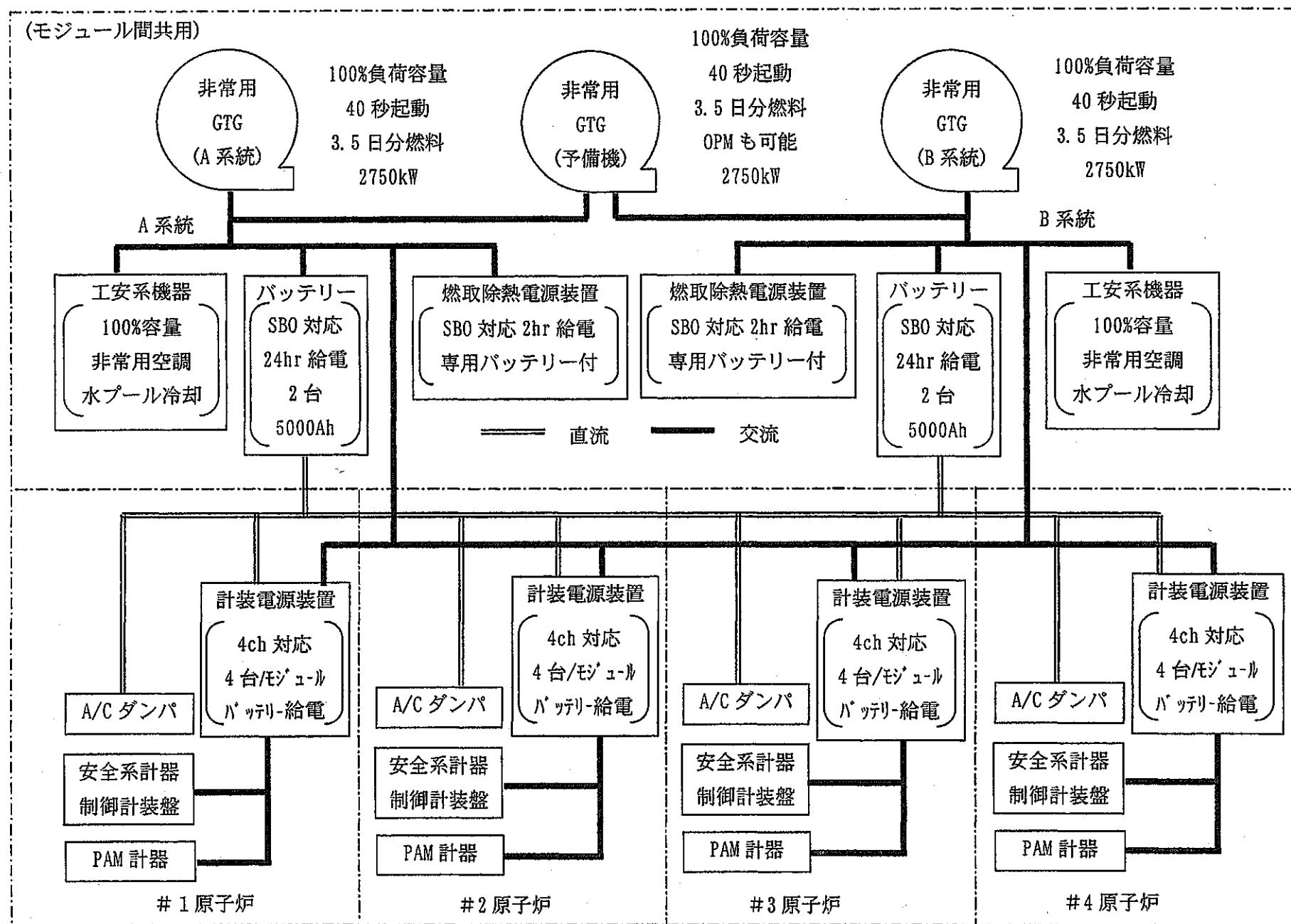
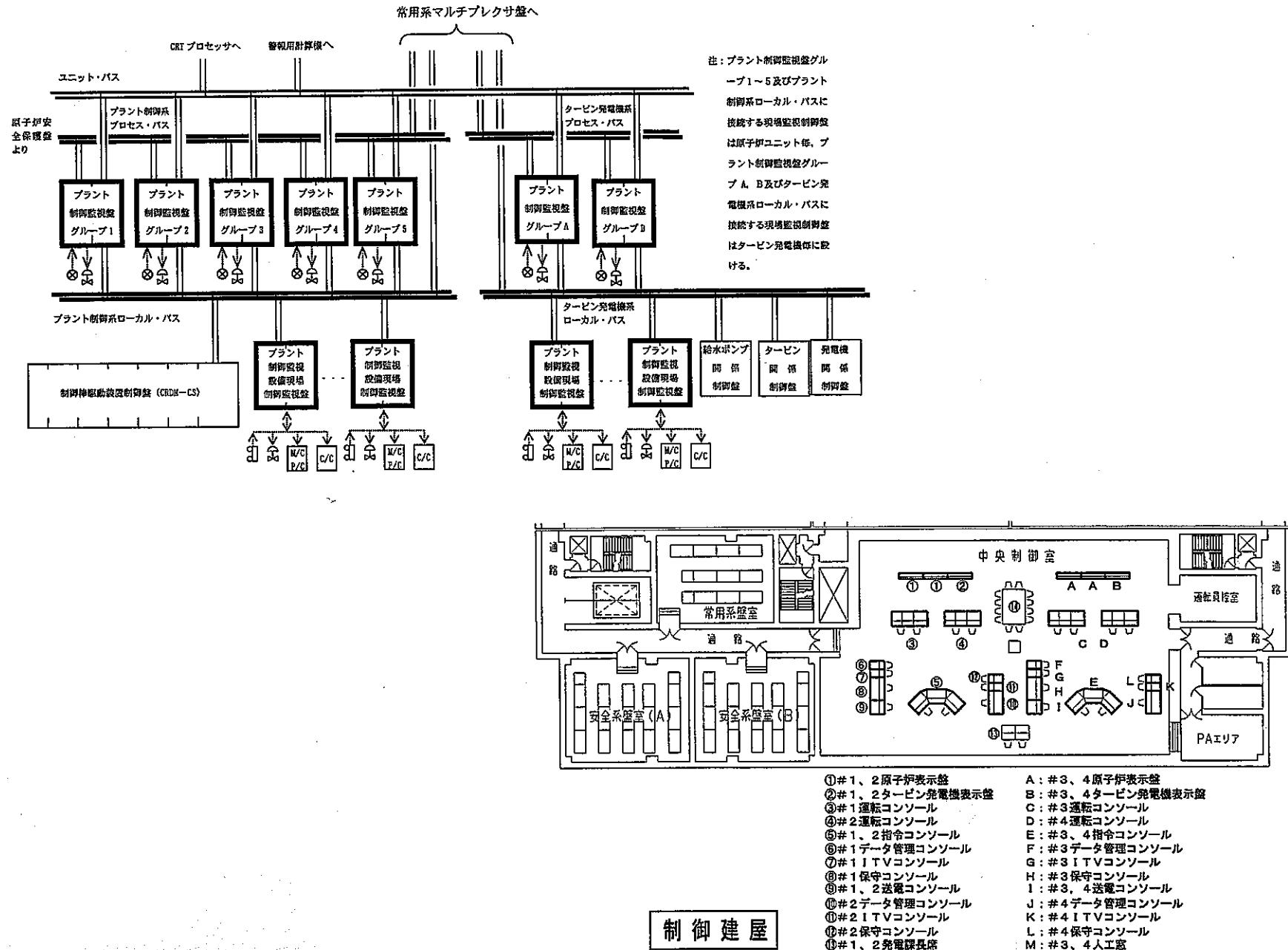


