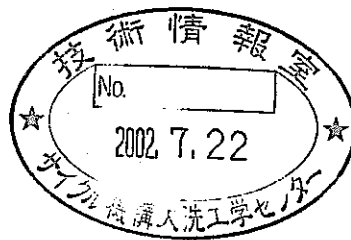


Na 冷却大型炉設計研究

(研究報告)



2002年5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

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)

2002

Na 冷却大型炉設計研究 (研究報告)

島川 佳郎^{*1}、新部 信昭^{*1}、堀 徹^{*1}、藤井 正^{*1}、木曾原 直之^{*1}、
内田 昌人^{*1}、近澤 佳隆^{*1}、惣万 芳人^{*1}、笠井 重夫^{*2}、此村 守^{*1}

要 旨

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

本研究のフェーズ II では、アドバンスト・ループ型炉をベースとした Na 冷却大型炉の予備的な概念設計を進め、実用炉としての魅力と優位性を持ったプラント概念に仕上げ、フェーズ II 終了時の候補概念の絞り込みに供する計画である。

本資料は、フェーズ II 初年度に当たる平成 13 年度に実施した Na 冷却大型炉設計研究の成果をまとめたものである。

平成 13 年度の設計研究では、アドバンスト・ループ型炉をベースに Na 冷却大型炉のプラント概念を構築し、主要設備の基本仕様を設定した。また、安全性、構造健全性及び熱流動に関する成立性評価を行って概念成立性を検討するとともに、運転・保守補修性の検討、経済性評価等を実施した。

本研究の結果、経済性目標（建設コスト 20 万円/kWe 以下、等）を満足し、概念成立性に関する基本的な見通しを有する Na 冷却大型炉のプラント概念が構築された。今後は、要素試験の成果等を適宜反映しつつ予備的な概念設計を進め、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 : 日本原子力発電株式会社 (現、株式会社 東芝)

WBS 番号 : 121110

本研究は、実用化戦略調査研究フェーズ II の一環として実施したものである。

Design Study on Sodium-Cooled Large-Scale Reactor

Yoshio Shimakawa^{*1}, Nobuaki Nibe^{*1}, Toru Hori^{*1}, Tadashi Fujii^{*1},
Naoyuki Kisohara^{*1}, Masato Uchita^{*1}, Yoshitaka Tikazawa^{*1},
Yoshito Soman^{*1}, Shigeo Kasai^{*2}, Mamoru Konomura^{*1}

Abstract

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

In Phase 2 of the F/S, it is planned to precede a preliminary conceptual design of a sodium-cooled large-scale reactor based on the design of the advanced loop type reactor. Through the design study, it is intended to construct such a plant concept that can show its attraction and competitiveness as a commercialized reactor.

This report summarizes the results of the design study on the sodium-cooled large-scale reactor performed in JFY2001, which is the first year of Phase 2.

In the JFY2001 design study, a plant concept has been constructed based on the design of the advanced loop type reactor, and fundamental specifications of main systems and components have been set. Furthermore, critical subjects related to safety, structural integrity, thermal hydraulics, operability, maintainability and economy have been examined and evaluated.

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

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

*2 : The Japan Atomic Power Company (Present, TOSHIBA Corporation)

目 次

要旨	i
Abstract	ii
表リスト	iv
図リスト	v
1. 緒言	1
2. 研究成果概要	4
2.1 設計方針等の整備	4
2.2 プラント概念構築	4
2.3 安全性評価	6
2.4 構造健全性評価	6
2.5 熱流動評価	7
2.6 運転・保守補修性等の検討	8
2.7 経済性評価	8
3. 重点検討項目	35
3.1 概念成立性を左右する熱流動課題	35
3.2 概念成立性を左右する安全上の課題	37
3.3 実用炉に相応しい魅力あるプラント概念の追求	40
4. 結言	55
5. 略語一覧	56
6. 参考文献	57

表リスト

表 1-1	フェーズⅡにおける Na 冷却大型炉設計研究の基本計画	3
表 2-1	平成 13 年度の研究成果概要	9
表 2-2	フェーズⅡにおける設計要求	15
表 3-1	平成 13 年度の研究成果（重点検討項目）	44

図リスト

図 2. 2-1	レファレンス炉心 (ABLE 型均質炉心) の炉心構成及び主要仕様	17
図 2. 2-2	炉心廻り遮蔽成立性評価結果	18
図 2. 2-3	原子炉構造概念	19
図 2. 2-4	1次・2次冷却系系統概念	20
図 2. 2-5	IHX・1次ポンプ合体機器構造概念	21
図 2. 2-6	SG 構造概念	22
図 2. 2-7	1次・2次主配管の構造概念	23
図 2. 2-8	崩壊熱除去系系統概念	24
図 2. 2-9	Na 漏えい対策設備概念	25
図 2. 2-10	Na 水反応対策設備概念	26
図 2. 2-11	原子炉建屋平面図	27
図 2. 2-12	原子炉建屋鳥瞰図	28
図 2. 3-1	制御棒誤引抜き解析・評価結果	29
図 2. 3-2	1次ポンプ軸固着の解析・評価結果	30
図 2. 3-3	炉心下部構造の構造健全性	31
図 2. 3-4	合体機器上部プレナム内流動評価	32
図 2. 6-1	定検工程	33
図 2. 6-2	建設工程	34
図 3. 1-1	重点検討項目 (炉上部プレナム内流動)	45
図 3. 1-2	重点検討項目 (大口徑・高流速配管内流動)	46
図 3. 1-3	重点検討項目 (合体機器伝熱管フレット磨耗)	47
図 3. 1-4	重点検討項目 (高発熱燃料の除熱特性)	48
図 3. 2-1	重点検討項目 (再臨界回避方策・シナリオの補強)	49
図 3. 2-2	重点検討項目 (崩壊熱除去系の信頼性強化)	50
図 3. 3-1	重点検討項目 (Na 水反応対策の強化)	51
図 3. 3-2	重点検討項目 (Na 漏えい対策の強化)	52
図 3. 3-3	重点検討項目 (ISI&R の検討)	53
図 3. 3-4	重点検討項目 (二次系簡素化概念の検討)	54

1. 緒 言

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

(1) 5年後の目標

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

(2) 3年後の目標

5年後の目標クリアに向けて、下記の目標をフェーズ II のなるべく早い時点で達成する。次期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 初年度に当たる平成 13 年度に実施した Na 冷却大型炉の設計研究の成果をまとめたものである。表 1-1 に示す通り、平成 13 年度には以下の作業を実施した。

(1) 設計方針等の整備

予備的概念設計を開始する上で必要な設計目標（ユーザ要求）を整備するとともに、基本的なプラント設計条件・設計方針（安全設計方針、構造設計方針、耐震設計条件等）の暫定案を作成した。また、ヒートバランス、ループ数、機器合体方式、崩壊熱除去系構成等といったプラント基本仕様を設定するとともに、その設定根拠を明確にした。

(2) プラント概念構築

上記 (1) にて整備・設定した基本的設計条件及びプラント基本仕様に基づいて、フェーズ I で構築したアドバンスト・ループ型炉をベースにプラント概念設計検討を行い、主要設備の基本仕様を設定した。なお、BOP 設備、建屋等は、さらなる合理化を目指した設備仕様を検討した。

(3) 成立性評価

プラントの成立性に関わる安全評価を実施するとともに、主要設備の成立性に関わる構造健全性評価及び熱流動評価を実施した。

(4) 運転・保守補修性等の検討

プラント基本計画、運転制御、保守・補修計画等について検討した。また、定検期間及び建設期間の短縮について検討した。

(5) 経済性評価

物量データ、建設工期等に基づく建設コストを評価した。また、建設コスト、所内負荷率、稼働率等に基づく発電コストを評価した。

なお、上記の設計作業のうち、特に、プラント概念の成立性を左右する重要な課題及び実用炉に相応しい高い信頼性を確保する上でキーとなる下記の課題については、それらを重点検討項目と位置付けて、より詳細な検討を行った。

(1) 概念成立性を左右する熱流動課題の検討

- a. 炉上部プレナム内流動
- b. 大口径・高流速配管内流動
- c. 合体機器伝熱管のフレットニング摩耗
- d. 高発熱燃料の除熱特性

(2) 概念成立性を左右する安全上の課題の検討

- a. 再臨界回避方策・シナリオの補強
- b. 崩壊熱除去系の信頼性強化

(3) 実用炉に相応しい魅力あるプラント概念の追求

- a. Na 炉に特有の弱点の克服
 - (a) Na 漏えい対策の強化
 - (b) Na 水反応対策の強化
 - (c) ISI&R の高度化
 - (d) 2次系簡素化概念の検討

本資料の第2章では平成13年度に実施したNa冷却大型炉設計研究の研究成果概要を網羅的にまとめる。また、第3章では特に重点検討項目の検討結果についてまとめる。

表 1-1 フェーズIIにおけるNa冷却大型炉設計研究の基本計画

項目	平成13年度	平成14年度	平成15年度	3年間の達成目標	平成16年度	平成17年度	5年間の達成目標
課題の整理・検討	主要課題の整理及び検討 (Na炉設計検討会での指摘事項の解決)		-	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 ②経済性目標達成可能性の明確化 ・詳細物量データに基づき見通しを判断する	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 <u>研究の設計要求を満足するプラント概念を提示</u>
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		設計図書類整備	設計図書類整備	
プラント基本仕様の設定	基本仕様の選定・選定根拠の明確化 (炉型、H/B、ルーブ数、合体方式、DHR S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)				
	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 (EVS T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、定検等の概念のまとめ	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				

2. 研究成果概要

平成 13 年度に実施した Na 冷却大型炉設計研究の研究成果概要を表 2-1 にまとめる。

2.1 設計方針等の整備

(1) 基本的設計条件等の整備

実用化戦略調査研究フェーズⅡにおける設計要求を表 2-2 に示す。フェーズⅠからの変更点として、設計寿命を 40 年から 60 年とすること、負荷追従運転を可能とすること、運転廃棄物を 1/10（固体廃棄物の場合）に低減すること等が新たに追加された。

これらの要求を受けて、今後の設計を進めるに当たってのベースとなる各種設計条件・設計方針（安全設計方針、構造設計方針、耐震設計条件、遮蔽設計条件、保守補修方針等）の暫定案を実証炉の設計条件・設計方針をベースに整備した。

(2) プラント基本仕様の設定

予備的概念設計に入る前に、プラント基本仕様を設定した。

ヒートバランス、冷却系ループ数、機器合体方式、1 次系配管方式、SG 形式、崩壊熱除去系構成等について定量的な比較・検討を行い、これらのプラント基本仕様の設定根拠を明確化した。

2.2 プラント概念構築

(1) 炉心・燃料

図 2. 2-1 にレファレンス炉心の炉心構成及び主要仕様を示す。

本研究では、増殖比、運転サイクル長、取出平均燃焼度、ボイド反応度等に関する設計要求を満足する FAIDUS 型の均質炉心及び非均質炉心、ABLE 型の均質炉心及び非均質炉心を検討しているが、本年度は炉心性能が優れる ABLE 型均質炉心をレファレンスとした。燃料集合体の仕様に DDI（ダクトダクト相互作用）評価結果を反映するとともに、燃料サイクルコスト低減に向けて運転サイクル長を 18 ヶ月に延長し、径方向ブランケットを 2 層から 1 層に削減している。また、60 年寿命化に対応するため ZrH 遮蔽体を 1 層から 2 層として径方向遮蔽の強化を図っている。なお、本年度は炉定数の ADJ2000 への変更を行い、炉心設計を実施している。

図 2. 2-2 に炉心廻り遮蔽成立性の評価結果を示す。

主要箇所の累積高速中性子照射量と IHX 及び DHX の 2 次 Na 放射化量を評価したが、軸方向ブランケットを一部削除した ABLE 型炉心を採用した関係で炉心支持板の累積高速中性子照射量が制限値を超えており、炉心下部遮蔽の強化が必要であることが分かった。

(2) 原子炉構造

図 2. 2-3 に原子炉構造概念を示す。

炉心設計、炉内流動の適正化方策、耐熱性・耐震性、PAMR/PAHR 対策等と整合を図りつつ、主要構成機器（炉容器、炉上部プレナム構造、UIS、炉心支持構造、燃料交換機等）を具体化し、コンパクトな原子炉構造（径：9.7m、高さ：18.8m、板厚：30mm）を設定した。

(3) 冷却系

図 2. 2-4 に 1 次・2 次冷却系の系統概念を示す。また、図 2. 2-5 に IHX・1 次ポンプ合体機器の機器構造、図 2. 2-6 に SG の機器構造、図 2. 2-7 に 1 次・2 次主配管の構造概念を示す。

IHX・1 次ポンプ合体機器については、1 次入口プレナムに整流構造を設置する等、機器構造及び機器仕様の詳細化を図った。また、SG については、60 年寿命化に対応するため伝熱管肉厚を 3. 1mm から 3. 3mm に増加したが、その結果、重量が 405t から 455t に増加した。1 次・2 次主配管については、外管、サポートを含めた構造を具体化した。特に外管については、Na 漏えいの影響の局限を図るため、適切な仕切りを設ける構造とした。

(4) 崩壊熱除去系

図 2. 2-8 に崩壊熱除去系の系統概念を示す。

信頼性向上、Na 漏えい対策強化及び建設コスト削減を狙って、ポンプや送風機などの動的機器を有さない完全自然循環型を採用するとともに、A/C ベーン・ダンパの多重化・多様化、A/C 伝熱管の二重管化等の概念を採用した。フェーズ I と同様、2 系統の IRACS と 1 系統の DRACS より成る構成とし、DBE の範囲で想定される各種の事象に対して燃料及び原子炉冷却材バウンダリの健全性が確保できるよう、各系統の除熱量を 23MWt (事象 IV) に設定した。

(5) Na 補助系設備

60 年寿命化を達成するため、熱交換器伝熱管の Na 側/水側の腐食しろ・摩耗しろを増加する必要があるが、コールドトラップの純化能力を 1 次系、2 次系とも強化し、Na 側腐食しろの増加を抑えて伝熱管肉厚の増加に伴う熱交換器物量の増加を抑制している。コールドトラップの型式は Na バウンダリ面積局限の観点から一体型 (分岐配管なし) とし、1 次系：2 基、2 次系：1 基/ループとした。

Na 漏えい対策設備については、1 次系、2 次系及び崩壊熱除去系 (A/C 伝熱管を含む) の Na バウンダリを外管、ガードベッセル等で二重化し、その内部を窒素雰囲気化するとともに仕切り構造により Na 漏えいの影響を局限する設計とした。また、Na 水反応対策設備については、安全保護系相当の固体電解質 Na 中水素計及び音響計を設け、DBL の低減を図った。

図 2. 2-9 及び図 2. 2-10 に、Na 漏えい対策設備及び Na 水反応対策設備の設備概念を示す。

(6) タービン設備

据付・土木工事のコスト低減の観点から、タービン発電機の架台として建屋一体型ばね支持鋼製架台を採用した。また、本年度の機器仕様具体化を反映してタービン建屋内配置を検討した結果、タービン建屋容積は約 21 万 m³ となった。

(7) 燃料取扱設備

水プール直接貯蔵方式に関して、Na ポット取扱設備の工夫、洗浄室回転移送設備の追加等の設備構成変更により、燃交時の燃料出入機アクセス回数 (ガス置換回数) を 2 回に低減し、約 44 分/体の燃料交換時間を達成した (従来設計では、燃料出入機のアクセス回数 5 回、燃交時間約 51 分/体)。

(8) 電気計装設備

完全自然循環型崩壊熱除去系の採用により非常用発電機の早期起動要求がなくなったため、従来のディーゼル発電機に替わり、冷却系、潤滑油系等の補助設備がなくコンパクトなガス

タービン発電機を採用することとした。また、完全自然循環型崩壊熱除去系の採用及び換気空調系等の合理化により、非常用発電機容量を従来に比べ 20%程度削減できる見通しを得た。

(9) 建屋・配置

設備合理化、使用済燃料貯蔵容量の削減（8 炉心分→4 炉心分）等により建屋全体容積が 1 プラント当たり 11.2 万 m^3 となり、フェーズ I（12 万 m^3 ）から約 6.7%の削減となった。

図 2. 2-11 及び図 2. 2-12 に、原子炉建屋の平面図及び鳥瞰図を示す。

2.3 安全性評価

(1) 概要

本年度は、安全評価事象の摘出・整理を行い、代表的な事象（過出力事象（TOP）の代表として「制御棒誤引抜き」、流量喪失事象（LOF）の代表として「1 次ポンプ軸固着」）の解析・評価を実施した。また、完全自然循環型崩壊熱除去系採用との関連で崩壊熱除去特性解析、Na 水反応対策強化との関連で SG 伝熱管破損伝播解析を実施した。さらに、PAMR/PAHR を中心に再臨界回避シナリオの検討を実施した。

崩壊熱除去特性解析、SG 伝熱管破損伝播解析及び再臨界回避シナリオの検討は、重点実施項目でもあり第 3 章で詳述するので、ここでは制御棒誤引抜き及び 1 次ポンプ軸固着の解析・評価についてまとめる。

(2) 制御棒誤引抜き

図 2. 3-1 に制御棒誤引抜きの解析・評価結果を示す。

主系スクラムに関しては、原子炉核計装の強化（8ch）により低速～高速引抜き（0.1～10 c/s）に対する出力領域中性子束高信号による原子炉スクラムが可能であり、バックアップとしては、C/R 位置偏差大信号が全引抜き速度領域で有効であるとの見通しを得た。また、後備系スクラムに関しては、広域中性子束高信号（8ch）では低速引抜き領域をカバーできない見通しであり、同信号の設定値を見直すか、或いはこの領域で有効な何らかの信号（例：1 次ポンプ回転数低信号）を見つける必要があることが分かった。

(3) 1 次ポンプ軸固着

図 2. 3-2 に 1 次ポンプ軸固着の解析・評価結果を示す。

安全保護系応答時間短縮、健全ポンプトリップ遅れ時間拡大、流量半減時間拡大及び制御棒挿入時間短縮という方策を組合せることにより、主系スクラム、後備系スクラムとも炉心・燃料の健全性確保に関する判断基準（燃料被覆管温度 900℃以下）を満足できる見通しを得た。

2.4 構造健全性評価

(1) 概要

本年度は、熱応力に対する構造健全性評価、耐震性評価、合体機器伝熱管のフレットイング摩耗に対する健全性評価等を実施した。合体機器伝熱管のフレットイング摩耗に対する健全性評価は重点実施項目でもあり第 3 章で詳述するので、ここでは熱応力に対する構造健全性評価及び耐震性評価についてまとめる。