図2.2.7-1 非常用電源設備概念



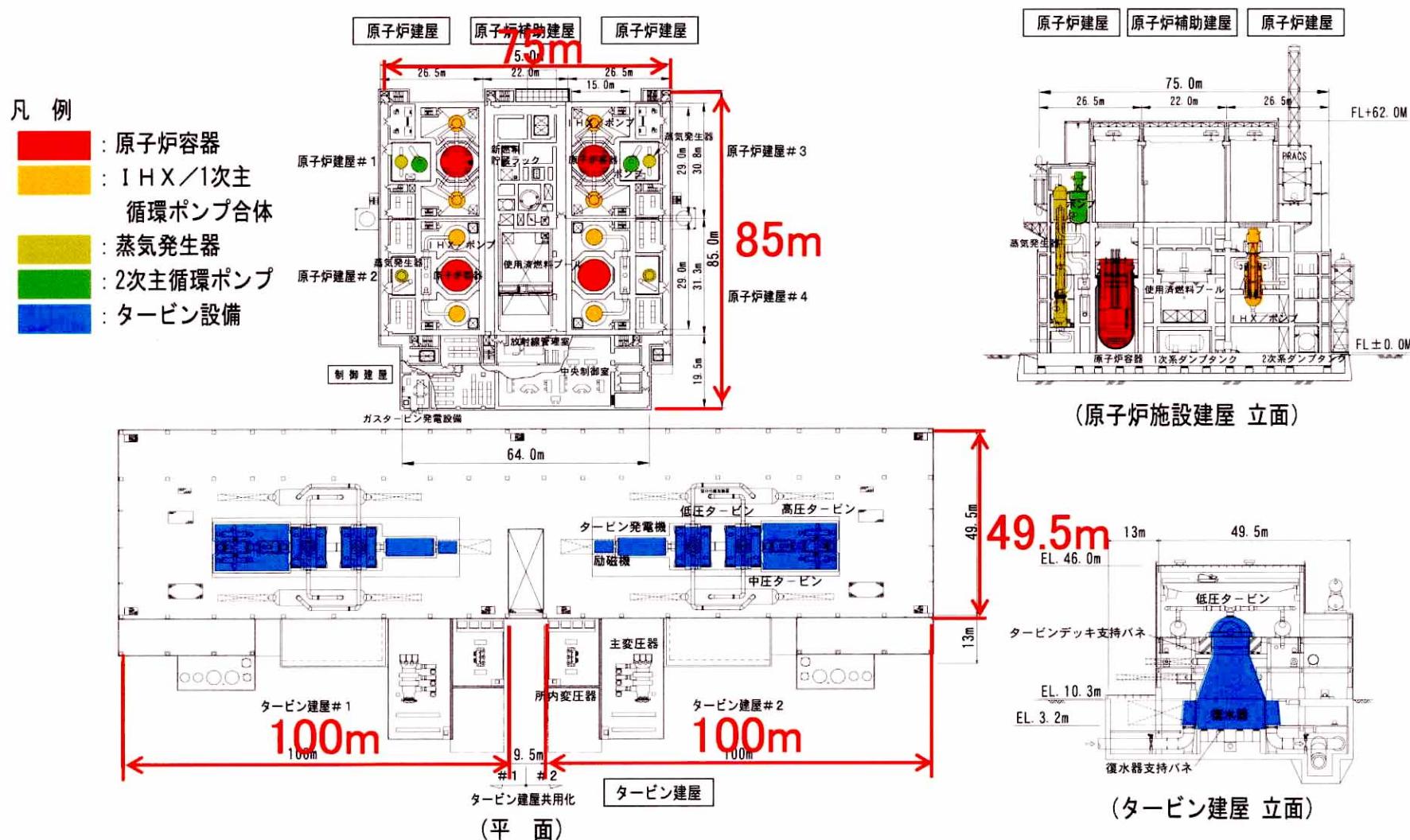


図2.2.8-1 原子炉施設建屋とタービン建屋の配置図



プロットプラン

原子炉施設建屋・タービン建屋