(2) 熱応力に対する構造健全性

フェーズ I の検討において、主要箇所（炉容器のホットレグ配管吸い込みレベル及び液面近傍、1次系配管、IHX 上部管板及び SG 蒸気管板）について評価を実施し、基本的な成立見通しを得ているが、本年度は、新たな評価箇所として炉容器下部構造及び IHX スカート付け根部を加え、さらに、60 年寿命化に対応する熱過渡想定回数の増加（1.5 倍）等を反映した評価を行った。

その結果、図 2.3-3 に示すように、炉容器下部を全て高圧プレナムとする設計を採用したこととの関連で、炉容器にホットショックを与える事象（「SG 入口放出弁誤開」等）に対し、炉容器下部鏡で制限応力値を超えることが分かった。設計対応としては、下部鏡部の板厚を 60mm に増加し、その形状を現状の皿形から半球形に変更する必要がある。一方、炉容器液面近傍については制限応力値に対する余裕があり、当該部のライナを 2 枚から 1 枚に削減できる見通しがあることが分かった。

(3) 耐震性評価

地震条件を実証炉のレファレンス S_2 波⁽²⁾とし、水平免震の採用（上下耐震）を条件にプラントの設計を行い、今後予想される入力地震力の増加に対しては、上下免震を採用することで対応する方針とした。また、フェーズ I の検討では実証炉建屋の床応答曲線を代用していたが、本年度は本プラントの建屋について計算した床応答スペクトルを用いて耐震性評価を行った。

炉容器の耐座屈性、炉心の健全性（反応度投入等）、1次主配管の剛性について評価した結果、すべて許容値の範囲内であり、耐震性が確保される見通しを得た。また、UIS 切込み進入型としている燃料交換機と UIS との干渉についても評価したが、 S_2 地震時においても燃料交換機と UIS の衝突が生じない見通しであることが分かった。

2.5 熱流動評価

(1) 概要

本年度は、要素試験の進捗状況、熱流動試験 WG での議論等を反映して、炉上部プレナム内流動、大口径・高流速配管内流動及び水プール直接貯蔵に係わる燃料集合体除熱特性の評価を実施した。これらの課題は重点実施項目でもあり第 3 章で詳述する。

また、本年度は新たな評価項目として、IHX 上部プレナム内流動評価を実施した。ここでは本項目についてのみまとめる。

(2) IHX 上部プレナム内流動、

IHX 上部プレナム内では、1つのノズルから 1次 Na が流入するため、伝熱管への流量配分に周方向・径方向の大きな分布が生じる恐れがある。

図 2.3-4 に示すように、三次元流動解析により評価した結果、従来の設計では流量配分が適正に行えないことが判明し、IHX 入口プレナムに堰及び整流板を設置することとした。これらの対策を講じることにより、IHX 伝熱管内の流速分布は周方向で 5%以下、径方向で 10%以下に平坦化され、IHX の伝熱性能や伝熱管の座屈に対する健全性は確保される見通しを得た。

2.6 運転・保守補修性等の検討

(1) プラント運用及び運転制御方式

設計要求に追加された負荷追従運転への対応を考慮して、タービン：主、原子炉：従とした協調制御方式を採用した。また、制御系基本構成の設定に当たっては、90%程度の負荷喪失に追従でき、所内単独運転が可能となるよう配慮した。

(2) ISI、保守補修計画

各機器に対して60年寿命化を踏まえたISI計画及び補修保守項目を設定した。

(3) 定検期間、建設期間

定検期間については、図2.6-1に示すように、燃料出入機の運用方法見直し等により燃料交換期間がフェーズIに比べ2日短縮し、標準定検：38日、標準外定検：55.5日、平均：44日となった。建設期間については、図2.6-2に示すように、大型ユニット工法の適用による期間短縮を図ったが、輸送重量の点から大型ユニット工法は適用できず、フェーズIと同等の建設期間(46ヶ月)となった。

2.7 経済性評価

(1) 主要物量

NSSS物量は、炉心径の増加に伴って炉容器径が10cm増加したこと、プラント寿命の60年化に伴ってSG伝熱管肉厚が増加したことにより、フェーズIより約150トン増加し、約2780トンとなった。しかしながら、BOPの合理化等により原子炉建屋体積はフェーズIより約0.8万 m^3 減少し、約11.2万 m^3 となっている(1プラント当たりの値)。

(2) 建設コスト及び発電コスト

上記(1)の物量データに基づく建設コスト(コマンドコストコードを用いたJNC評価値)は基準値(20万円/kWe)の約82.5%であり、設計要求を満足する見通しが得られた。

燃料費：1.1円/kWh、運転費：0.9円/kWhを前提に求めた発電コスト(ただし、使用した建設コストはメーカ評価値)は約4.5円/kWhであり、要求値に僅かに届かない結果となった。

表 2-1 (1/6) 平成 13 年度の研究成果概要

大項目	中項目	研究成果 (概要)	今後の課題	関連図																					
1. 基本的設計条件等の整備	①ユーザ要求の設定	<ul style="list-style-type: none"> フェーズ 2 における設計要求が設定され、Na 冷却炉に関しては、設計寿命を 60 年とすること、負荷追従運転を可能とすること、運転廃棄物を 1/10 (固体の場合) に低減すること、稼働率を向上 (93%) すること等が新たな要求として追加された。 	<ul style="list-style-type: none"> 材料強度データは、40 年寿命をベースに規定。60 年寿命化に向けて下記のような対応が必要。 <ul style="list-style-type: none"> 一 時間外挿幅の拡大 : 3 倍→4.5 倍 一 超長時間試験の実施 : 20 年 (3 倍外挿) 廃棄物低減に関して、今後検討要。 																						
	②各種設計条件・設計方針 (暫定案) の整備	<ul style="list-style-type: none"> 実証炉の設計条件・設計方針をベースに原案作成。 一 安全設計方針 : 原子炉冷却材バウンダリの健全性に関する判断基準の合理化を提案。 一 構造設計方針 : 機器区分、バウンダリ (特にカバーガスバウンダリ) を明確にした。 一 耐震設計条件 : 耐震重要度分類 (案) を設定するとともに、新たに実用炉建物についての原子炉建屋床応答 (暫定案 : 地震力レファレンス S_g 波、水平免震) を計算し、設計条件を設定した。 一 遮蔽設計条件 : 補修時被ばく評価用の燃料破損率を 1/10 (0.01%) とすることを提案。 一 保守補修方針 : 大型炉の保守並びに補修の方針について検討し、実用化に適合する ISI 指針 (案) 及び保守・補修方針 (案) を策定した。 	<ul style="list-style-type: none"> 下記が課題。 一 安全設計方針 : 実用炉向け事象区分、判断基準、安全評価条件等の策定。 一 構造設計方針 : 設計の進捗に対応。 一 耐震設計条件 : 図の指針見直しの状況を把握し適宜反映。 一 遮蔽設計条件 : 燃料破損率の検討。 一 保守補修方針 : 特になし。 																						
2. プラント基本仕様の設定	①プラント基本仕様とその設定根拠の明確化	<ul style="list-style-type: none"> ヒートバランス、炉心形式、機器合体方式、冷却ループ数、SG 形式、1 次系配管方式、崩壊熱除去系構成及び再臨界回避方策について基本仕様設定根拠を明確化。新規知見は下記。 一 機器合体方式 : 1 次系分離→合体により物量 51t、配置スペース 10%削減。 一 冷却ループ数 : 4 ループ→2 ループにより NSSS 物量 16%、原子炉建屋容積 14%削減。建設コスト削減効果は約 10%。 	<ul style="list-style-type: none"> 下記に関する仕様設定根拠は今後の検討待ち。 一 炉心形式及び再臨界回避方策 : FAIDUS/ABLE、均質/非均質等の選定結果の反映。 一 SG 形式 : 直管型/ヘリカルコイル管型の選定 (次年度末) 結果の反映。 																						
3. プラント概念構築	①炉心・燃料	<ul style="list-style-type: none"> ABLE 型/FAIDUS 型について、設計要求を満足する均質 2 領域炉心 (レファレンス炉心) を設定。炉定数 ADJ2000 への変更と、(それぞれの炉心の) DDI 評価結果を反映。 <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ABLE 炉心</th> <th>FAIDUS 炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心等価直径</td> <td>4.9m</td> <td>4.94m</td> </tr> <tr> <td>炉心高さ</td> <td>80cm</td> <td>80cm</td> </tr> <tr> <td>運転サイクル長</td> <td>18 ヶ月</td> <td>16 ヶ月</td> </tr> <tr> <td>増殖比</td> <td>1.17</td> <td>1.14</td> </tr> <tr> <td>取出平均燃焼度</td> <td>152GWd/t</td> <td>150GWd/t</td> </tr> <tr> <td>ポイド反応度</td> <td>6.4\$</td> <td>5.9\$</td> </tr> </tbody> </table> <ul style="list-style-type: none"> FAIDUS 炉心に関する特記事項 : <ul style="list-style-type: none"> ① 集合体形式 : 内部ダクトの内厚を厚くし (2mm)、高圧プレナムに接続する形式を選定。 ② スペース形式 : 集合体湾曲に対する対処の容易性を考慮してグリッドスペース型を選定。 ABLE 型レファレンス炉心について炉心廻り遮蔽解析を実施。 <ul style="list-style-type: none"> 一 累積高速中性子照射量 : 炉心支持板で制限値の 2.2 倍となっており、下部軸方向遮蔽の強化が必要 (遮蔽体延長 6→17cm、7cm の B_4C 遮蔽体設置等)。UIS、炉心槽は問題なし。 一 2 次系 Na 放射化量 : IHX、DHX とも問題なし。 	項目	ABLE 炉心	FAIDUS 炉心	炉心等価直径	4.9m	4.94m	炉心高さ	80cm	80cm	運転サイクル長	18 ヶ月	16 ヶ月	増殖比	1.17	1.14	取出平均燃焼度	152GWd/t	150GWd/t	ポイド反応度	6.4\$	5.9\$	<ul style="list-style-type: none"> 再臨界回避方策・シナリオに関する検討結果の反映。 ABLE 型炉心のポイド反応度が 6\$ を超えているので、次年度の早い時点で調整が必要。 FAIDUS 型炉心の燃料設計に関する検討 (特に、製作性、グリッドスペース型を採用する必要性の見極め、採用した場合の課題の検討など)。 下部軸方向遮蔽の強化に関する検討。 	<p>図 2. 2-1 図 2. 2-2</p>
	項目	ABLE 炉心	FAIDUS 炉心																						
炉心等価直径	4.9m	4.94m																							
炉心高さ	80cm	80cm																							
運転サイクル長	18 ヶ月	16 ヶ月																							
増殖比	1.17	1.14																							
取出平均燃焼度	152GWd/t	150GWd/t																							
ポイド反応度	6.4\$	5.9\$																							
②原子炉構造	<ul style="list-style-type: none"> 昨年度概念をベースに、主要機器 (UIS、炉内計装、ディッププレート等) の構造、配置を具体化。ABLE 型炉心、流動適正化方策、耐熱性・耐震性確保等との整合を図りつつ、コンパクトな炉容器構造 (内径 : 9.7m、高さ : 約 19m、胴部板厚 : 30mm) を設定。 熱遮蔽ライナは 2 枚から 1 枚に削減可能。 原子炉停止系に関しては、実証炉設計をベースに制御棒駆動装置の設計条件を整理して、主要仕様・構造概念を提示。 <ul style="list-style-type: none"> 一 主炉停止系 : 駆動軸一体落下、重力加速+ガス重力 一 後備炉停止系 : 制御棒単体落下、重力加速 パンタグラフ式燃料交換機 (FHM) についても、基本仕様の設定、構造概念、燃料交換手順を検討。また、FHM が UIS 切欠き部に入っている状態で地震が発生した場合の FHM と UIS との衝突の有無を評価。レファレンス S_g 波に対しても衝突は避けられる見通し。 さらに、FAIDUS 型炉心に適合する PAHR 対策概念を取り込んだ原子炉構造案 (内径 9.9m、高さ約 19~20m) を設定。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉内構造物に関する詳細検討。 <ul style="list-style-type: none"> 一 炉心出口温度計装の要否 一 BCR 炉心中央配置の場合の SASS 導入管要否 (燃料交換機との干渉・アクセス性) 一 CRDM 案内管等の流力振動 一 サーマルストライビング対策 一 上部プレナム温度成層に対するバッフル板の健全性評価 一 現状、構造健全性が厳しい炉心支持構造及び下部鏡部の構造検討 (半球形下部鏡板採用等) 一 炉内配管破損を排除できる C/L 配管の設計 燃料交換機設計の詳細化 (グリッパ回転機構、グリッパ偏心追従機構の追加)。 地震入力条件が厳しくなる場合の対応検討。 	<p>図 2. 2-3</p>																						

表 2-1 (2/6) 平成 13 年度の研究成果概要

大項目	中項目	研究成果 (概要)	今後の課題	関連図
3. プラント概念構築 (続き)	③1 次冷却系	<ul style="list-style-type: none"> ・ IHX 1 次側入口部に整流構造を設置し (熱流動解析)、管束部への流量均一化を図った。 ・ 外管、サポートを含めた 1 次系配管の構造を具体化。外管は低温設計とし、内管との熱膨張差をベローズで吸収。外管内仕切りを設け、Na 漏えいの影響局限を図る。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外管設計の再検討 (Na 技術高度化 WG での議論を踏まえ復旧が容易となる構造概念を再検討)。 	<ul style="list-style-type: none"> 図 2. 2-4 図 2. 2-5 図 2. 2-6 図 2. 2-7
	④2 次冷却系	<ul style="list-style-type: none"> ・ HCM12A の SO 設定と 60 年寿命化を考慮して SG 伝熱管肉厚を 3. 1→3. 3mm に。その結果、SG 重量は 405t→455t に増加。 ・ 外管、サポートを含めた 2 次系配管の構造を具体化。外管は高温設計とし、内管との熱膨張差をベローズで吸収。外管内仕切りを設け、Na 漏えいの影響局限を図る。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 直管型/ヘリカルコイル管型の選定 (次年度末) 結果の反映。 ・ 外管設計の再検討 (Na 技術高度化 WG での議論を踏まえ復旧が容易となる構造概念、高温設計とすることの得失等を再検討)。 	
	⑤崩壊熱除去系	<ul style="list-style-type: none"> ・ 信頼性向上、Na 漏えい対策強化及び建設コスト削減を狙って、完全自然循環型、A/C ベーン・ダンパの多重化・多様化、A/C 伝熱管の二重管化等の設計概念を採用。 ・ 1 次元簡易過渡解析により IRACS、DRACS の除熱量を設定。A/C ベーン・ダンパ 1 基開失敗で除熱量が半減するものと仮定し、IRACS、DRACS とも 23MWt (事象 IV) に設定。 ・ IRACS、DRACS の主要な機器仕様を設定。IRACS、DRACS とも DHX は U 字管型、A/C はフィン付き二重管型。A/C 伝熱部のサイズは 6. 7m×5. 7m×4. 4m 程度。 ・ IRACS に温度降下用の常用系プロアを設置。誤起動による Na 凍結はインタロックで防止。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ A/C 伝熱部での Na 漏えいを BDBE に位置付けるための要件と、必要な R&D 項目の検討。 ・ 常用系プロア誤起動時 Na 凍結防止対策の検討。 	<ul style="list-style-type: none"> 重点検討項目 (図 3. 2-2) 図 2. 2-8
	⑥Na 補助系設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 純化系：熱交換器 (SG) 伝熱管の腐れ代削減により 60 年寿命化に対処するため、C/T の純化能力を 1 次系、2 次系とも 10→5ppm (運転中の酸素濃度) に強化。一体型 C/T とし、1 次系：2 基、2 次系：2 基/ループ設置。設計寿命は 1 次系：30 年、2 次系：3. 4 年。 ・ Na 水反応対策設備：安全保護系相当の固体電解質 Na 中水素計及び音響計を設け、DBL を 1+0 本相当に低減する。 ・ Na 漏えい対策設備：SID/LLD+液位計による検知、GV+ガードパイプの設置、内部は気密+窒素雰囲気、内部を仕切り構造にして Na 漏えいの影響を局限。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ Na 漏えい対策設備及び Na 水反応対策設備については、Na 技術高度化 WG での議論を踏まえて、安全上及び財産保護上の要求条件を満たす対策設備を具体化する必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 重点検討項目 (図 3. 3-1) (図 3. 3-2) 図 2. 2-9 図 2. 2-10
	⑦タービン設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 出力 150 万 kWe に対するタービン系ヒートバランスを設定し、水・蒸気系の系統構成及び主要設備の仕様を検討した。また、据付・土木工事のコスト低減の観点から、タービン発電機の架台として建屋一体型ばね支持鋼製架台を採用するとともに、タービン建屋内での機器配置図を基にタービン建屋容積 (約 21 万 m³) を算定した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 定格熱出力運用の反映。 ・ 水蒸気系での崩壊熱除去時の運用方法明確化。 	
	⑧燃料取扱設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水プール直接貯蔵方式について、Na ポット取扱設備の工夫、洗浄室回転移送設備の追加など設備構成を変更することにより、燃交時における燃料出入機のアクセス回数 (ガス置換回数) を 2 回に低減し、約 44 分/体の燃交時間を達成した (昨年度概念では、燃料出入機のアクセス回数 5 回、燃交時間約 51 分/体)。 ・ 炉心設計進捗をもとに、燃料取扱時の燃料被覆管制限温度 (ODS 鋼) の検討を行い、過熱破損の防止を前提として、長期事象 600℃、短期事象 630℃ (24 時間以下) の制限温度を暫定するとともに、必要な除熱対応などを検討した。 (ガス中裸状態での高発熱燃料取扱時の除熱性については、6. ④「水プール直接貯蔵に関わる燃料集集体除熱特性」に記載) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ Na ポット取扱設備などの構造具体化。 ・ 燃料洗浄方式の選定 (湿式、又は、乾式)。 ・ 全交流電源喪失等を含む異常時対応の検討 (炉心燃料設計と整合した燃料被覆管制限温度の設定を含む)。 ・ 破損燃料取扱対応の検討。 ・ EVST 方式との比較による燃料取扱方式の選定。 	
	⑨電気・計装設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 完全自然循環型崩壊熱除去系の採用により非常用発電機への早期起動要求がなくなったため、従来のディーゼル発電機から冷却系、潤滑油系等の補助設備がないコンパクトなガスタービン発電機に変更可能となった。また、完全自然循環型崩壊熱除去系の採用、換気空調設備の合理化等により、非常用発電機容量を約 20%削減できる見通しである。 ・ 各系統の合理化設備を反映し、所内変圧器及び予備変圧器の容量は各 10%削減可能であり、電気計装盤面数及び長さも 15%程度削減される見込みである。 ・ プラント概念構築として、交流電源設備、直流電源設備、計装電源設備、原子炉保護系設備等の基本仕様を策定した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去系からの早期起動要求は無くなったが、換気換気空調系等の起動要求を詳細に検討した上でガスタービン発電機への変更の妥当性を確認する必要がある。 ・ 安全保護系設備に関わる詳細検討 (下記)。 <ul style="list-style-type: none"> 一 炉心出口温度計装の必要性の見極め 一 DN 法による燃料破損検出の有効性 一 電磁流量計の適用性 	

表 2-1 (3/6) 平成 13 年度の研究成果概要

大項目	中項目	研究成果(概要)	今後の課題	関連図
3. プラント概念構築(続き)	⑩放射性廃棄物処理設備	・経済性評価に資するため、気体、液体及び固体廃棄物処理系の処理容量を暫定した。	・設計要求である運転廃棄物低減に対応するための検討。	
	⑪換気空調設備	・コンクリート制限温度の見直しによる室温条件の緩和、2次系室への自然通風除熱の採用により、換気空調系の合理化を図った。その結果、換気空調系の物量(風量)は約30%削減された。	・コンクリート制限温度見直しの可否の確認。	
	⑫BOP設備	・補機冷却系、圧縮空気供給系、補助蒸気供給系及びArガス供給系について、実証炉フェーズII検討結果を基に合理化検討し、物量データを暫定した。	・設計データに基づく各系統の物量見直し。	
	⑬建屋・配置(含、格納容器)	・設備側の合理化、及び使用済燃料プールの貯蔵容積削減等の合理化により、建屋全体容積が1プラント当たり11.2万m ³ (前年度:12万m ³)となり、前年度から約6.7%の削減となった。	・各機器の補修の具体化を図った上で、アクセスルート等問題ないことの確認。	図 2. 2-11 図 2. 2-12
	⑭2次系簡素化概念	・鉛ビスマス熱媒体チューブ・三重管型SGに対して、隔壁管の空間分離機能などの安全要求に基づく伝熱管仕様の明確化や、鉛ビスマスリーク対応(液位計による検知後、鉛ビスマスドレン)の検討を行い、SG概念を構築した。また、貫通破断排除に係る安全シナリオについて、伝熱管仕様をパラメータに振動解析を行ったが、流体連成によって同一モード、同一振幅で内外管が振動するため、密着、又は、組網線入り二重管と比較して、優位性の主張は困難である見通しを明らかにした。 ・Na冷却大型炉及び中型炉向けの三重管型SG概念を構築し、系統設計、配置計画、経済性等を検討した。特に、Na冷却大型炉では、約20%の二次系物量を削減できる見通しを明らかにした。	・貫通破断排除に対する考え方を含めて、伝熱管構造の工夫による同時リーク時のNa-水反応抑制対策の抽出と評価。 ・運転・運用に期待しない1次Na側への鉛ビスマスリーク量低減方策の検討。 ・三重伝熱管の振動試験による振動特性などの検証。	重点検討項目 (図 3. 3-4)
4. 安全性評価	①評価事象、評価条件の検討	・MLD手法を用いて安全評価事象を網羅的に抽出・整理。	・現状の1次C/L配管設計では炉容器内配管破損を排除できないので、設計見直しの必要あり。	
	②代表的な事象の安全評価	・TOP「制御棒誤引き抜き」 主系スクラム：NIS強化(8ch)により低速～高速引き抜き(0.1～10φ/s)に対する出力領域中性子束高信号による炉停止が可能な見通し。バックアップ信号としては、C/R位置偏差大信号が全引き抜き速度領域で有効。 後備系スクラム：広域中性子束高信号(8ch)では低速引き抜き領域をカバーできず、この領域で有効な何らかの信号を見つける必要がある。 ・LOF「1次ポンプ軸固着」 安全保護系応答時間短縮、健全ポンプトリップ遅れ時間拡大、流量半減時間拡大及び制御棒挿入時間短縮という方策を組合せることにより、主系スクラム、後備系スクラムとも判断基準をクリアできる見通し。	・制御棒誤引き抜き時に事象の発生頻度に応じて必要な信号数が確保されていることの確認(部分出力時、シーケンシャル引き抜き等も含めた総合的な検討による)。 ・NIS強化により炉心出口温度計装簡略化を指向する設計の可能性見極め。	図 2. 3-1 図 2. 3-2
	③崩壊熱除去特性解析	・事象II～IVの起回事象に外電喪・単一故障の重ね合わせを考慮して代表事象を設定。 ・崩壊熱除去特性解析の結果、十分余裕を持って判断基準をクリアすることを確認(多重化したA/Cベーン・ダンパの1基開失敗を想定しても、ベーン・ダンパの圧損分担当が小さいため100%近い空気流量が出ることが主な要因)。 ・また、IRACSとDRACSとの顕著な干渉は生じない見通し。 ・実証炉のPSAを参考に、崩壊熱除去系の非信頼度及びPLOHS発生頻度を概略評価。崩壊熱除去系の起動失敗・ダンパ開失敗の確率は減少するが、ダンパ誤開時の凍結をEMP運転でリカバリできないので、PLOHS発生頻度は大きくは低下せず、実証炉並み。	・ベーン・ダンパ1基開失敗でも100%近い空気流量が出るなら、それを前提としたIRACSとDRACSの除熱量設定を行うべき。今後検討。	重点検討項目 (図 3. 2-2)

表 2-1 (4/6) 平成 13 年度の研究成果概要

大項目	中項目	研究成果 (概要)	今後の課題	関連図																				
4. 安全性評価 (続き)	④SG 破損伝播解析	<ul style="list-style-type: none"> ヘリカルコイル管型 SG、直管型 SG とともに、R/D 破裂信号のみにクレジットを取った保守的な評価でも、最大水リーク率をヘリカルコイル管型 SG の 1+3 本破損相当の値に抑えることができる見通し。 また、ヘリカルコイル管型 SG の場合、SG 水リーク検出技術の高度化 (固体電解質水素計及び音響計を安全保護系並みとする) により、直管型 SG の場合、これに加えて水ブロー時間を 30 秒に短縮することにより、高温ラプチャを排除でき最大水リーク率を 1+0 本破損相当に抑制できる見通し。 今年度は、安全性確保に関する見通しを得ることに留まらず、経済性向上 (財産保護、稼働率向上) に向けた検討に着手。すなわち、発生頻度が高い小リーク時を対象に、SG 水リークの事故影響を局限して速やかな補修・復旧を可能とする設計方針を検討。 SG 水リークによる SG 補修・交換コスト、補修・交換期間の電力損失を考慮した経済性評価モデルを作成。経済性向上に向けて、SG 水リークの発生頻度及び事故影響 (SG 伝熱管の要プラグ本数) をどの程度まで抑える必要があるかについて検討した。その結果を踏まえ、小リーク時の要プラグ本数を初期リーク管 1 本に限定するという高い目標を設定。 SG 水リーク時の事故影響を局限する方針を抽出・評価して、有望な方針を選定するとともに、ヘリカルコイル管型 SG、直管型 SG を対象に水リーク検出特性解析、小リーク時の伝熱管破損伝播解析を行い、選定した方針の効果について検討した。 その結果、検出系の精度向上、伝熱管の耐ウェステージ性向上等により、少なくとも隣接伝熱管がターゲットウェステージによって開口する前に水リーク事象を終息できる見通しがあることが分かった。 	<ul style="list-style-type: none"> SG 水リークの発生頻度の抑制、水リーク時の事故影響の局限、SG 伝熱管の補修期間の短縮に向けた設計方針を具体化するとともに、必要な R & D 項目を抽出・整理する必要がある。 	<p>重点検討項目 (図 3.3-1)</p>																				
	⑤再臨界回避シナリオの検討	<ul style="list-style-type: none"> 燃料流出: SIMMER-III 解析によると、FAIDUS/ABLE とともに従来の実証炉等の評価で想定されているエネルギーレベルでの燃料流出による再臨界回避は可能な見通し。 PAMR/PAHR: 簡易評価を主体としてサクセスシナリオを検討したが、FAIDUS に関しては、熔融燃料のクエンチを如何に達成するか、ABLE に関しては、熔融燃料が高圧プレナムに抜けるまでの間の再臨界を如何に排除し、かつ、ラッパ管の健全性 (熔融燃料プールの分断能力) を如何に確保するかが課題。 	<ul style="list-style-type: none"> 初期遷移過程までの投入エネルギー範囲を同定するための検討が必要。 今後、FAIDUS/ABLE の (静定までを含めた) サクセスシナリオを検討するとともに、それを検証するための R&D 計画を具体化する必要あり。 	<p>重点検討項目 (図 3.2-1)</p>																				
5. 構造健全性評価	①熱応力に対する構造健全性評価	<ul style="list-style-type: none"> プラント熱過渡解析: 基本的には前年度の解析結果を用いるが、炉心下部構造の評価用に「SG 入口放出弁誤閉」の解析を追加。 構造解析: 炉容器壁、炉容器下部構造、IHX スカート付け根部及び 1 次主配管の評価を行い、厳しい部位はあるものの構造健全性が見通し及び炉容器ライナの削減 (2→1 枚) の可能性を得た。 <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>発生応力</th> <th>制限値</th> <th>評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉容器 (下部鏡: 球型鏡)</td> <td>Pm23.6Mpa</td> <td>フィレット制限</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>炉容器胴 (吸込み高さ部)</td> <td>250Mpa</td> <td>330MPa</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>1 次主配管 (H/L エルボ部)</td> <td>229Mpa</td> <td>390MPa</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>IHX スカート付け根部</td> <td>疲労 0.610</td> <td>0.814</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	部位	発生応力	制限値	評価	炉容器 (下部鏡: 球型鏡)	Pm23.6Mpa	フィレット制限	○	炉容器胴 (吸込み高さ部)	250Mpa	330MPa	○	1 次主配管 (H/L エルボ部)	229Mpa	390MPa	○	IHX スカート付け根部	疲労 0.610	0.814	○	<ul style="list-style-type: none"> プラント熱過渡解析については、適切な時期に一式見直しが必要 (完全自然循環型崩壊熱除去系の採用等の設計変更を反映)。 炉容器下部鏡が皿形では不成立であることが判明し、鏡板を半球形にする等の対策で見通しを得た。今後、鏡形状の最適化、高応力部の形状、条件の検討を進める。 12Cr 系鋼の開発及び材料基準の整備 一部材料データが存在しない物性値については 9Cr 系鋼の物性値を使用。 	<p>図 2.3-3</p>
	部位	発生応力	制限値	評価																				
炉容器 (下部鏡: 球型鏡)	Pm23.6Mpa	フィレット制限	○																					
炉容器胴 (吸込み高さ部)	250Mpa	330MPa	○																					
1 次主配管 (H/L エルボ部)	229Mpa	390MPa	○																					
IHX スカート付け根部	疲労 0.610	0.814	○																					
②耐震性評価	<ul style="list-style-type: none"> 炉容器、炉心、燃料交換機、1 次主配管について、耐震解析 (地震カレファレンス S₂ 波、水平免震、上下耐震の条件) 及び評価を行い、必要な性能と健全性が見通しを得た。 また、今後、入力地震力の増加等、条件が厳しくなる可能性が大きいことから、実証炉波での評価に加え、入力増加に対する余裕と、余裕の少ないものについては影響度と対策を検討した。 <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>評価事項</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心</td> <td>反応度投入等</td> <td>許容値に対する裕度約 1.4 倍</td> </tr> <tr> <td>炉容器</td> <td>座屈</td> <td>許容値に対する裕度約 1.3 倍</td> </tr> <tr> <td>燃料交換機</td> <td>地震時 UIS との干渉</td> <td>S1、S2 地震において干渉しないことを確認</td> </tr> <tr> <td>1 次主配管 H/L</td> <td>固有値</td> <td>水平 6.95Hz > 3Hz, 上下 38Hz > 15Hz (基準値満足)</td> </tr> </tbody> </table>	部位	評価事項	評価結果	炉心	反応度投入等	許容値に対する裕度約 1.4 倍	炉容器	座屈	許容値に対する裕度約 1.3 倍	燃料交換機	地震時 UIS との干渉	S1、S2 地震において干渉しないことを確認	1 次主配管 H/L	固有値	水平 6.95Hz > 3Hz, 上下 38Hz > 15Hz (基準値満足)	<ul style="list-style-type: none"> 国で実施中の「耐震指針」見直しに注目し必要に応じて見直しを行う。 未評価の部位 (2 次系等) について、必要に応じて評価を行う。 							
部位	評価事項	評価結果																						
炉心	反応度投入等	許容値に対する裕度約 1.4 倍																						
炉容器	座屈	許容値に対する裕度約 1.3 倍																						
燃料交換機	地震時 UIS との干渉	S1、S2 地震において干渉しないことを確認																						
1 次主配管 H/L	固有値	水平 6.95Hz > 3Hz, 上下 38Hz > 15Hz (基準値満足)																						

表 2-1 (5/6) 平成 13 年度の研究成果概要

大項目	中項目	研究成果 (概要)	今後の課題	関連図
5. 構造健全性評価 (続き)	③合体機器の成立性評価	<ul style="list-style-type: none"> 機械式ポンプの回転振動等による IHX 伝熱管とバップル板との接触摩擦量を評価した。合体機器の振動解析により伝熱管に作用するワークレート (磨耗作用量) を計算し、プラント寿命 (60 年) 中の伝熱管の摩耗深さを計算した。 その結果、伝熱管の許容摩耗量深さが 0.255mm であるのに対し、摩耗深さ (計算値) は 0.142mm であり、伝熱管の健全性を確保できる見通しが得られた。 	<ul style="list-style-type: none"> ポンプ振動の伝熱管への伝達メカニズムについて、振動試験により把握し、解析モデルによる評価の妥当性を確認する。 また、伝熱管材料の摩耗定数を把握する。 	重点検討項目 (図 3.1-3)
	④大口径・高流速配管の構造健全性評価	<ul style="list-style-type: none"> 1 次系 H/L、C/L 配管を対象に、実証炉の逆 U 字管流体力振動試験で実測されたエルボ部の圧力変動データ等をベースとした入力条件を用いてランダム振動予備解析を実施。 各配管での最大応力は、暫定値として用いた 2%Cr-1Mo 鋼の設計疲労限度以下となることを確認。今後、振動特性の解析精度を向上させるためには、流体力による圧力変動や減衰比等の把握が必要であることが明確になった。 	<ul style="list-style-type: none"> H/L 配管を模擬した 1/3 縮尺水流動・振動試験により、流体力振動特性を支配するデータ (配管内流況、圧力変動の大きさ、相関等) を取得。 複数エルボ (1 次系 C/L 配管) 体系での振動評価方法の検討。 	重点検討項目 (図 3.1-2)
6. 熱流動評価	①炉上部プレナム内流動	<ul style="list-style-type: none"> ディッププレートに設置するラビリンス等の具体的な構造を設定するとともに、UIS 切欠き部形状やコールドトラップ配置変更を多次元流動解析モデルに反映して、定格運転時の上部プレナム内流況を評価した結果、液面部最大流速は 7cm/s まで低減しガス巻き発生を防止できる見通し。 原子炉トリップ時の温度成層化に関しては、上部プレナム内では H/L 吸い込みレベルで急峻な温度勾配 (約 700°C/m) が形成されるが、炉容器は構造的に成立。また、H/L 配管の水平部についても、配管 Ri 数が 5 以下 (ピストン流条件) となり、温度成層化が生じない見通し。 	<ul style="list-style-type: none"> 三次元流動解析による下記の検討・評価。 <ul style="list-style-type: none"> 流動適正化の観点からの機器配置の検討 一低液位時 (燃交) や事故時の評価 DRACS 除熱時の自然循環特性評価 1/10 縮尺水流動試験によるプレナム全体流況の把握、各種流動適正化策の比較検討。 液面プレナム部分モデル試験装置の設計。 ガス巻き込み評価基準の検討。 	重点検討項目 (図 3.1-1)
	②IHX 上部プレナム内流動	<ul style="list-style-type: none"> 1 つのノズルから 1 次 Na が流入する IHX 上部プレナムを対象に、定格運転時における伝熱管への流量配分を三次元流動解析により評価。上部プレナム内に堰と多孔板を組合せた整流構造を設置することで、周方向 ± 5%、径方向 ± 15% 以内で管内への流速分布を均一化できる見通しであり、中型炉での伝熱管座屈評価における指標 (流量配分 ± 20% 以内) を満足。 	<ul style="list-style-type: none"> ポンプ側との構造的な干渉がないかを確認。 IHX 伝熱流動特性に関する R&D 課題の整理。 	図 2.3-4
	③大口径・高流速配管内流動	<ul style="list-style-type: none"> 単一エルボ体系での既存試験データに基づき、配管内の速度分布やエルボによる乱れの影響範囲等に関する知見を調査・整理するとともに、H/L 配管を対象とした 1/3 縮尺の水流動・振動試験の実施に向け、試験計画の立案及び試験体の基本設計を進めた。 	<ul style="list-style-type: none"> 1/3 縮尺水流動・振動試験装置の設計・製作。 1/10 縮尺プレナム水流動試験による、H/L 配管エルボ部でのキャビテーション発生条件検討。 エロージョン・キャビテーション特性の調査、Na 中材料試験装置の概念検討。 	重点検討項目 (図 3.1-2)
	④水プール直接貯蔵に関わる燃料集合体除熱特性	<ul style="list-style-type: none"> 洗浄室内における Ar ガス冷却性能に関し、通常時に被覆管温度 250°C を維持するためのガス風量、並びに冷却系が機能喪失した場合において被覆管制限温度 700°C に達するまでの時間余裕を評価。 	<ul style="list-style-type: none"> Ar ガス冷却系、水注水系の設備仕様の具体化、運用方法の検討。 全交流電源喪失時の冷却系作動を考慮した非常用電源容量の検討。 	重点検討項目 (図 3.1-4)
7. 運転・保守補修性等の検討	①プラント運用、運転制御に関する検討	<ul style="list-style-type: none"> タービン：主、原子炉：従の協調制御方式を採用、設計条件を設定。もんじゅの設計条件に加えて、所内単独運転を可能とする条件 (90%程度の負荷喪失への追従) を追加。制御量と操作量の対応を決め、各制御系の基本的な制御ブロック図を設定。 通常起動・停止、代表的な異常事象について、プラント運用を設定。 	<ul style="list-style-type: none"> プラント制御特性解析による制御性の確認。「負荷喪失→所内単独運転」など。 	
	②ISI、保守補修計画の検討	<ul style="list-style-type: none"> 炉内構造物の複雑化及び Na バウンダリ局限化等の実用炉の特徴を考慮しつつ、各機器の ISI 計画及び保守・補修項目を設定した。 また、IHX 伝熱管の補修計画について具体化し、その構想を明らかにした。 さらに、Na ドレンなしでの検査補修技術の可能性を追求し、上記で設定した検査・補修計画に対する現状の技術の評価を行い、課題を抽出した。 	<ul style="list-style-type: none"> 60 年寿命に対する適切な検査周期を設定する。 各機器の検査・補修の具体化、検査・補修機器へのアクセスルートの設定、建屋設計への反映。 	重点検討項目 (図 3.3-3)
	③定検期間、建設期間の検討	<ul style="list-style-type: none"> 今年度のプラント概念の検討結果を反映した定検工程は、燃料移送方法の工夫による燃料交換時間の短縮及び燃料体数の削減に伴う燃料交換所要時間の短縮により、前年度に設定した 40 日から 38 日に短縮された。 建設期間は、クリティカル工程 (コンクリート建屋部分の工事) となる格納容器の容積は変わってないため、前年度と同じ 46 ヶ月となった。また、大型ユニット工法の適用による建設工程の短縮を図ったが、輸送重量制限より短縮は困難であることがわかった。 	<ul style="list-style-type: none"> 特になし。 	図 2.6-1 図 2.6-2