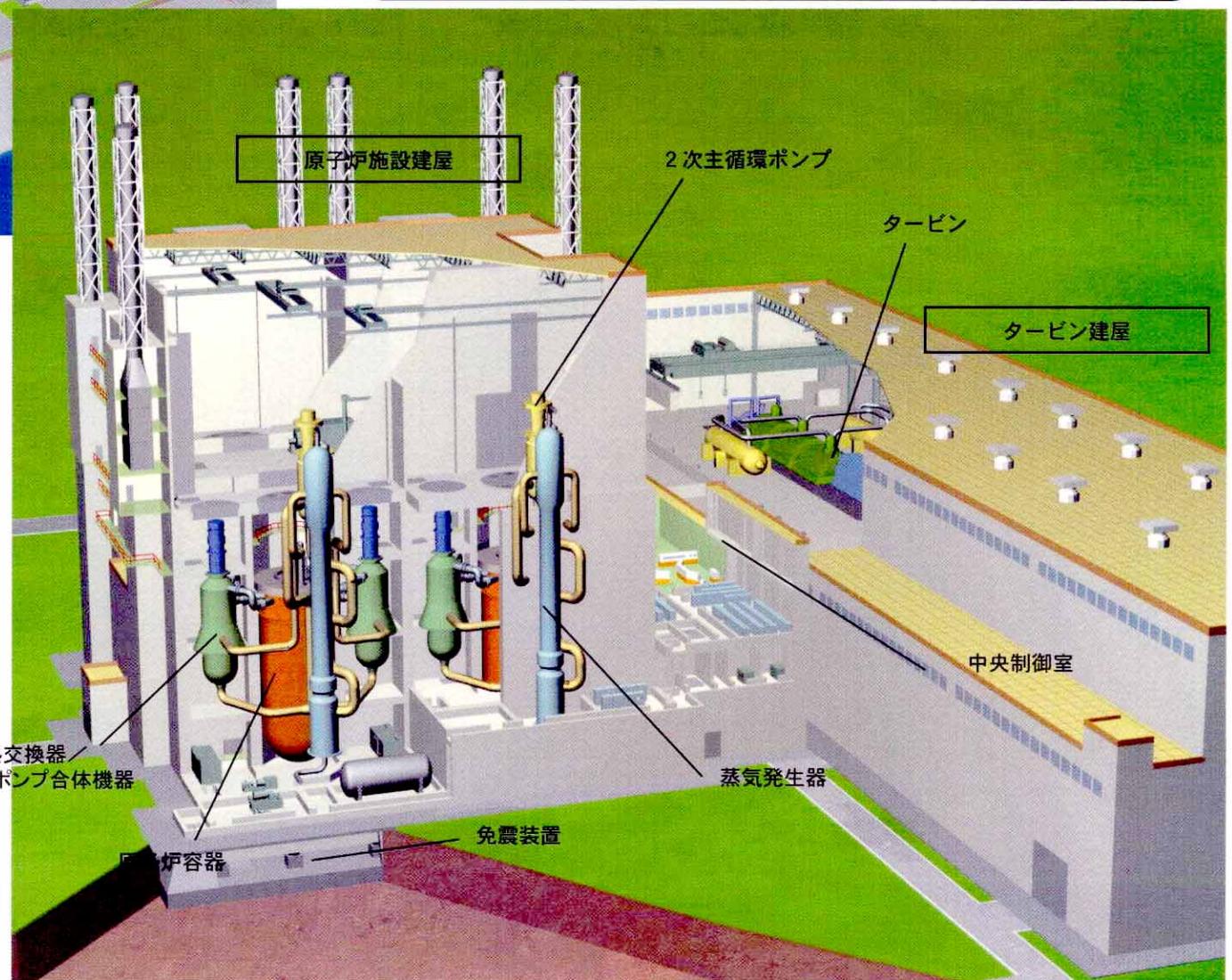


図2.2.8-2 プラント鳥瞰図

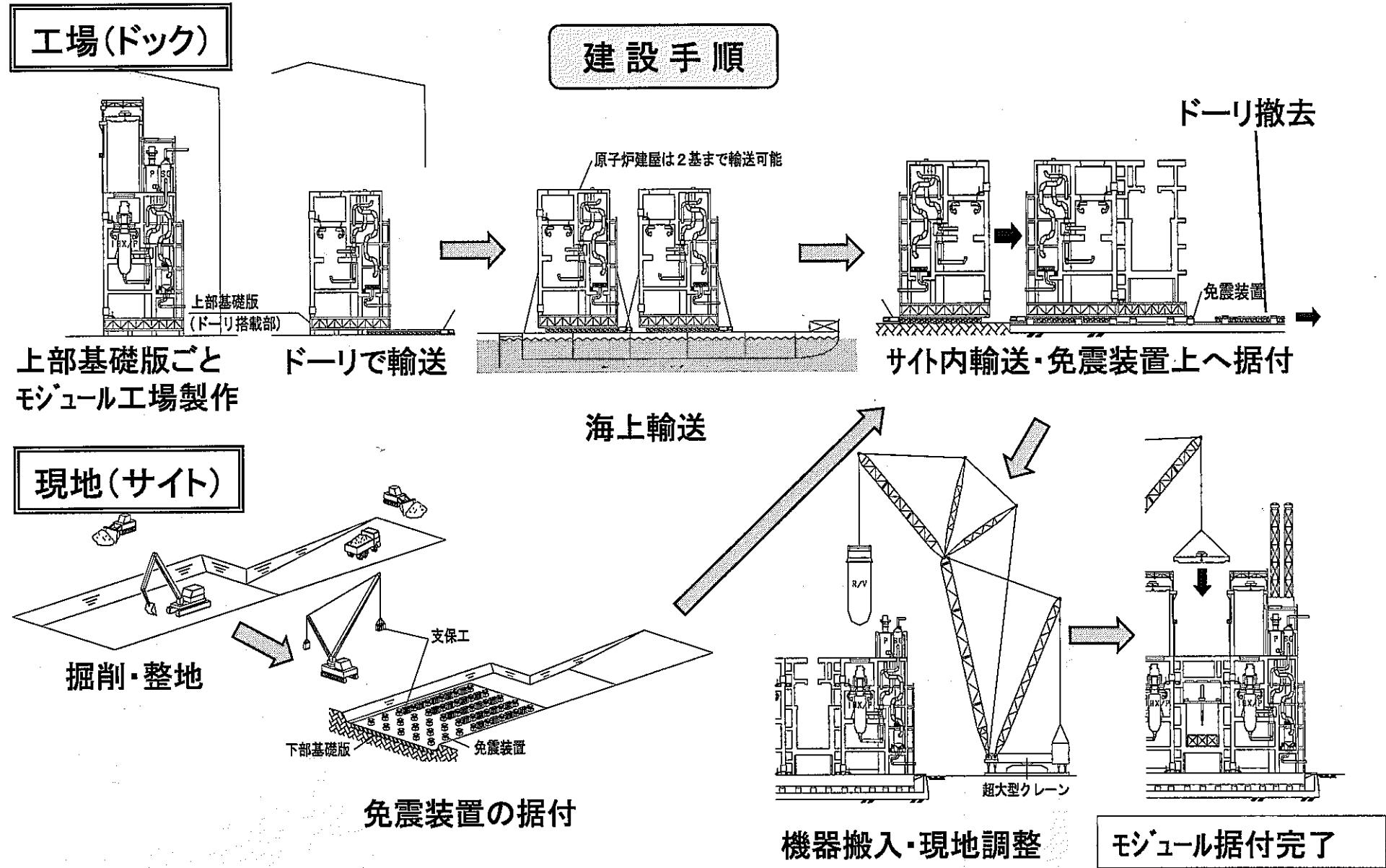


図2.2.9-1 大型ユニット工法での建設手順