表 2-1 (6/6) 平成 13 年度の研究成果概要

大項目	中項目	研究成果 (概要)	今後の課題	関連図																																								
8. 経済性評価	①建設コスト及び発電コストの評価	<p>・経済性評価用物量データ：</p> <table border="1" data-bbox="589 377 1077 573"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>前年度</th> <th>今年度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NSSS 物量合計</td> <td>2628t</td> <td>2778t</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋容積</td> <td>12 万 m³</td> <td>11.2 万 m³</td> </tr> <tr> <td>建設期間</td> <td>46 ヶ月</td> <td>46 ヶ月</td> </tr> <tr> <td>定検期間</td> <td>45 日</td> <td>44 日</td> </tr> <tr> <td>稼働率</td> <td>91.9%</td> <td>92.6%</td> </tr> <tr> <td>所内負荷率</td> <td>4.1%</td> <td>4.1%</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 定検期間は標準/標準外の平均日数を示す</p> <p>・建設単価及び発電単価：</p> <table border="1" data-bbox="589 652 1391 762"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">メーカー評価値</th> <th colspan="2">JNC 評価値</th> </tr> <tr> <th>前年度</th> <th>今年度</th> <th>前年度</th> <th>今年度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>建設単価 (注1)</td> <td>97.5%</td> <td>97%</td> <td>85.5%</td> <td>82.5%</td> </tr> <tr> <td>発電単価</td> <td>—</td> <td>4.5 円/kWh</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 建設単価は基準値に対するパーセンテージを示す。 (注2) 発電単価は送電端の値、燃料費 1.1 円/kWh、運転費 0.9 円/kWh と仮定。</p>	項目	前年度	今年度	NSSS 物量合計	2628t	2778t	原子炉建屋容積	12 万 m ³	11.2 万 m ³	建設期間	46 ヶ月	46 ヶ月	定検期間	45 日	44 日	稼働率	91.9%	92.6%	所内負荷率	4.1%	4.1%	項目	メーカー評価値		JNC 評価値		前年度	今年度	前年度	今年度	建設単価 (注1)	97.5%	97%	85.5%	82.5%	発電単価	—	4.5 円/kWh	—	—	・特になし。	
項目	前年度	今年度																																										
NSSS 物量合計	2628t	2778t																																										
原子炉建屋容積	12 万 m ³	11.2 万 m ³																																										
建設期間	46 ヶ月	46 ヶ月																																										
定検期間	45 日	44 日																																										
稼働率	91.9%	92.6%																																										
所内負荷率	4.1%	4.1%																																										
項目	メーカー評価値		JNC 評価値																																									
	前年度	今年度	前年度	今年度																																								
建設単価 (注1)	97.5%	97%	85.5%	82.5%																																								
発電単価	—	4.5 円/kWh	—	—																																								

表 2-2 (1/2) フェーズIIにおける設計要求

基幹電源の設計要求

<p>安全性</p>	<p>①安全要求</p> <p>(1) 決定論的安全要求 開発目標に掲げる高い安全性を実現するために、十分な多重・多様性を有した能動的な安全設備に加え、必要に応じて受動的な安全機能を導入するとともに、仮想的な炉心損傷時の影響を原子炉容器内あるいは格納施設内で終息させる設計とする。(炉型毎の要求については「⑥個別要求」を参照)</p> <p>(2) 確率論的安全要求 決定論的安全要求を補完する目的で、炉心損傷発生頻度の要求値として10^{-6}/炉年未満を達成できる見通しを示すこと。さらに、炉心損傷あたりの格納機能の非信頼度を十分低く維持できる見通しを示すこと。</p> <p>②安全設計の基本的原則の遵守 原則として、現行軽水炉に適用される基準、指針類及び「もんじゅ」の安全審査で適用された基準、指針類、高速増殖実証炉の設計研究における考え方を参考にし、選定した冷却材、燃料及びプラント概念の特徴を考慮した設計とする。</p> <p>③原子炉停止機能への要求 原子炉停止系には受動的な炉停止能力(例えば、SASS)を付加するか、あるいは、事象進展緩和を可能とする受動的機構(例えば、GEM)を付加するとともに運転員の介入による事象終息が可能な設計とする。なお、軽水炉のように1時間程度の短時間(基準値)で炉心損傷に至らないシステムの場合には、運転員の介入により炉心損傷が防止できることを示すことにより、受動的な炉停止機能を不要とすることができる。</p> <p>④崩壊熱除去機能への要求 炉停止後の崩壊熱除去機能について、多重性あるいは多様性をもたせるとともに、全交流動力電源の喪失を想定しても炉心冷却が可能な設計とする。また、事故管理方策により、その機能回復が図れる設計とする。</p> <p>⑤炉心損傷に対する格納機能の確保 代表的な炉心損傷事象に対し、選定したプラント概念及び着目する事象の特徴を考慮して、以下の事項を含め、リスク低減の観点から期待できる合理的な対策を講ずることによって事故影響の局限化を図る。 ・高速炉の炉心燃料の特徴を踏まえて、炉心損傷の事象推移過程において再臨界に伴う有意な機械的エネルギー発生が防止できる対策を講ずる(再臨界回避)。 ・さらに事故後の融体静定、熱除去、放射性物質の閉じ込めを可能な限り炉容器内で達成し、格納施設への熱・機械的負荷を大幅に緩和して放射性物質の閉じこめ能力を確保することで、炉心損傷の影響を周辺環境に有意に及ぼさない設計とする。</p> <p>⑥個別要求 上記の要求に加えて、検討対象とする各概念の特徴に応じて以下の事項に留意した設計とする。(ナトリウム炉以外の炉への個別要求は省略)</p> <p>(1) ナトリウム炉 ・低圧系とすることが可能な特長を活かし、漏洩の原因となる異常を極力排除する。漏洩を仮定しても静的機器により冷却材を確保して炉心冷却が可能な設計とするとともに、漏洩の影響を局限化できる設計とすること。 ・ナトリウムと水の熱交換を行う蒸気発生器については、その漏洩が炉心の安全性を損なわないように発生防止、発生時の拡大防止の両面から十分な対策を施すこと。異常拡大防止については、異常の早期検出と水系の減圧操作により影響の局限化を追求すること。 ・炉心損傷の影響については、ナトリウムの高い伝熱特性を活かして原子炉容器内での終息を図ること。</p>
<p>経済性</p>	<p>FBR 本格実用化段階における経済性については、第一段階として発電単価の要求値である4円/kWhを達成できる見込みを有すること。また、第二段階として、海外における発電単価の動向を視野に入れ、経済性に関する国際的水準を達成する見通しを得ること。ただし、発電単価は、建設費、運転維持費、燃料費、廃止措置費の区分で検討すること。なお、燃料費については、適合する再処理及び燃料製造システムの検討結果との整合性を図ること。</p> <p>以下に、経済性に関する要求値、目標値及び基準値を示す。</p> <p>(1) 要求値</p> <p>[発電単価] 将来の軽水炉サイクルによる発電単価の試算値(4.3円/kWh)を視野に入れ、発電単価の要求値を4円/kWhとする。</p> <p>[連続運転期間] 現行軽水炉の運転期間(12±1)ヶ月を考慮し、連続運転期間の要求値を13ヶ月以上とする。</p> <p>[プラント寿命] プラント寿命に関する国際的動向を勘案し、プラント寿命の要求値を60年とする。</p> <p>(2) 目標値</p> <p>[建設工期] 軽水炉における建設工期短縮の動向を勘案し、大型炉の建設工期の目標値を42ヶ月とする。また、建設工期の短縮が期待できる中型モジュール炉の建設工期の目標値を36ヶ月とする。</p> <p>(3) 基準値</p> <p>[建設単価] 軽水炉における建設コスト低減を勘案し、建設単価の基準値を20万円/kWeとする。</p> <p>[燃焼度] サイクルコスト及びバックエンド負荷軽減を図るため、ブランケット燃料を含む全炉心平均燃焼度の基準値を6万MWh/tとする。また、炉心性能における燃焼度の目安として、炉心燃料平均燃焼度の基準値を15万MWh/tとする。</p> <p>[連続運転期間] 軽水炉における運転サイクル長期化の動向を勘案し、連続運転期間の基準値を18ヶ月とする。</p> <p>[稼働率] 将来型軽水炉における検討状況を勘案し、稼働率の基準値を93%とする。</p>

表 2-2 (2/2) フェーズIIにおける設計要求

基幹電源の設計要求

<p>環境負荷 低減</p>	<p>①TRU 燃焼 半減期が長い超ウラン元素を混入した低除染・TRU 燃料を燃焼させ、高レベル放射性廃棄物中の放射能毒性の低減を図ることを目的として、下記の2ケースについてTRU 燃焼特性を評価すること。 (1) FBR マルチリサイクル (2) 長期貯蔵LWR-SF を視野に入れたサイクル②FP の核変換による放射能低減 ・発電用原子炉として求められる安全要求及び性能要求を満たしつつ、対象となるFP 核種選定、装荷時の化学形態及び装荷位置を検討して、期待される核変換能力を把握し、高速炉炉心での核変換による環境負荷低減能力を評価すること。 ・各核種の化学形態については、再処理・分離工程、各冷却材との適用性、装荷位置と核変換効率等を考慮して、有望な化学形態を選定すること。 ・設計要求として、当面、検討対象とするFP 核種は、Se-129、Zr-93、Tc-99、Pd-107、Sn-126、I-129 及びCs-135 と暫定するが、今後の検討により上記核種以外についても検討対象とする場合には、追加された核種に対しても検討を実施すること。 ・炉内発生量、放射能、半減期、発熱量、地中における移動性等の観点から環境負荷ポテンシャルが高い I-129 及び Tc-99 については、代表的な炉心での核変換率、炉心特性への影響、放射性廃棄物への移行率などを評価し、当該核種の核変換に最適な炉心概念について検討すること。 ・I-129 及び Tc-99 以外の長寿命核種については、同位体分離を含めた核変換の効果的方策について検討を進め、核変換技術の構築を進めること。 ・なお、FP 核変換を行う場合、サイクル・ロスを除いた増殖比の要求値を 1.0 以上とする。</p> <p>③運転廃棄物/廃炉廃棄物 環境負荷低減の観点から、通常のプラント運転で発生する廃棄物及び廃炉時に発生する廃炉廃棄物については、冷却材を含め可能な限り再利用が図れる設計とすること。 運転・保守における放射性固体廃棄物の発生量の目標値を現行軽水炉の 1/10 以下とする。 また、運転に伴う放射性気体及び液体廃棄物の環境への放出放射能に関する要求値を、単位発電量当たりの放出量を現行軽水炉の設置許可申請書記載値に対して同等以下とするとともに、これを更に低減する設計を目指すこと。 廃止措置に伴い発生する放射性固体廃棄物発生量(体積)を極力低減する設計を目指すこと。 なお、廃棄物発生量の評価については、国の検討動向を勘案した区分毎に評価すること。</p>
<p>資源 有効利用</p>	<p>①増殖性能 増殖炉心として、可能な限り低増殖から高増殖まで柔軟に対応できること。 増殖性能については、各冷却材の有する特長の活用を図り、プラント概念に応じた最適な値を目指した設計とすること。 増殖性能の評価については、低除染・TRU 燃料の使用を前提とするとともに、FP 核変換を行う場合のサイクル・ロスを除いた増殖比の要求値を 1.0 以上とする。 (1) 要求値 具体的な増殖性能の評価については、別途、導入シナリオへの適用性に基づき検討を実施する。(増殖性能に関する要求値は設定しない) (2) 目標値 [増殖比] 導入シナリオへの適合性向上の観点から、高い適合性を有する炉心が望ましいことから、増殖比の目標値を 1.2 以上とする。 [複利システム倍増時間] 増殖比と同様に、導入シナリオへの高い適合性を目指し、複利システム倍増時間の目標値を 30 年以下とする。</p> <p>②TRU 燃焼 資源の有効利用の観点から、下記の2ケースについてMA 核種を混入した低除染・TRU 燃料を経済的に燃焼できること。 (1) FBR マルチリサイクルでの組成及び含有率 (2) 長期貯蔵LWR-SF を視野に入れたサイクルでの組成及び含有率</p>
<p>核不拡散</p>	<p>核拡散抵抗性向上の観点から、以下の項目について設計上配慮すること。 ①燃料取扱設備は、核物質防護及び保障措置の対応を考慮した設計とすること。 ②新燃料及び使用済燃料については、意図しない接近を制限できること。</p>
<p>運転・ 保守補修性 (信頼性)</p>	<p>①日負荷追従運転が可能であること。 ②運転の簡素化、自動化、運転制御系の高度化、検査及びメンテナンスし易い設計等により、運転・保守作業におけるヒューマンエラーの防止、保守作業量の低減、運転員・保守員の省力化、保守作業員の被ばく低減を図ること。 ③化学的活性や毒性、放射化等、冷却材の有する特性を考慮し、運転性、保守補修性の向上を図ったプラント設計とすること。</p>

図2.2-1 レファレンス炉心 (ABLE型均質炉心) の炉心構成及び主要仕様

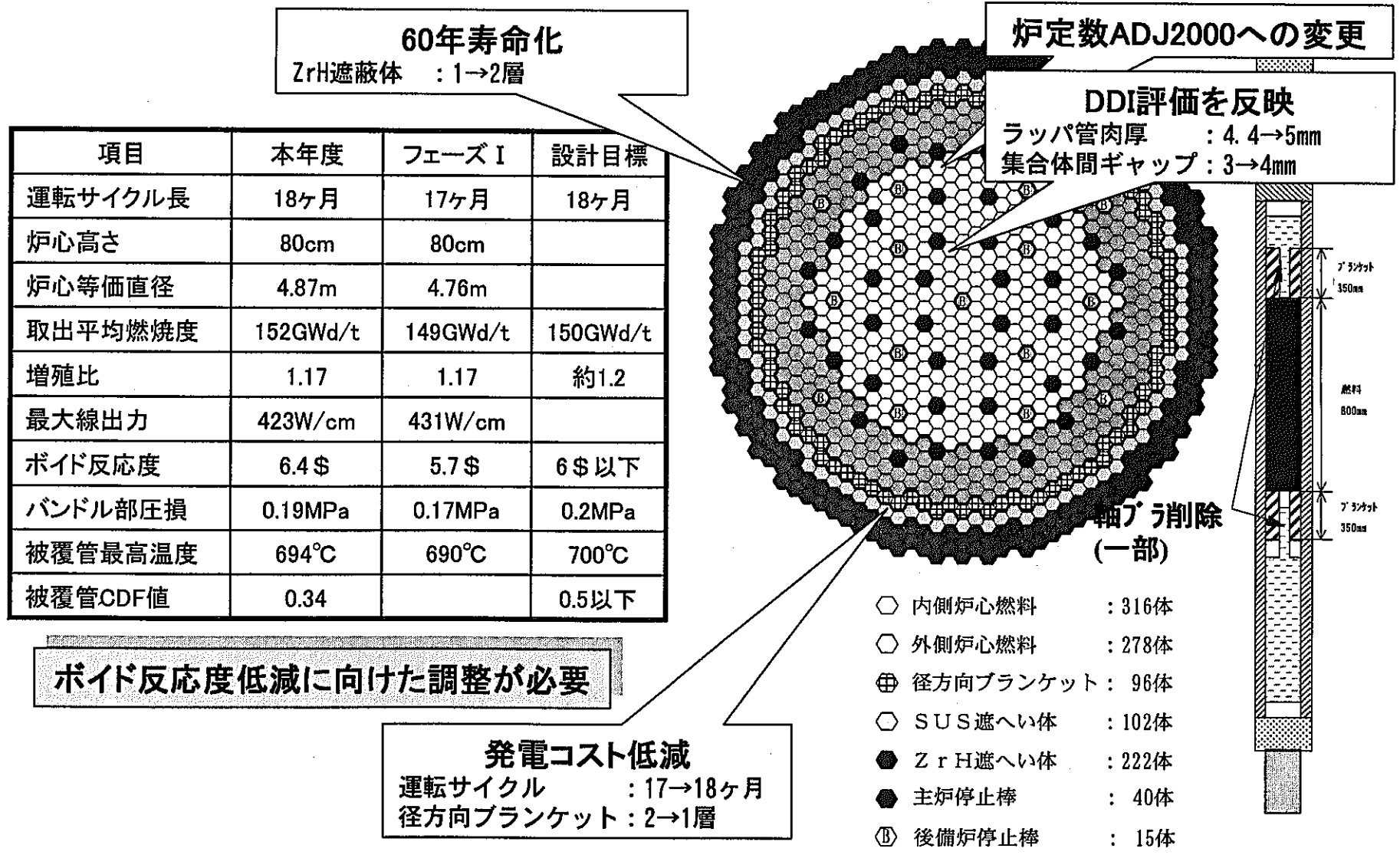


図2.2-2 炉心廻り遮蔽成立性評価結果

着眼点：累積高速中性子照射量、2次Na放射化量(IHX/DHX)

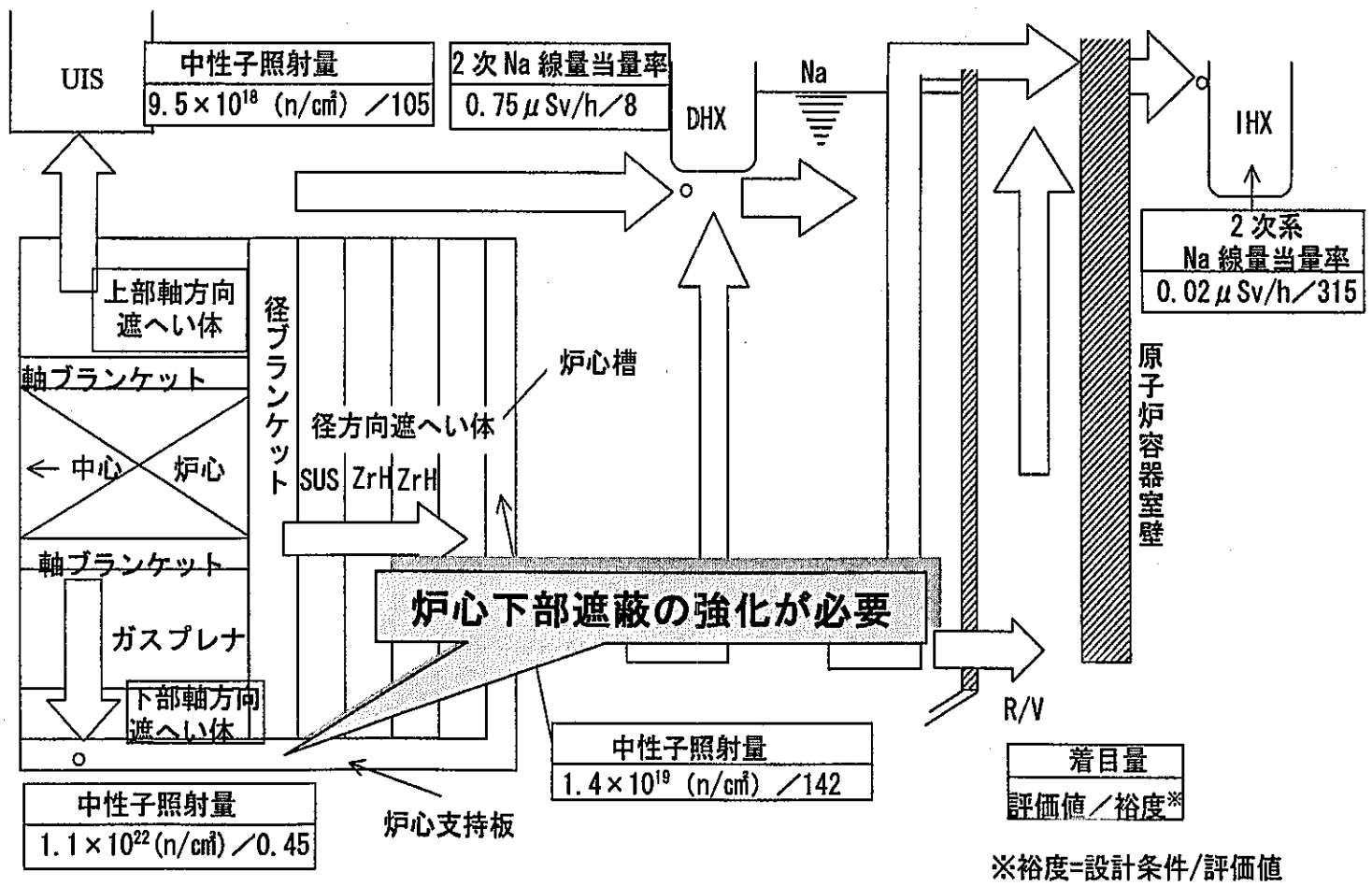


図2.2-3 原子炉構造概念

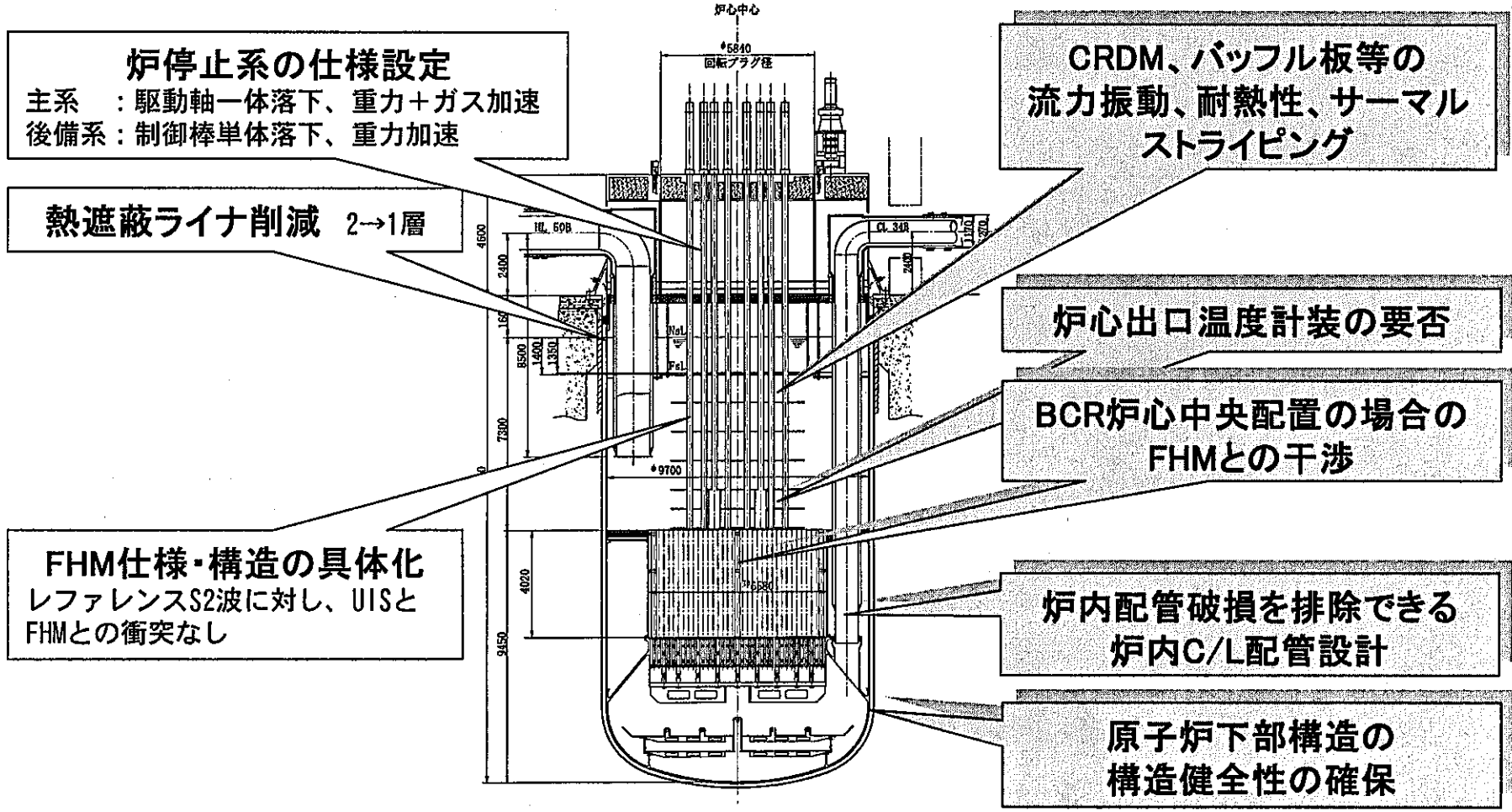
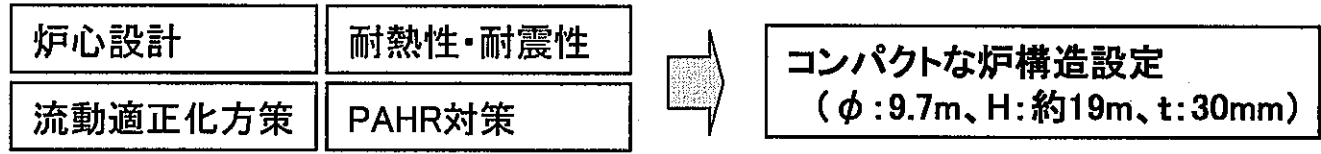
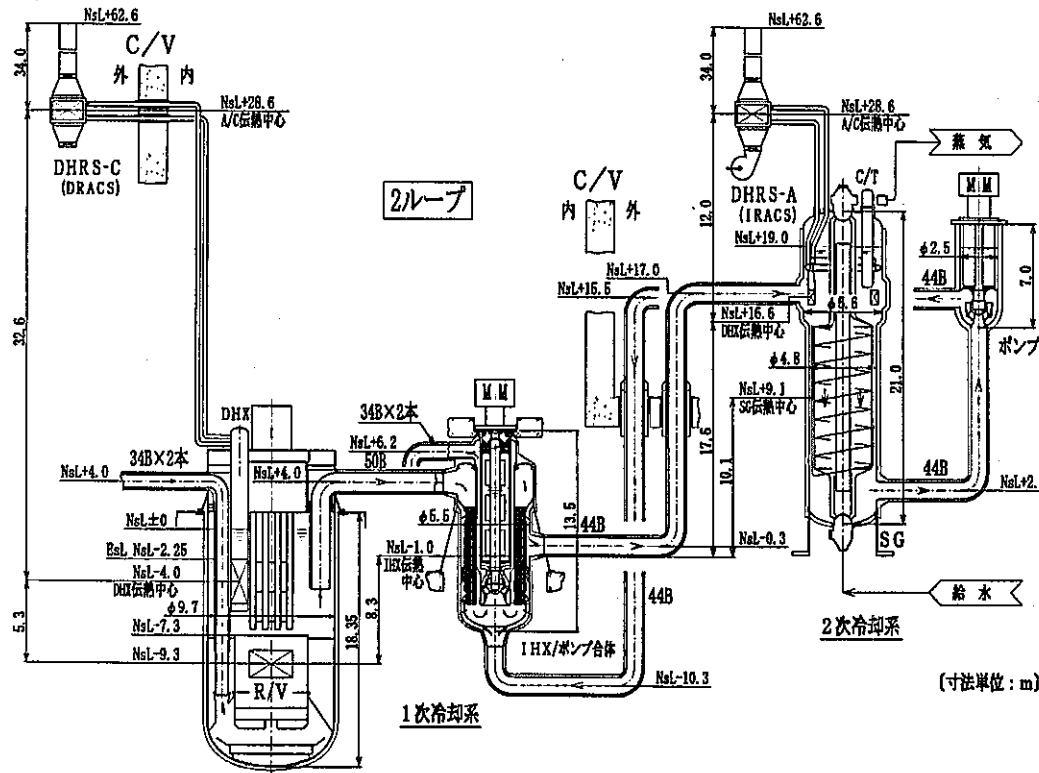


図2.2-4 1次・2次冷却系系統概念



フェーズ1からの大きな変更なし

1次・2次系系統基本仕様

原子炉出力：3570MWt

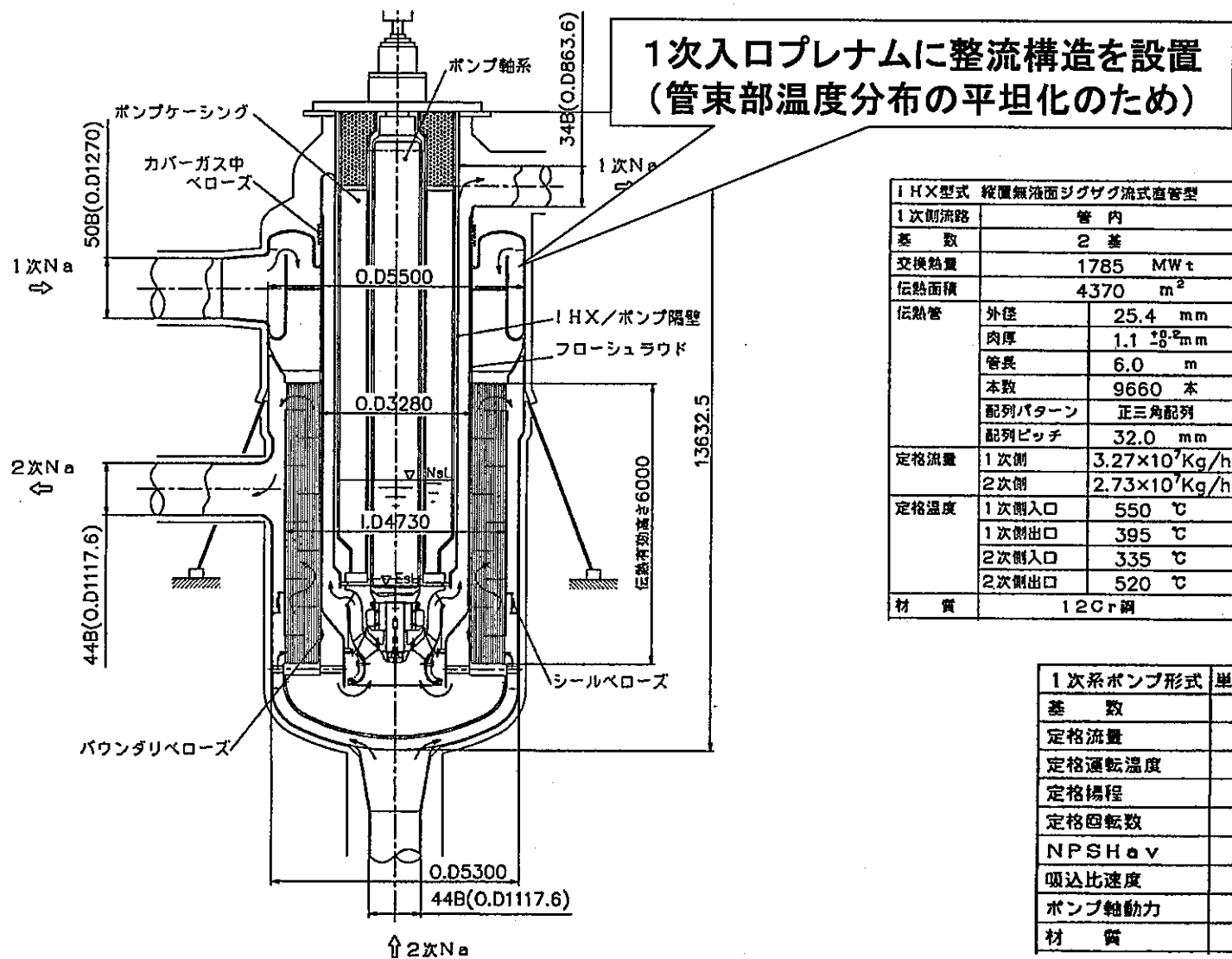
1次系

ループ数：2ループ
 冷却材温度：550°C/395°C
 配管口径：50B、34B×2
 カバーガス圧力：0.15MPa
 液位：FsL=NsL-1.35m
 EsL=NsL-2.25m

2次系

ループ数：2ループ
 冷却材温度：520°C/335°C
 配管口径：44B
 カバーガス圧力：0.1MPa
 最低液位：定格時液位-1.2m

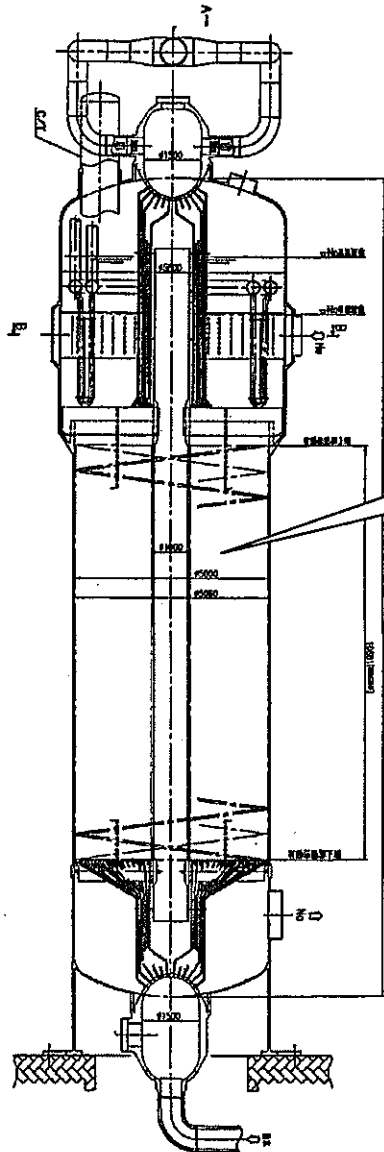
図2.2-5 IHX・1次ポンプ合体機器構造概念



IHX型式 縦置無液面ジグザグ流式直管型		
1次側流路	管内	
基数	2基	
交換熱量	1785 MWt	
伝熱面積	4370 m ²	
伝熱管	外径	25.4 mm
	肉厚	1.1 ±0.2 mm
	管長	6.0 m
	本数	9660 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	3.27×10 ⁷ Kg/h
	2次側	2.73×10 ⁷ Kg/h
定格温度	1次側入口	550 ℃
	1次側出口	395 ℃
	2次側入口	335 ℃
	2次側出口	520 ℃
材質	12Cr鋼	

1次系ポンプ形式	単段片吸込型(下吸込)
基数	2基
定格流量	636 m ³ /min
定格運転温度	395 ℃
定格揚程	76 mNa
定格回転数	554 rpm
NPSH _{av}	25 mNa
吸込比速度	1250
ポンプ軸動力	9300 kw
材質	12Cr鋼