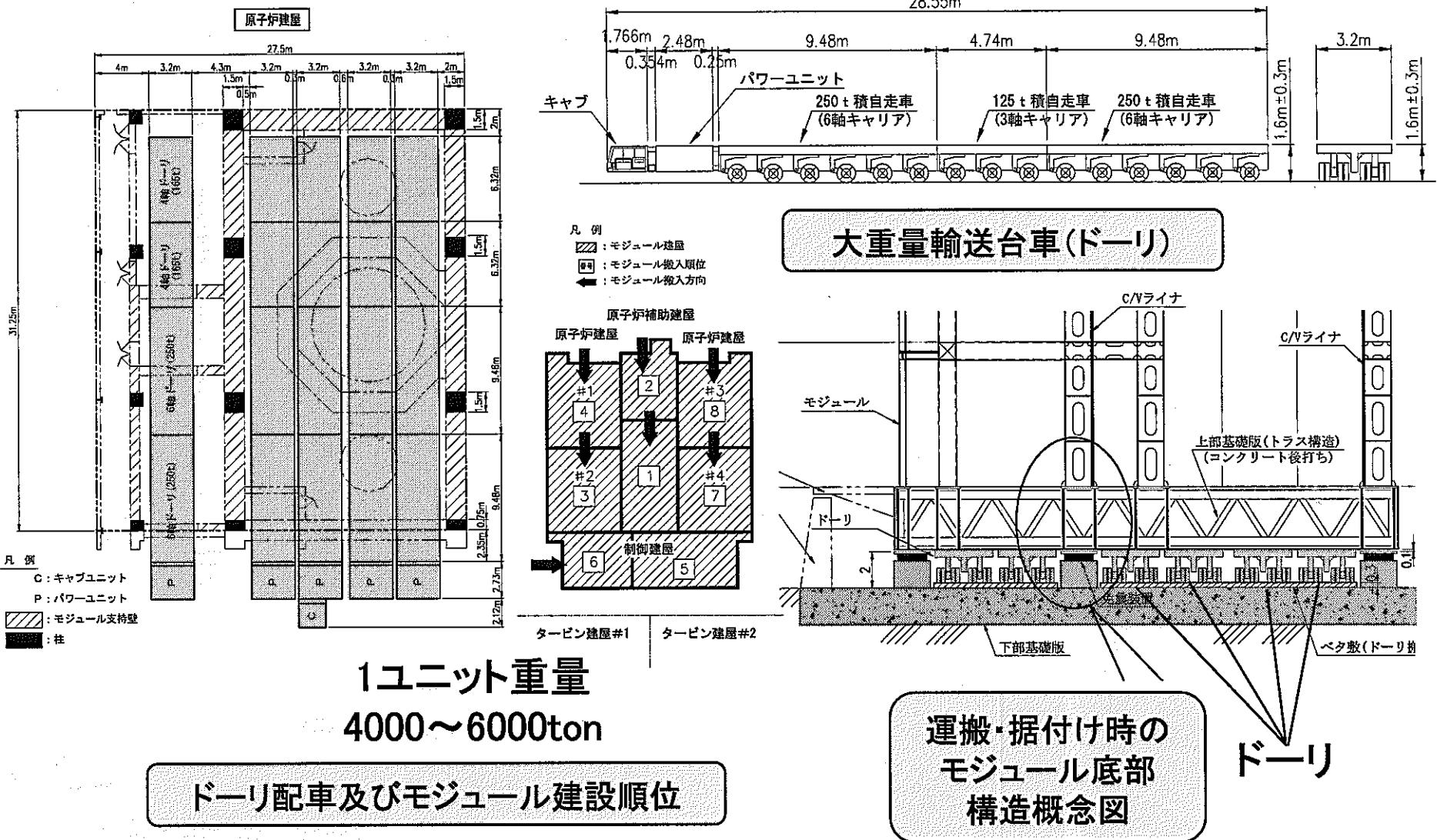


図2.2.9-2 大型ユニット工法でのドーリ概要と配車

中型炉-M750 のメリット

- モジュール効果による建設費低減、設備共用効果が増大
- 開発・実証費の低減 (FBR 実証炉設計の知見を有効活用)