図2.2-6 SG構造概念

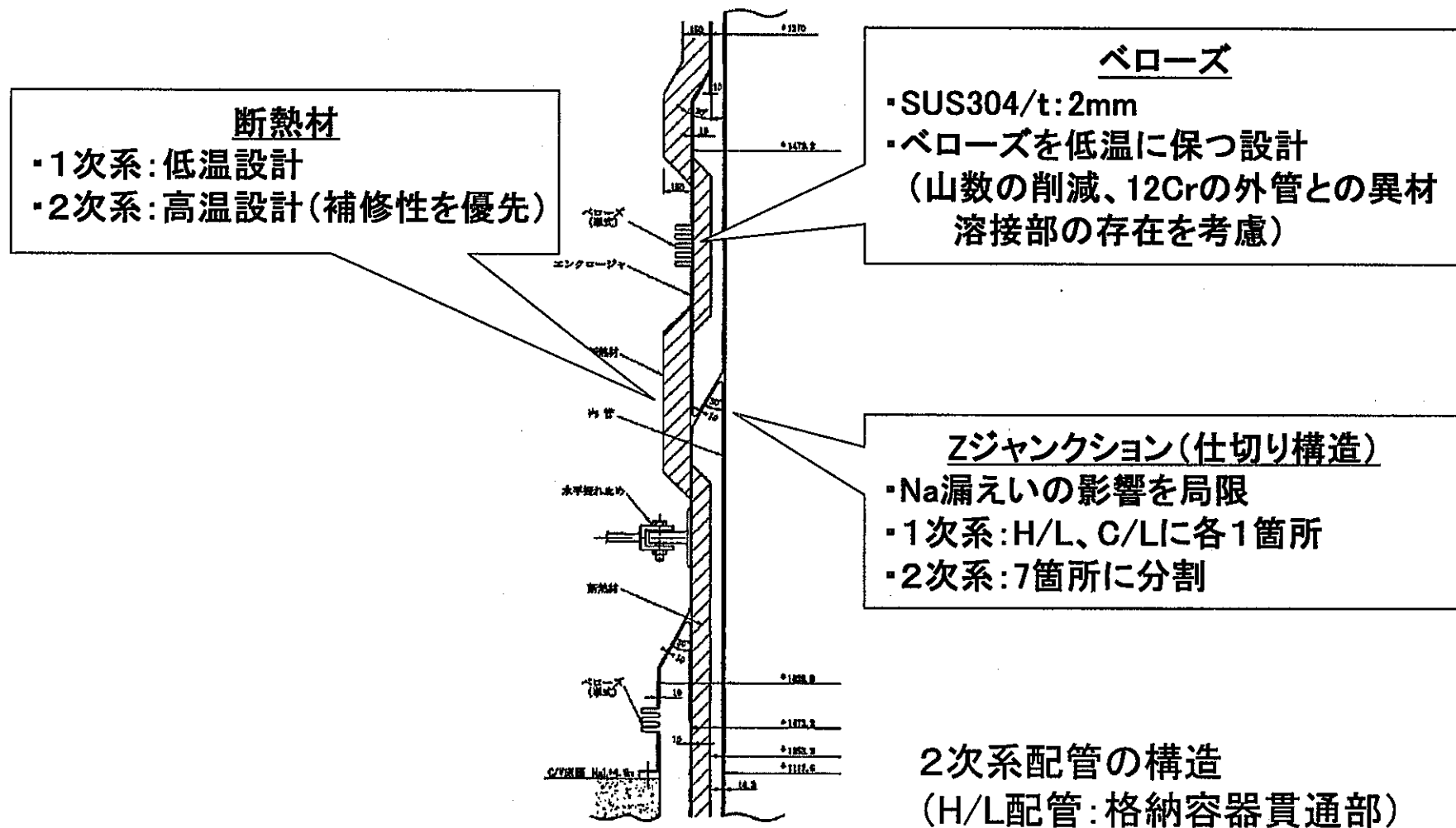


60年寿命化

- ・伝熱管肉厚: 3.1→3.3mm
 - Na側/水側の腐食しろ、摩耗しろを増加
 - 運転中の酸素濃度を10→5ppmとしてNa側腐食代の増加を抑制
- ・SG重量: 405→455t

SG型式 縦置有液面ヘリカルコイル型		
管内流体	水・蒸気	
管外流体	Na	
交換熱量	1785MWt	
伝熱面積	8290m ²	
伝熱管	外径	31.8mm
	肉厚	3.3mm (+10%, -0%)
	有効伝熱管平均長さ	102.7m
	本数	808本
管ピッチ	50mm/50mm	
定格流量	水・蒸気側	2.90×10 ⁶ kg/h
	Na側	2.73×10 ⁷ kg/h
定格温度	給水入口	240℃
	蒸気出口	497℃ (17.3MPa)
	Na入口	520℃
	Na出口	335℃
材質	12Cr鋼	
重量	455ton	

図2.2-7 1次・2次主配管の構造概念



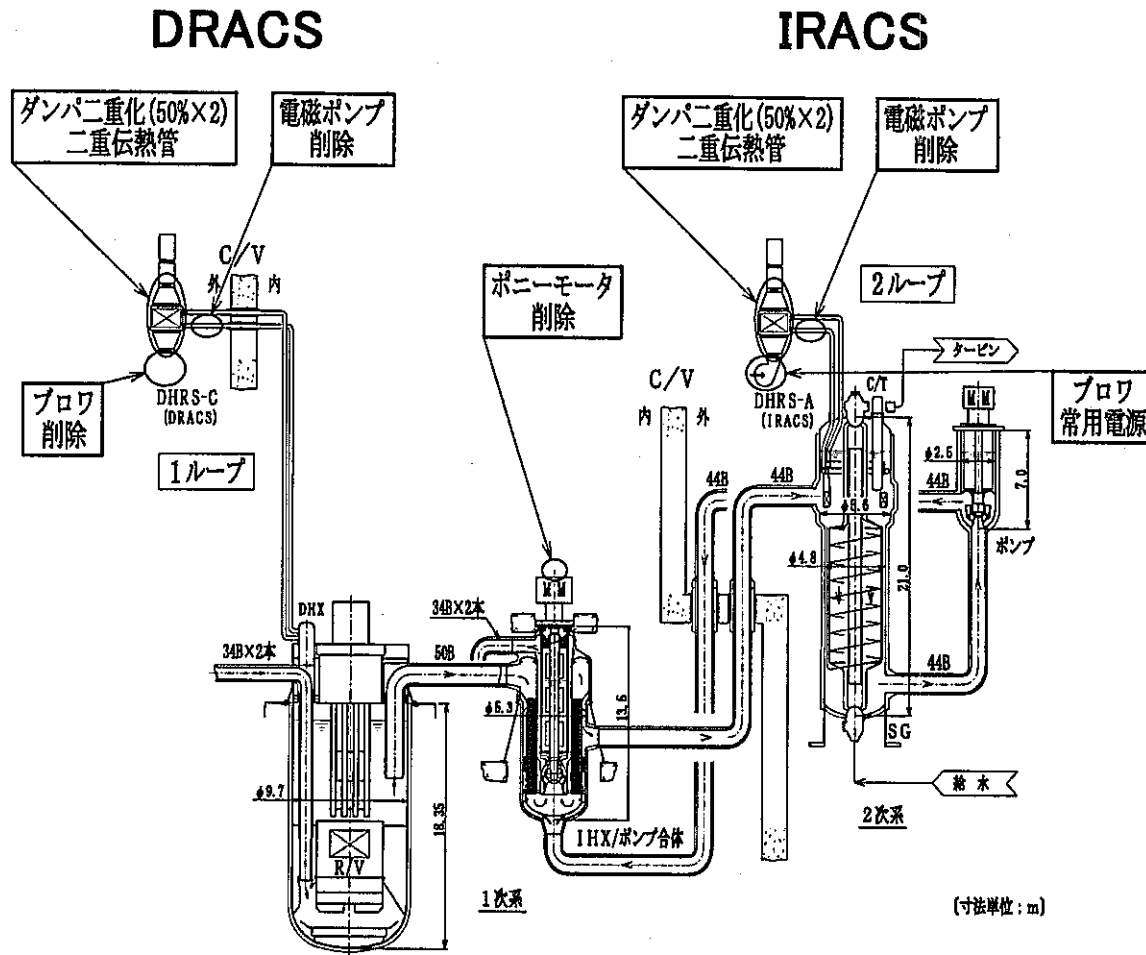
断熱材
 ・1次系:低温設計
 ・2次系:高温設計(補修性を優先)

ベローズ
 ・SUS304/t:2mm
 ・ベローズを低温に保つ設計
 (山数の削減、12Crの外管との異材溶接部の存在を考慮)

Zジャンクション(仕切り構造)
 ・Na漏えいの影響を局限
 ・1次系:H/L、C/Lに各1箇所
 ・2次系:7箇所に分割

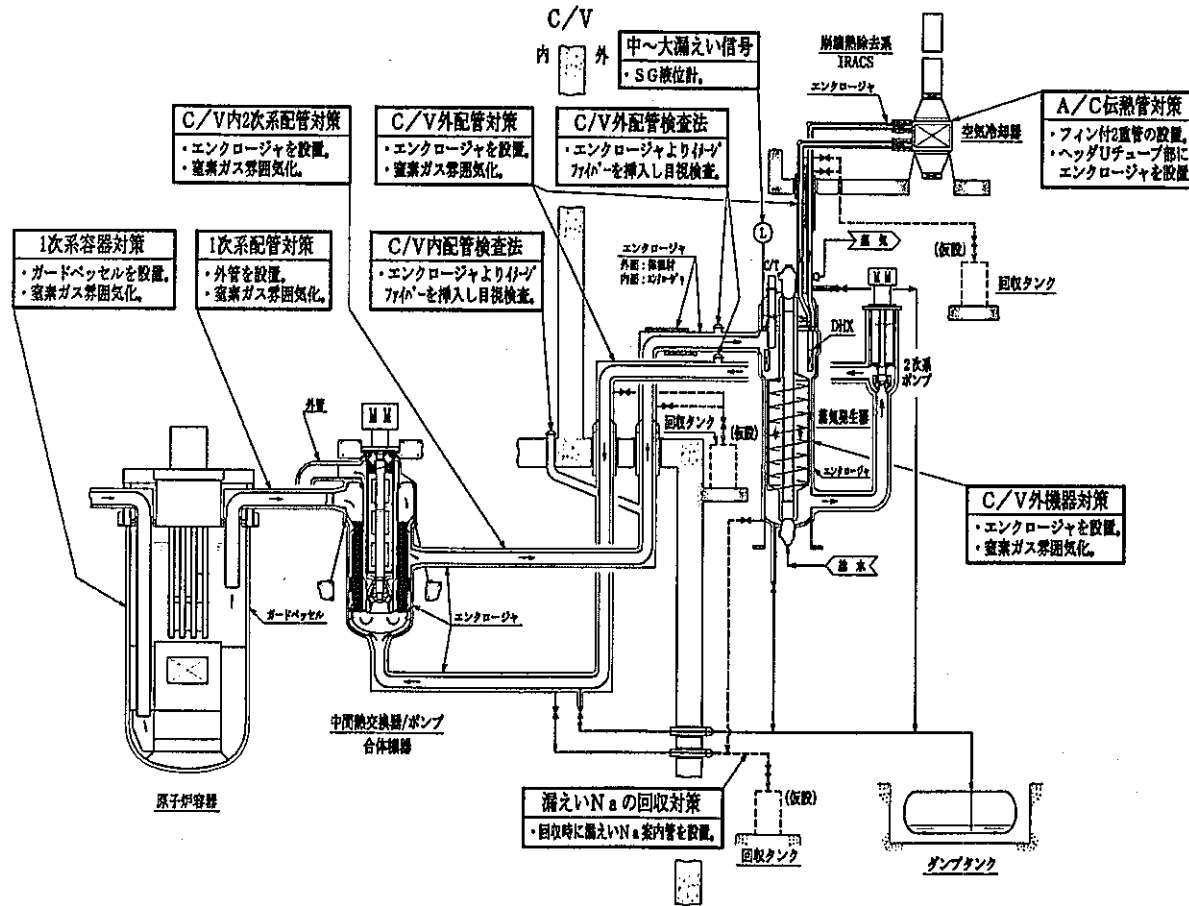
2次系配管の構造
 (H/L配管:格納容器貫通部)

図2.2-8 崩壊熱除去系系統概念



崩壊熱除去系系統基本仕様	
DRACS	
系統数	: 1 ループ
除熱量	: 23MWt/ループ
配管口径	: 14B
IRACS	
系統数	: 2 ループ
除熱量	: 23MWt/ループ
配管口径	: 14B
その他	: 常用の送風機設置

図2.2-9 Na漏えい対策設備概念



Na漏えい対策設備仕様

1次系:

- ・GV、外管の設置
(外管に仕切り構造)
- ・内部の窒素雰囲気化
- ・SID、LLD、液位計による漏えい検知

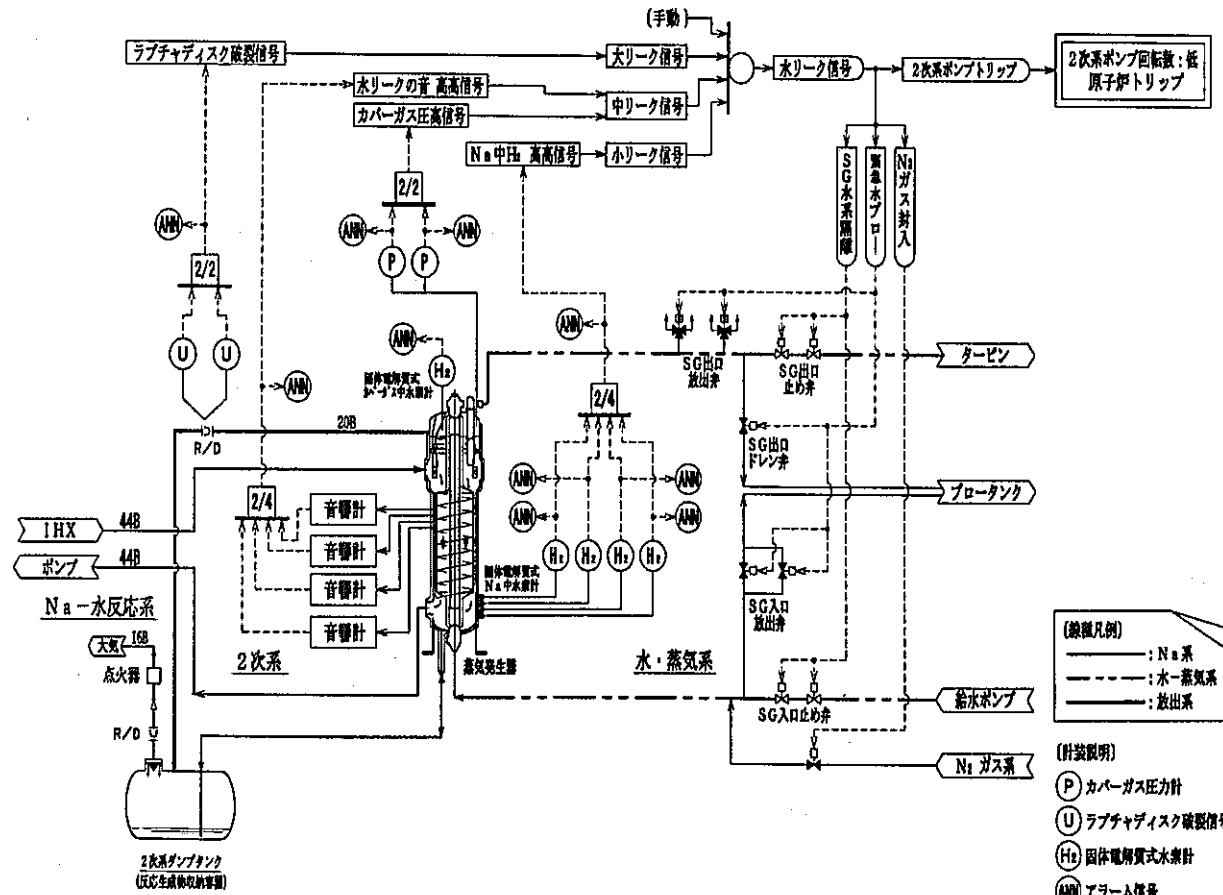
2次系:

- ・エンクロージャの設置
(配管部に仕切り構造)
- ・内部の窒素雰囲気化
- ・SID、LLD、液位系による漏えい検知

DHRS:

- ・A/Cに二重管式伝熱管を採用

図2.2-10 Na水反応対策設備概念



Na水反応対策設備仕様

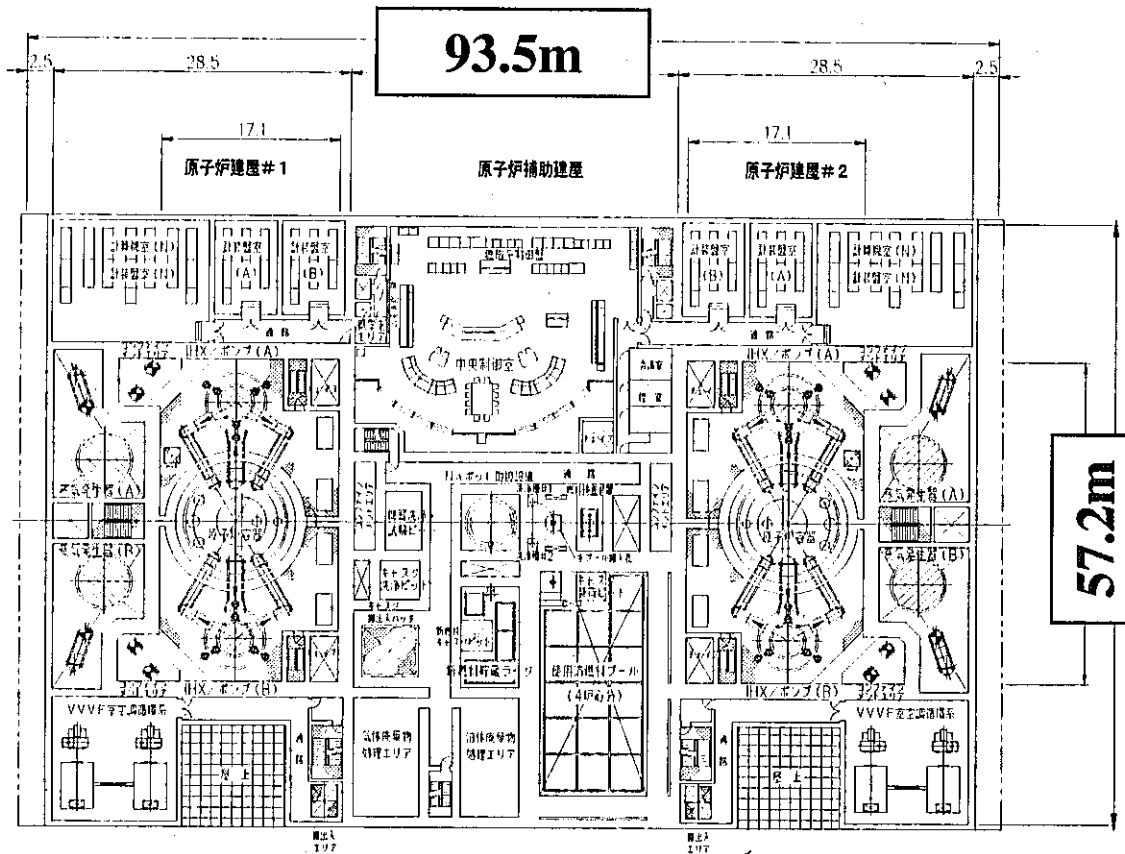
リーク検出

- ・小リーク: Na中水素計
(安全保護系並)
- ・中リーク: 音響計
(安全保護系並)
- ・中～大リーク: 圧力計
- ・大リーク: R/D破壊板

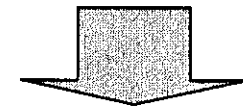
放出系

- ・配管: 20B
- ・サイクロンセパレータ削除

図2.2-11 原子炉建屋平面図



- 補助建屋と原子炉建屋の一体化による容積削減
- 燃料水プール貯蔵容積削減
- 水プール直接貯蔵方式燃取設備設計の反映

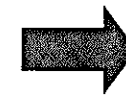


タービン建屋

補修の具体化、アクセスルート等の確認

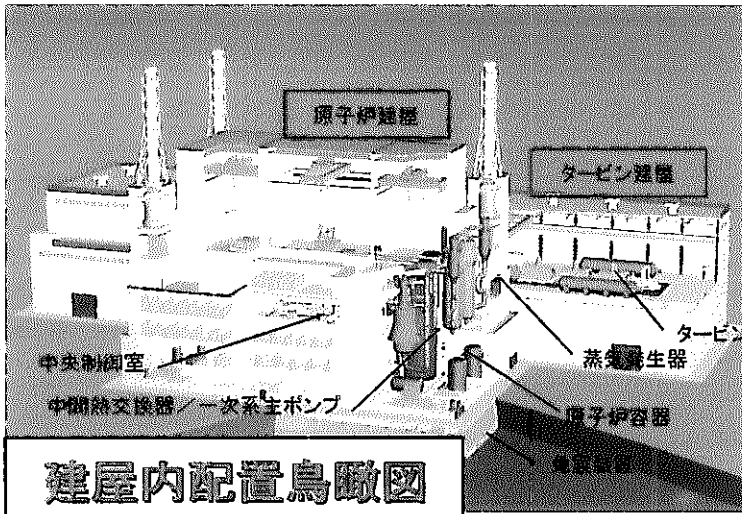
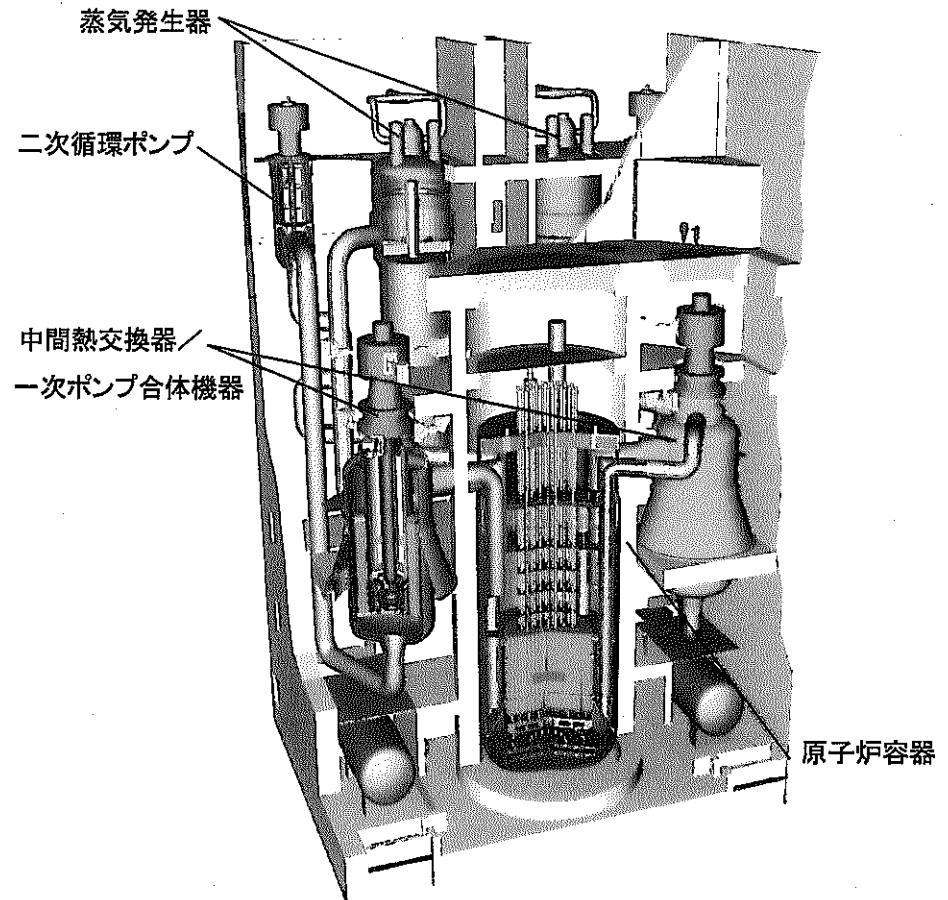
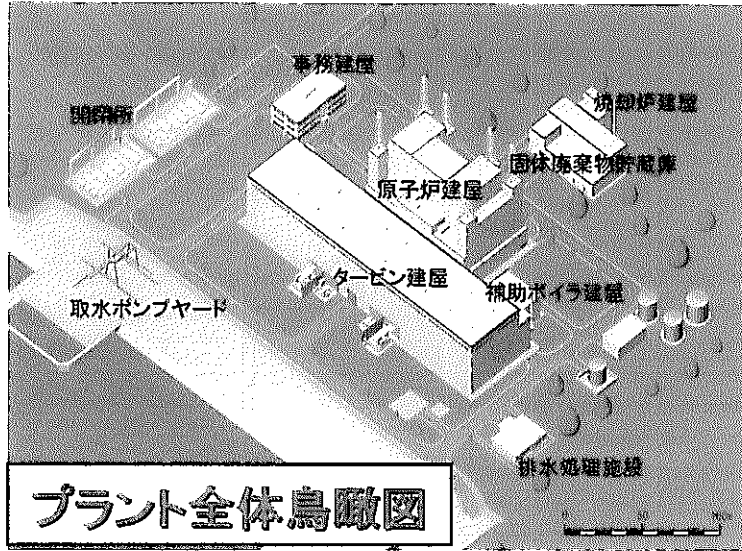
タービン建屋

フェーズ1
12万m³



今年度
11.2万m³
(7%削減)

図2.2-12 原子炉建屋鳥瞰図

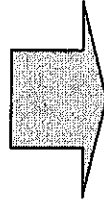


冷却系全体鳥瞰図

図2.3-1 制御棒誤引抜き解析・評価結果

有効なスクラム信号の数		
事象	主系	後備系
II	≥ 2 (*)	≥ 1
III	≥ 1	≥ 1
IV	≥ 1	—

(*) 炉心損傷に
至る可能性
がある事象

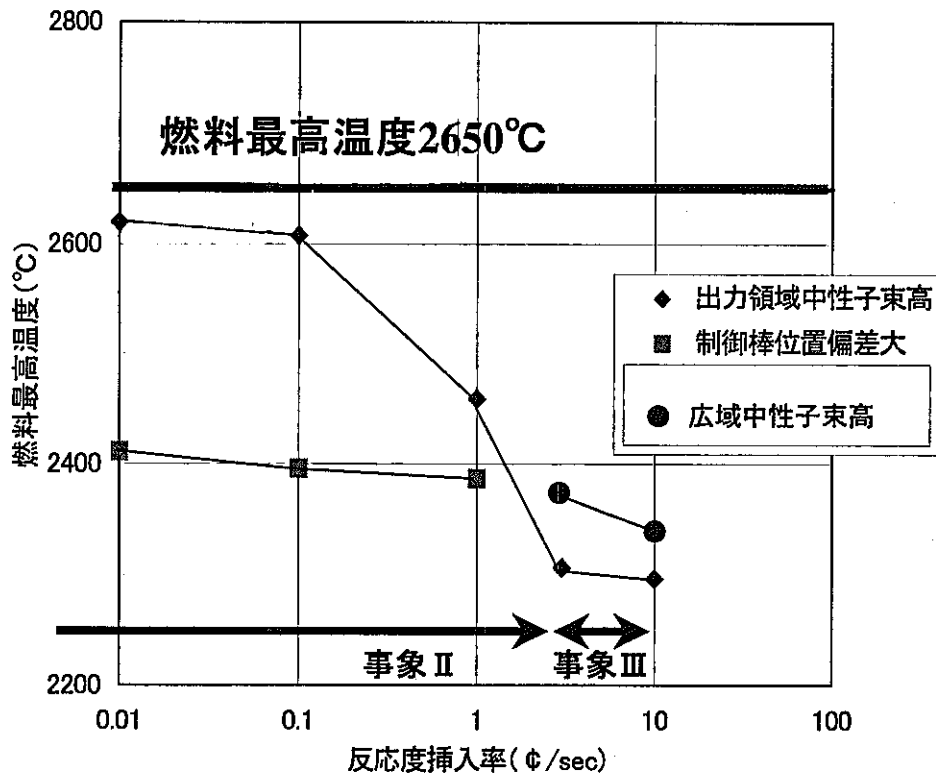


主系スクラム信号

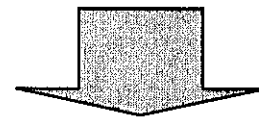
- 出力領域中性子束高 (112%)
- 制御棒位置偏差大 (50mm)

後備系スクラム信号

- 広域中性子束高 (117%)



後備系は低速引き抜き領域で
新たな信号の選定が必要

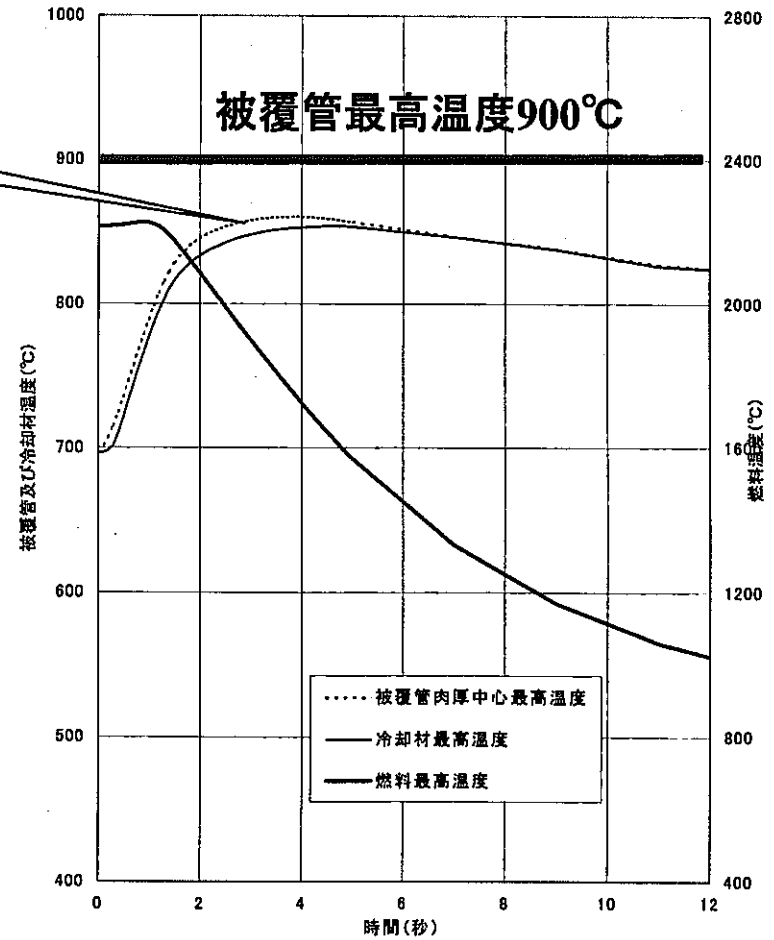


- 部分出力時、シーケンシャル引き抜き時も含めた総合的な検討により適切な信号を選定
- 炉心出口温度計装の要否を判断

図2.3-2 1次ポンプ軸固着の解析・評価結果

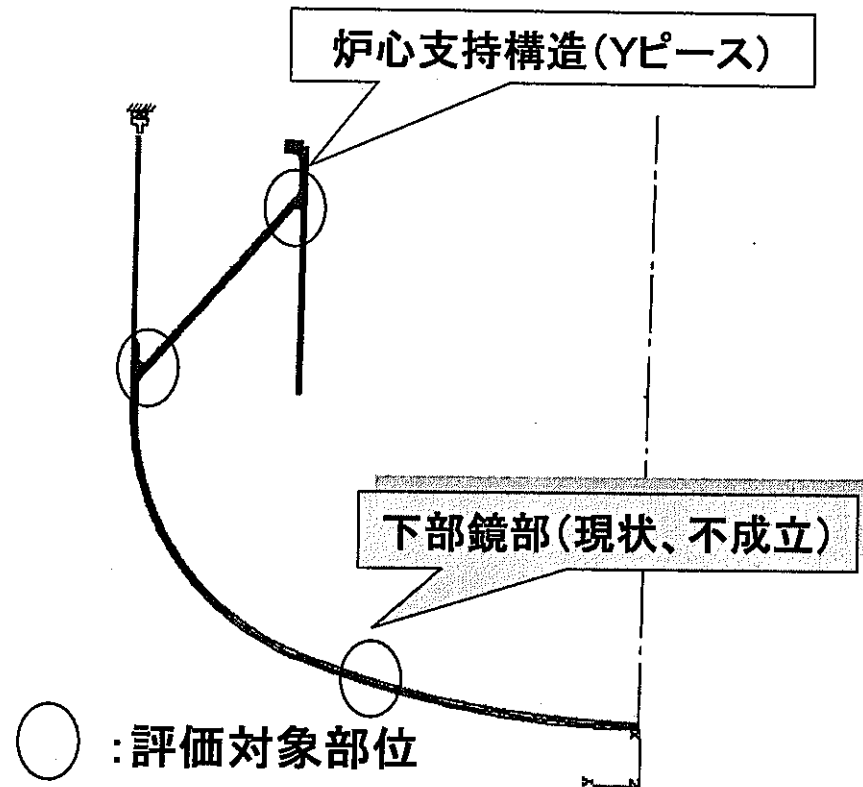
被覆管(肉厚中心)最高温度は判断基準をクリア

項目	主系	後備系
スクラム信号	1次ポンプ回転数低	1次冷却材流量低
安全保護系応答時間	0.45秒	0.55秒
スクラム時制御棒挿入時間	1.0秒	1.5秒
健全ポンプトリップ遅れ	1.0秒	1.0秒
流量半減時間	5.5秒	5.5秒
被覆管最高温度	861℃	887℃
被覆管CDF値	0.133	0.264



主系スクラムの解析結果

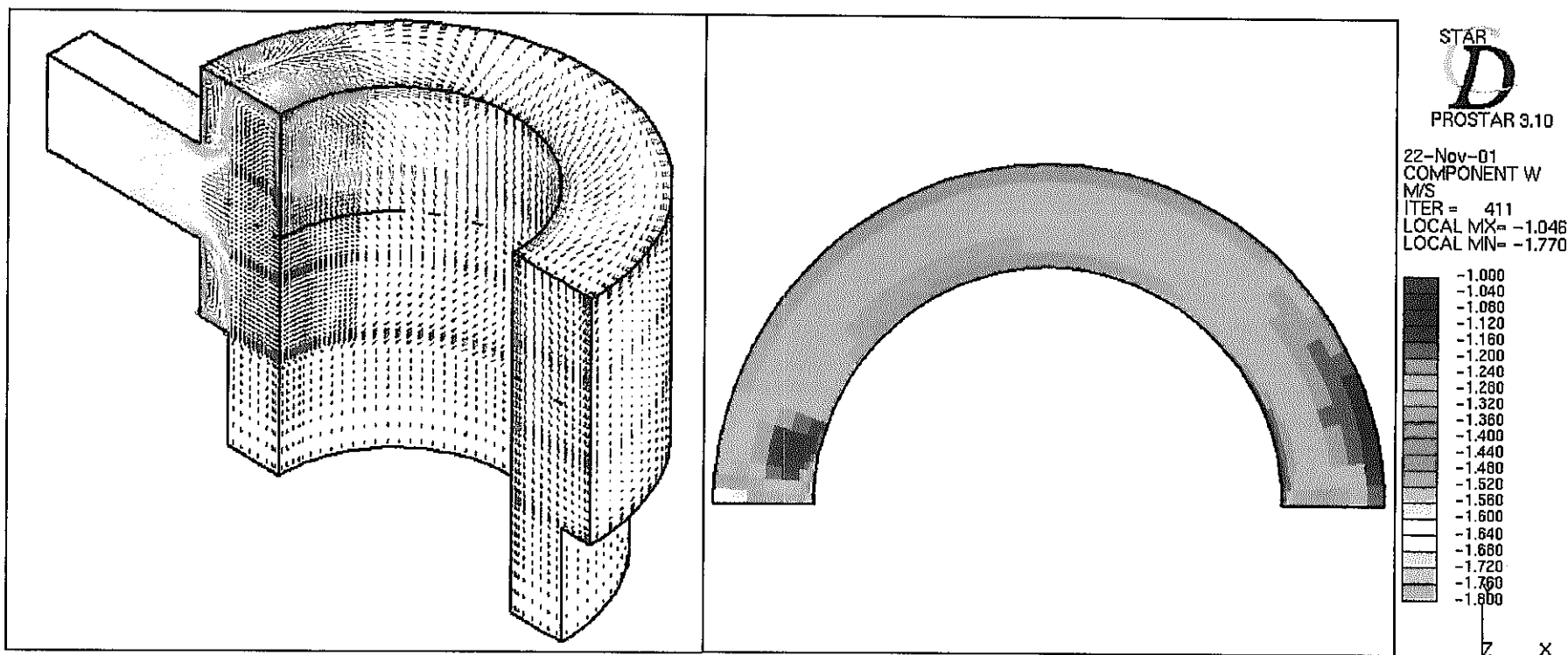
図2.3-3 炉心下部構造の構造健全性



熱応力に対する構造健全性評価

- ①評価部位：
新たな評価部位として、ホット
ショック事象が厳しい原子炉容器下
部構造を選定
- ②評価結果：
 ■炉心支持構造：クリープ疲労損
傷評価を満足
 ■下部鏡：ラチェット評価を満足
せず
- 下部鏡板の形状を皿形から半球
に変更し、肉厚を60mmとして1
次応力を低減