建設費低減への基本コンセプト

20万円/kWe を達成する大型炉-1500 プラントを基本プラント (ループ型・上部引回し方式) とし、①小型化、②2次系ループ数削減、③建設工期短縮等により建設費を低減。

大型炉-1500 プラントのキーコンセプト

- ループ型炉
- 1次系配管上部引回し方式
- スケールアップ (150万kWe)、ツインプラント化
- 2ループ化
- IHX/ポンプ合体機器
- その他合理化
(水プール直接貯蔵方式、12Cr鋼による冷却系機器物量の低減)

…大型炉に比肩する経済性を目指す

中型炉-M750 の基本コンセプト

- + 大型炉-1500 のキーコンセプトを踏襲
- + モジュールによる量産効果 (300万kWe/4モジュール)

中型炉-M750 特有のコンセプト (建設費低減方策)

出力

- スケールアップ効果が期待できる中型炉出力：75万kWe

原子炉構造

- 炉容器は、コストが低減できる容器径としてΦ8m台を目指す。

システム

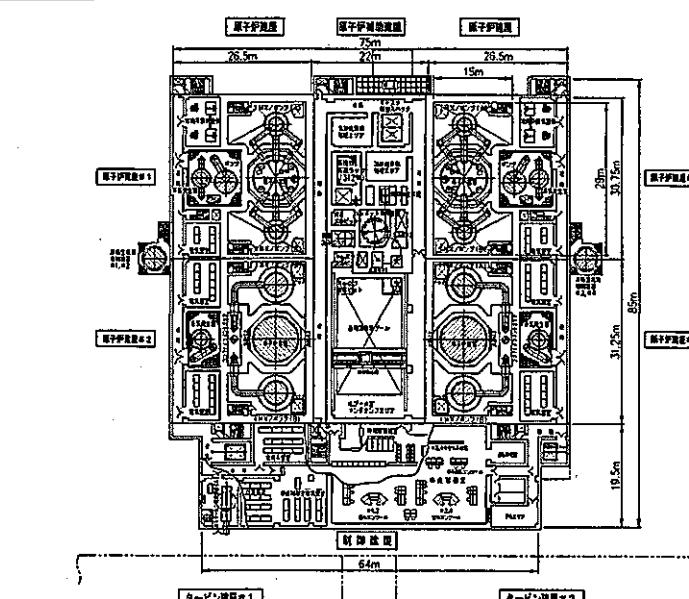
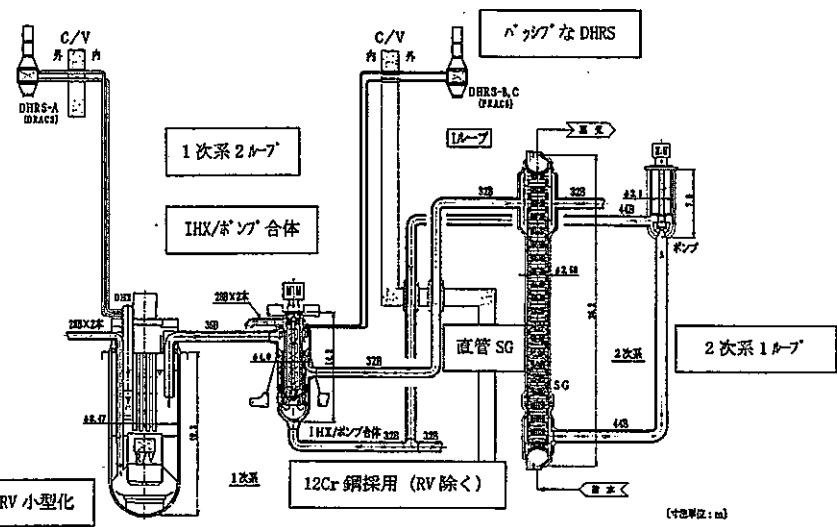
- 2次系1ループ化により物量低減 (SG:1基)
- 直管 SG を採用し物量、加工工数低減
- 完全自然循環方式の崩壊熱除去系により、安全系の局限化

安全系合理化

- 非常用ガスタービンの採用
- 安全系の局限化による電源設備の低減

その他合理化

- 2モジュール/1タービン構成
- 室温上限の緩和による空調の設備容量削減
- BOP 設備の共用化
- 大型ユニット工法による建設工期の短縮 (約33ヶ月)



プラント仕様

出力 : 75万kWe 燃料交換期間 : 18ヶ月 ループ数 : 1次系 2ループ、2次系 1ループ
RV 径 : 8.5m Φ IHX : 1次ポンプ合体方式 SG : 直管方式 積働率 : 約 93%
DHRS : DRACS (10MWt) × 1系統 + PRACS (11MWt) × 2系統 (完全自然循環方式)

図 2.2.12-1 中型モジュール炉プラントコンセプト

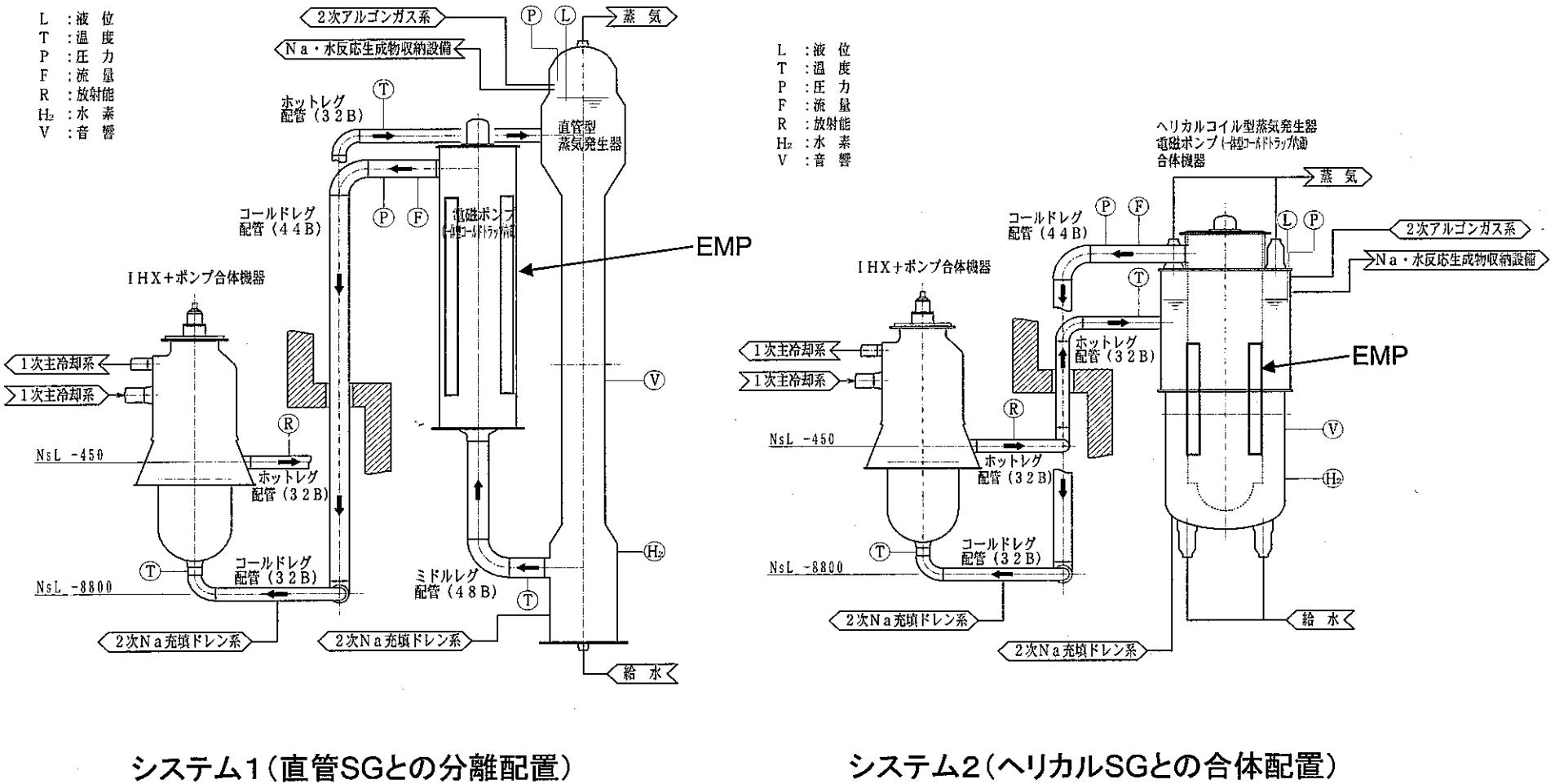
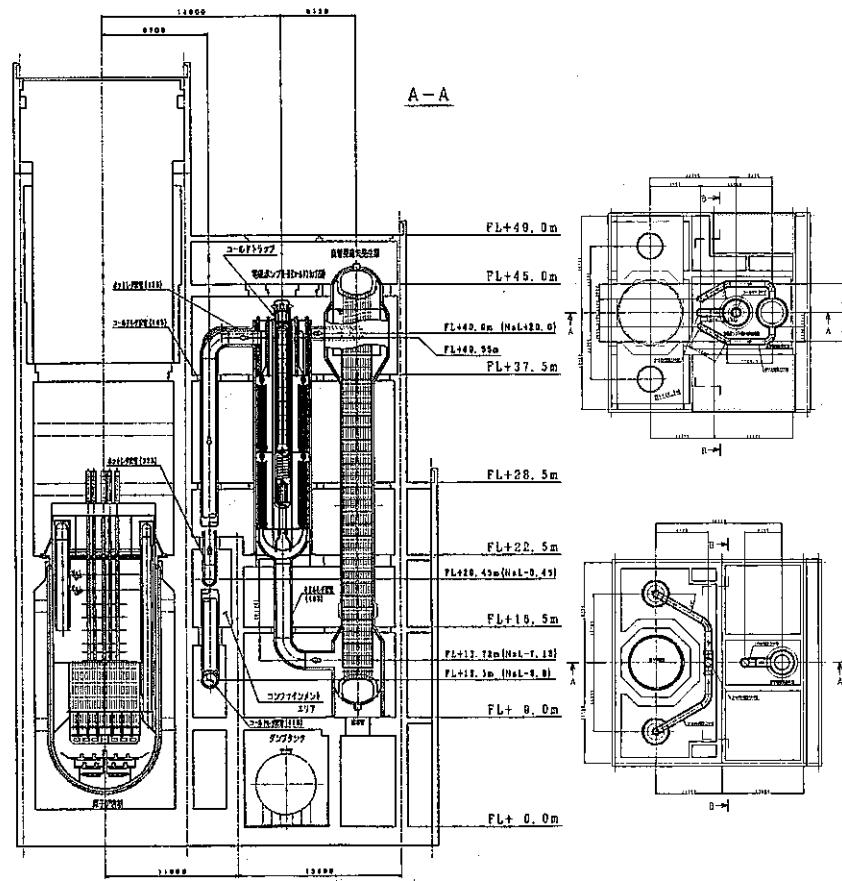
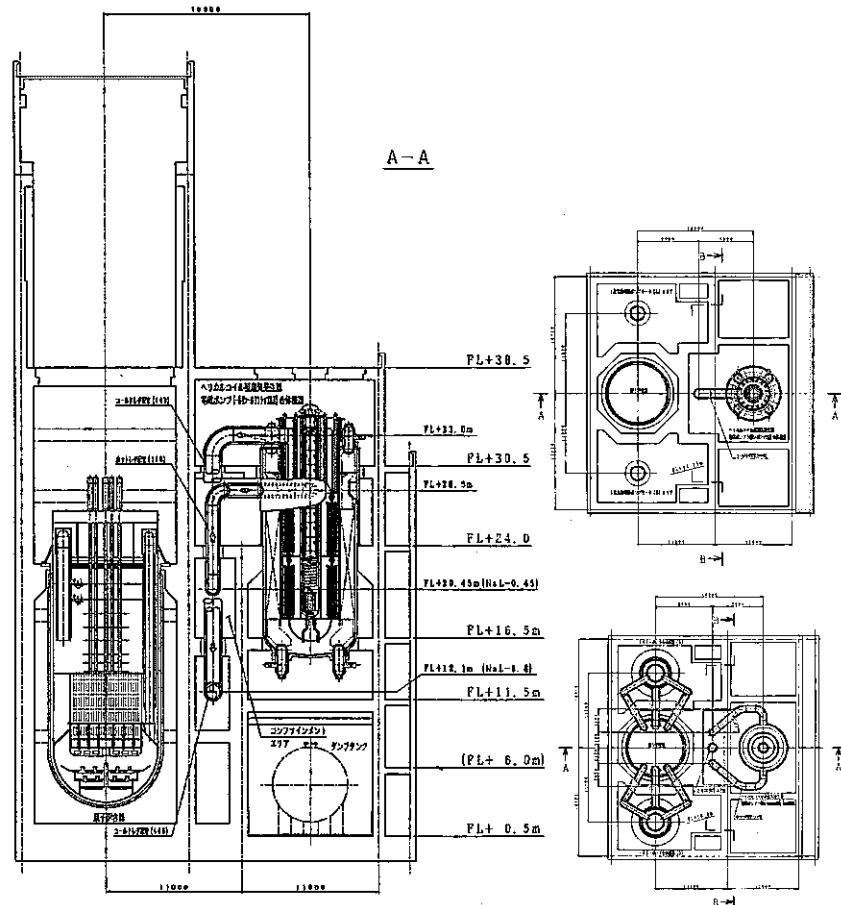


図2.5.3-1 電磁ポンプを適用した2次系概念



システム1(直管SGとの分離配置)



システム2(ヘリカルSGとの合体配置)

図2.5.3-2 電磁ポンプを適用した2次系の建屋配置

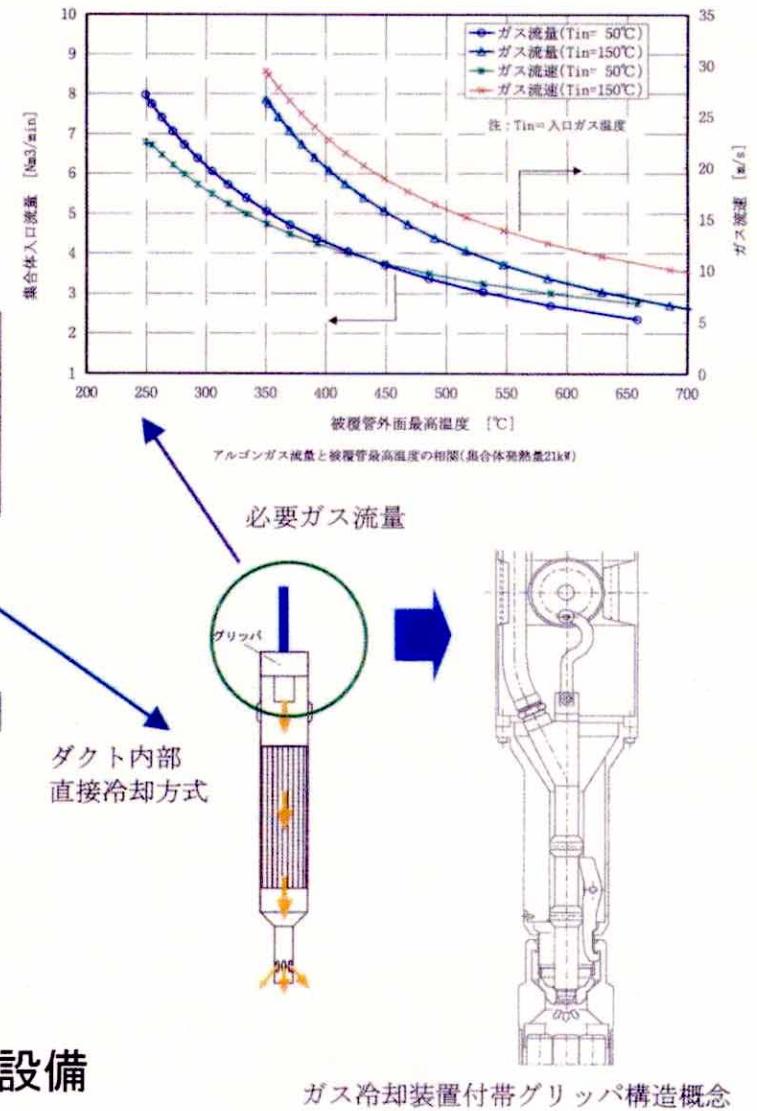
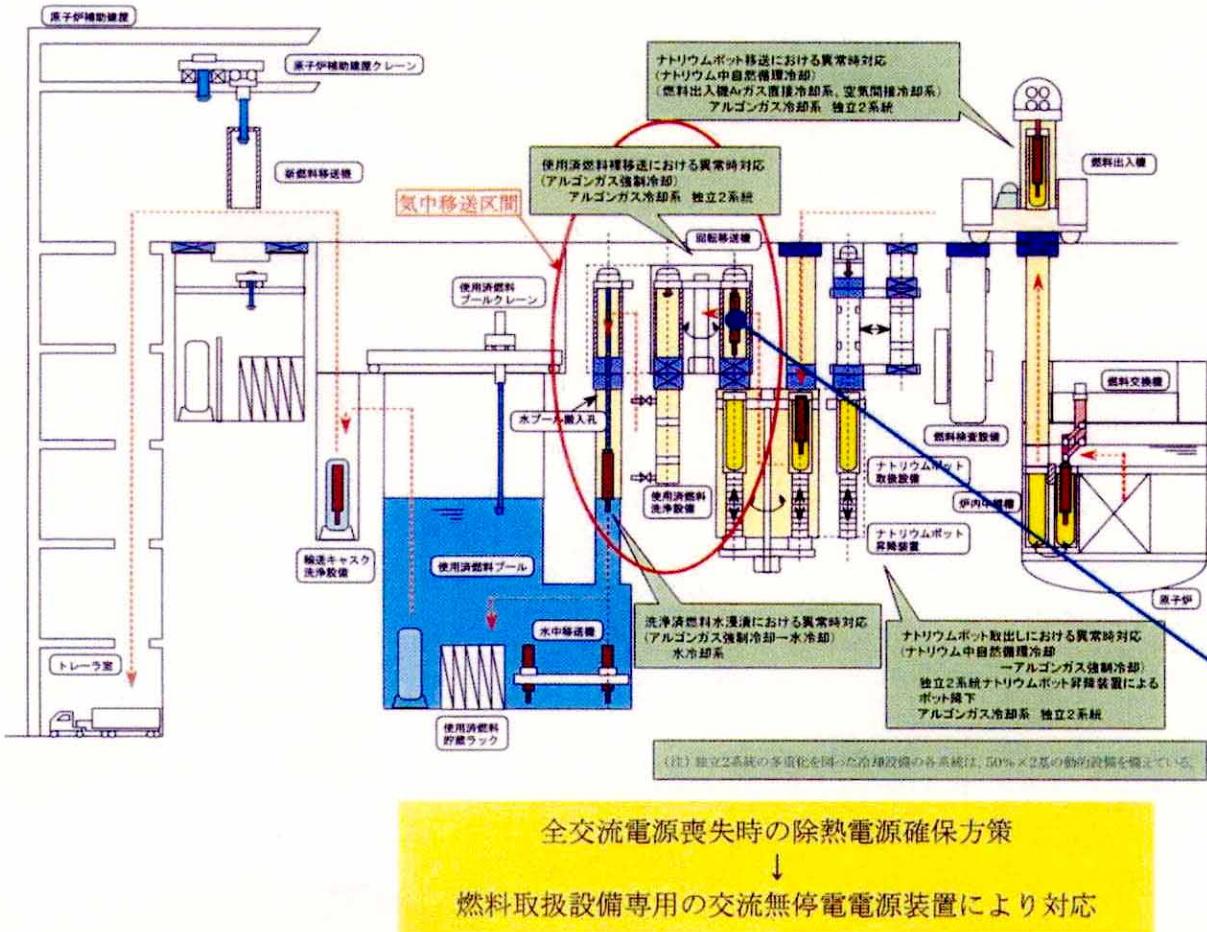


図 2.5.4-1 燃料取扱設備・気中移送時冷却設備

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冷却中型モジュール炉の設計研究の研究成果をまとめた。本研究では、中型炉の経済性を更に高めるため出力を上昇させ、プラント全般の概念構築を実施し、主要課題の成立性見通しを得た。更に、ナトリウム炉の弱点（ナトリウム・水反応、ナトリウム漏えい、ISI性）を克服する対策や、FBR固有の魅力を実現する方策（燃料サイクル適合炉心、廃棄物量削減）等について検討を行い、ナトリウム炉の特徴を生かした魅力あるプラント概念を構築した。経済性については、目標は達成しているが、4基のモジュール効果を加えても大型炉より約8.5%高くなると推定された。

今後は、更なる弱点の克服及び魅力の追及を徹底して行うとともに、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。

4. 略語一覧

AIHX	: Advanced Intermediate Heat Exchanger
CDF	: Cumulative Damage Function
UIS	: Upper Internal Structure
RDT	: Reactor Doubling Time
CSDT	: Compound System Doubling Time
R/V	: Reactor Vessel
LLW	: Low Level Waste
ISI	: In Service Inspection
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
DHRS	: Decay Heat Removal System
PRACS	: Primary Reactor Auxiliary Cooling System
IRACS	: Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System
DRACS	: Direct Reactor Auxiliary Cooling System
DBE	: Design Basis Event
BDBE	: Beyond Design Basis Event
TOP	: Transient Over Power
LOF	: Loss of Flow
ULOF	: Unprotected Loss of Flow
CR	: Control Rod
CRDM	: Control Rod Driving Mechanism
NSSS	: Nuclear Steam Supply System
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
H/L : Hot-Leg
C/L : Cold-Leg
RCCV : Reinforced Concrete Contain Vessel
SCCV : Steel Concrete Contain Vessel

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) JNC TN9400 2001-107 中型炉概念創出 WG 活動報告書 (2001)
- (3) 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)
- (4) 島川、新部他、Na 冷却中型モジュール炉設計研究（研究報告）(2002)、JNC TY9400 2002-006
- (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
- (6) 島川他、日本機械学会第 8 回動力・エネルギー・シンポジウム 講演論文集 P22-02 (2002.6)
- (7) 島川他、日本原子力学会 2002 春の年会 J8
- (8) 菱田他、日本機械学会 2003 年度大会講演論文集 (III) P225-226