図2.3-4 合体機器上部プレナム内流動評価

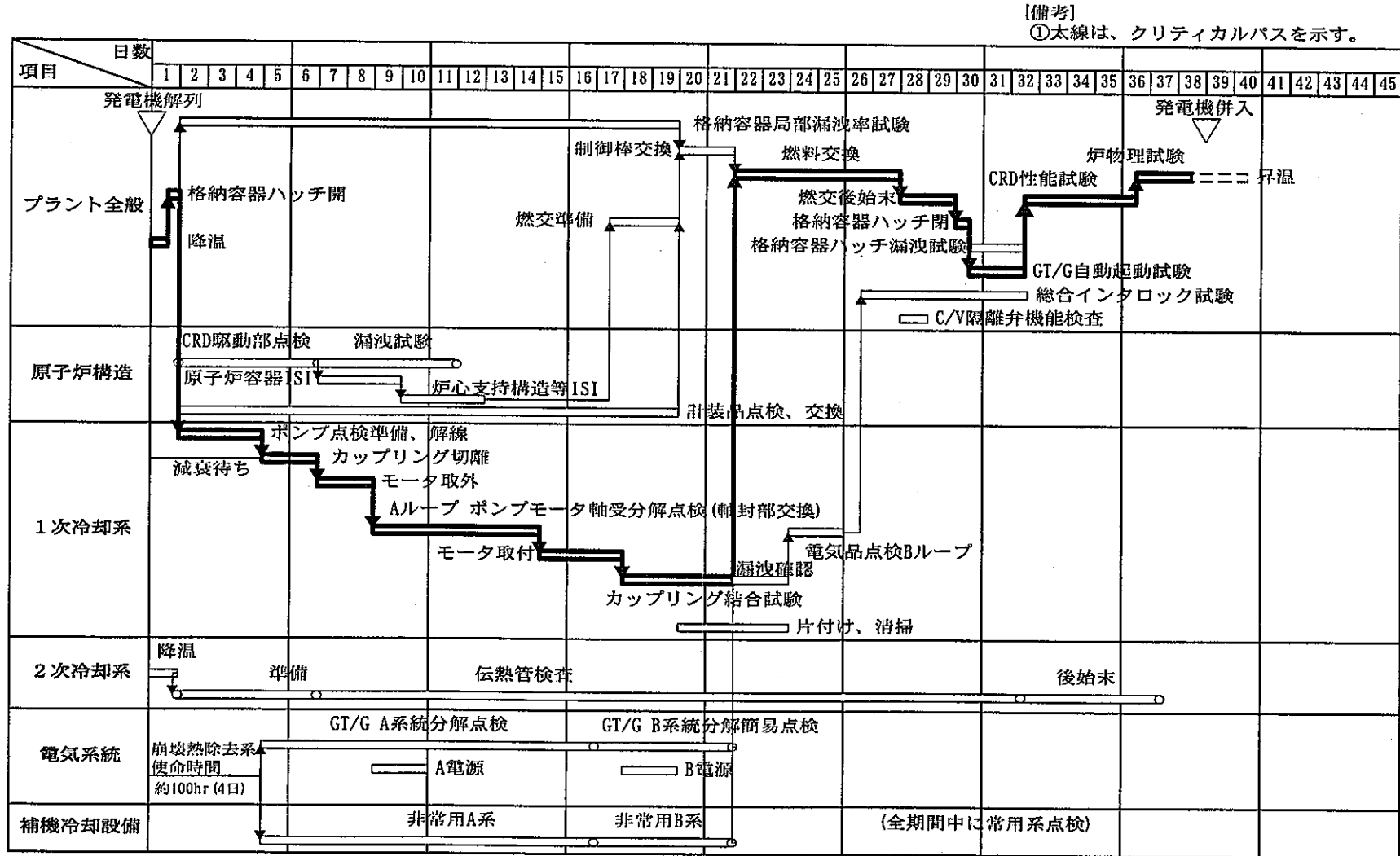


整流構造なし：流配上の課題あり
(管内流速：最大5.6m/最小0.5m)



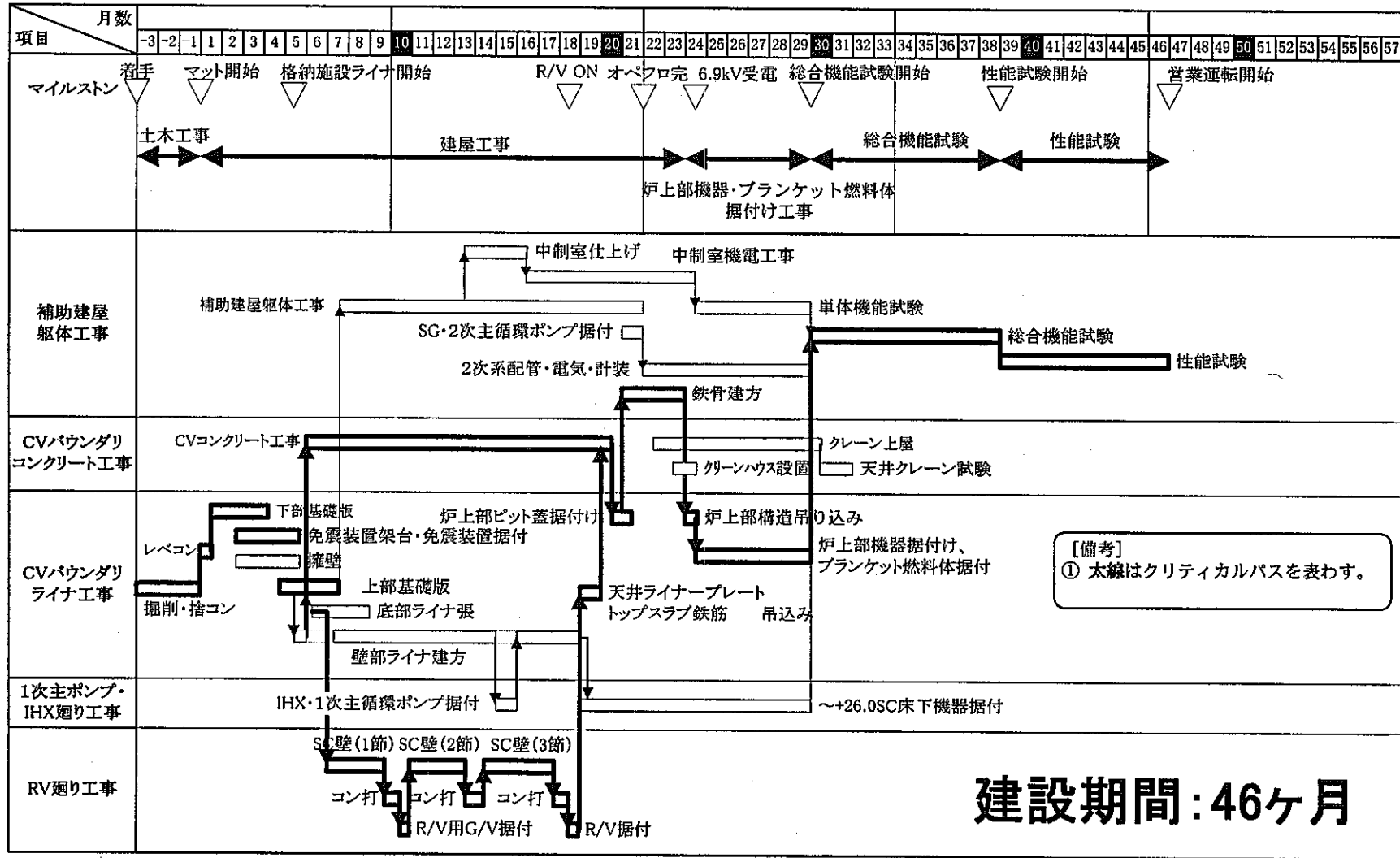
整流構造(堰+多孔板)の設置
 ◇管内流速分布：周方向±5%以内 径方向±10%以内に平坦化
 ◇伝熱性能、伝熱管座屈健全性に影響なし

図2.6-1 定検工程



標準38日・標準外55.5日(平均44日)

図2.6-2 建設工程



3. 重点検討項目

平成 13 年度に実施した Na 冷却大型炉設計研究の研究成果のうち、特に、重点検討項目として検討した事項の検討結果についてまとめる。表 3-1 に重点検討項目に対するフェーズⅡでの取り組み方針と平成 13 年度の研究成果をまとめる。

3.1 概念成立性を左右する熱流動課題

(1) 炉上部プレナム内流動 (図 3.1-1 参照)

本プラント概念では、出力の増大に伴う炉容器径の増大を極力防止するため単回転プラグ方式を採用するとともに、回転プラグ径を小さく押さえるため炉心上部機構 (UIS) に切込みを入れ、燃料交換機のグリッパ機構が制御棒案内管群の中に進入できる形状を有する構造としている。その結果、本プラントの炉容器径は 9.7m という実証炉並みのコンパクトなサイズに収まっているが、出力が実証炉の約 2.2 倍であることから炉心流量も約 2.2 倍となり、炉上部プレナム内の平均流速が約 2m/s (先行炉では約 1m/s) に達している。また、UIS 切込み部に起因する強い偏流が存在し、炉上部プレナム内流況をさらに複雑なものとしている。このような炉内流況となっていることから、本プラントでは、炉容器液面からのカバーガスの巻き込み、炉内構造物の流力振動等が懸念される。

本プラントでは、カバーガス巻き込みを防止する構造として、実証炉で採用したリングプレートではなく、炉容器の全断面をカバーするディッププレート (D/P) を採用している。また、UIS の側胴板を削除することで UIS 内部の Na インベントリも活用できるようにするとともに、開口を有するバツフル板を UIS 内に設置して炉心出口からの噴流を整流し、プレナム内部流動の均一化を図っている。しかしながら、UIS 切欠き部からの偏流が D/P の下面に衝突し、炉容器壁及び主要な配管・構造物と D/P とのギャップを介して液面部へ流入することが想定されるため、カバーガス巻き防止の観点からは D/P や UIS 構造をさらに工夫することが重要である。

炉上部プレナム内流動を適正化し、カバーガス巻き込み等の課題をクリアできる見通しのある対策を構築するため、社外専門家を含む「熱流動試験 WG」を平成 13 年度より発足させ、流動適正化方策の検討を進めている。

本 WG では 15 項目に及ぶ流動適正化方策が提案されたが、それらの方策を採用した場合の炉内流況を三次元流動解析により把握して有効性を評価し、有望な方策の絞り込みを行っている。それによると、流動適正化のポイントは、UIS 切込み部からのジェットの抑制、D/P 設計 (配管、炉容器壁等との間隙幅とその圧力損失) の最適化、フローガイド等による流れ場の抑制の 3 点であると考えられる。なお、これらの検討結果は、次年度より試験を開始する 1/10 縮尺水流動試験装置の設計にも適宜反映されている。

本年度実施した三次元流動解析では、上下 2 枚の二重構造となっている D/P、D/P と構造物 (配管、炉容器壁等) との隙間部の構造、UIS 切込み部の形状等を詳細にモデル化したが、本解析の結果、水平方向の最大流速は下段 D/P の下面で 2.27m/s、上段 D/P の下面で 0.8m/s に

低減される結果が得られた。さらに液面では、現状のカバーガス巻き込み防止のためやすである 0.1m/s を下回る 0.07m/s まで最大流速が低減されており、D/P 及び D/P と構造物との隙間部のラビリンス構造がカバーガス巻き込みの防止に有効であることが示された。

今後、1/10 縮尺水流動試験及びそれに続く液面プレナム部分実寸試験により D/P を初めとする各種方策の有効性を確認し、流動適正化方策を確定して原子炉構造設計に反映して行く予定である。

(2) 大口径・高流速配管内流動 (図 3.1-2 参照)

従来の Na 冷却炉の設計では、エルボ部後方等で局所的に流速が増加する部分が生じることとも考慮して、エロージョンやキャピテーション発生を防止する観点から、管内平均流速を 5～7m/s 程度に制限してきた。

本プラントでは、建設コスト低減のため冷却系を 2 ループ構成としているため、配管が大口径化 (1 次系ホットレグ配管は実証炉の 1.3 倍の 50B) するとともに、配管内流速も 9m/s 台に増大 (平均流速で実証炉の 1.9 倍) している。このように、大口径配管で高流速化したことにより、エルボ部での流況やエルボ後方での不安定な三次元流れに起因する流力振動、エロージョン、キャピテーションの発生が懸念されるが、従来設計では経験のない高レイノルズ数 (10^7 オーダ) 条件の配管内流動となるため、実験的知見を拡大して配管設計の成立性を確認して行く必要がある。

本課題に対する取り組み方針としては、平成 14 年度から 1/3 縮尺エルボ部水流動・振動特性試験を実施して、配管内流速の限界値を把握して行く計画であるが、本年度は、配管不安定振動を引き起こす要因のひとつであるランダム振動について予備的評価を実施した。

実証炉用の逆 U 字管で計測された圧力ゆらぎデータ^⑧を用い、1 次系配管をソリッド要素でモデル化して振動特性を評価した。その結果、ホットレグ配管部及びコールドレグ配管部の最大応力は 1.8MPa 及び 51MPa であり、それぞれの疲労限界以下であることが示された。ただし、解析の結果、圧力変動の大きさや相関、構造の境界条件、減衰比といった入力条件の不確かさによる影響が大であることが示されており、今後の 1/3 縮尺エルボ部水流動・振動特性試験によるデータ取得が必須である。

(3) 合体機器伝熱管のフレットング摩耗 (図 3.1-3 参照)

本プラント概念では、IHX と機械式 1 次ポンプを合体させることにより NSSS 物量の低減を図っている。本合体機器では、機械式ポンプの振動が合体機器全体に伝達され、パッフル板とのフレットングにより伝熱管の摩耗が生じることが懸念される。

伝熱管の摩耗量は、フレットングによるワークレート (摩耗作用量: 接触荷重×摩耗距離) と材料の比摩耗量 (摩耗され易さを示す値) から求めることができるが、前者は機器の振動伝達特性解析により、後者は材料摩耗試験により、それぞれ個別に把握する必要がある。

本課題に対する取り組み方針としては、平成 14 年度から縮尺モデルによる合体機器の振動伝達特性試験を実施し、必要なデータを取得して行く計画であるが、本年度は、2-1/4 1Mo 鋼の比摩耗量データを用い、合体機器の振動伝達経路を推定して構築した梁要素モデルによる振動解析 (最新の合体機器仕様を反映) を行い、伝熱管のフレットング摩耗量を評価した。

なお、本梁モデルは機器全体を梁要素に置き換えたものであるが、より高い精度を有すると考えられるシェル振動解析モデルによる解析結果との比較を行い計算精度向上を図っている。

評価の結果、伝熱管摩耗量は60年で0.142mmであり、伝熱管肉厚余裕0.255mmを下回るとの見通しが得られた。

(4) 高発熱燃料の除熱特性 (図 3.1-4 参照)

本プラントでは、燃料取扱設備の合理化方策として、炉外燃料貯蔵槽 (EVST) を削除し、燃料集合体を直接水プールに貯蔵する方式 (水プール直接貯蔵方式) を検討している。この方式では、原子炉停止後の崩壊熱が比較的高い状態 (18kW: 実証炉の 4.5 倍) で使用済燃料を取り扱うため、使用済燃料を Na ボッドから取り出して水プールに装荷するまでの集合体裸移送時には Ar ガスによる強制冷却を行う必要がある。

使用済燃料を水プールに浸漬する際、エントランスノズルが水中に入った時点で Ar ガスによる強制冷却がない状態となるが、集合体発熱量や浸漬速度によっては水の沸騰により集合体内での水位上昇が阻害される可能性がある。また、使用済燃料を水プールに浸漬する際に昇降機がスティックすると崩壊熱により燃料集合体温度が急上昇し、短時間 (20 分程度) で燃料破損に至るため、燃料集合体の上部から水を注入する系統 (安全系) を設けて対処する計画であるが、集合体発熱量や浸漬速度によっては水の沸騰により集合体内への水の注入が阻害される可能性がある。

このような、高発熱燃料の水浸漬特性を把握し、水プール直接貯蔵方式を採用した燃料取扱設備設計の基礎データとするため、除熱特性基礎試験を平成 13 年度に実施した。本試験は通常浸漬試験と水注水試験より成り、燃料ピン廻りの沸騰現象の可視化も考慮した単ピン体系の試験装置により基本的な除熱特性を把握するものである。

通常浸漬試験の結果、燃料ピンの発熱量の増大及び初期温度の上昇に伴い、発熱部全体が冷却される冠水終了時間が延びる傾向があるが、初期温度 350℃、発熱量 165W (炉停止後 4 日相当) の条件でも燃料ピン温度の上昇は数℃に留まり、10 分程度で冷却できることが分かった。また、水位上昇速度 25~70mm/s の範囲では冠水終了時間への影響は小さいこと、上部 (グリッパ部) の閉塞率が 96% と高くとも試験部の圧力上昇は小さく、発熱部への水位上昇は阻害されないこと等が分かった。

水注水試験の結果、上部閉塞率や初期水位の影響により冠水終了時間が変化するが、冷却水 10g/s を注入することにより燃料ピン最高温度の上昇は約 6℃に留まり、有意な温度上昇を招くことなく冷却可能であることが分かった。

3.2 概念成立性を左右する安全上の課題

(1) 再臨界回避方策・シナリオの補強 (図 3.2-1 参照)

高速炉炉心は、高速中性子を利用した増殖可能な炉心であるが故に最大臨界体系になく、仮想的な炉心崩壊を想定した場合、大規模な機械的エネルギーの放出に至る潜在的なポテンシャルを有している。このような、極めて発生しにくい但其の影響が厳しいと考えられる事象に対しても適切な影響緩和対策を講じ、その影響が許容できる範囲にあることを示すことが、実用化時代に向けて理解を得やすい安全論理を構築する上からも重要である。そのため、

実用化戦略調査研究では代表的な炉心損傷事象に対して急激なエネルギー放出を回避できる設計方策（再臨界回避方策）を求めている。

Na 冷却炉の場合、炉心損傷に至る事象群は炉心流量喪失時スクラム失敗事象（ULOF）でほぼ包絡されると考えられるので、代表的な炉心損傷事象として ULOF を考え、その事象進展を念頭に、以下のような再臨界回避方策を採用し、炉心設計及び原子炉構造設計に取り入れている。

起因過程では、炉心の最大ボイド反応度を適切に制限（6\$未満）することにより、炉心の急激なボイド化が生じて、ドップラ反応度、燃料分散反応度等による負の反応度と相俟って炉心の全反応度を即発臨界に至らないレベルに抑え、再臨界を回避する。

遷移過程に至り、熔融燃料の大規模なプールが形成されると、そのプールのスロッシングにより熔融燃料の集中が生じ、再臨界に至る可能性がある。そのため、熔融燃料が大規模なプールを形成する前に炉心領域外に早期に流出させる方策が求められる。具体的には、燃料集合体ラッパ管が熔融する以前に燃料集合体の上部或いは下部方向に熔融燃料を流出させる方策を採用することとし、集合体内に熔融燃料の流出経路となる内部ダクトを設けた FAIDUS 集合体（内部ダクト付集合体）と、軸方向ブランケットを一部削除して熔融燃料の流出経路とした ABLE 集合体を検討している。ABLE 集合体は、FAIDUS 集合体に比して燃料排出に対する不確定性は大きいものの、炉心性能の低下を抑えられるメリットがある。これらの概念の有効性については試験による確認が必要であり、現在、FAIDUS についてカザフスタン共和国の IGR 炉を用いた試験計画を遂行中である。ABLE については FAIDUS の試験結果を基にその成立性を検討する予定である。

炉心領域から流出した熔融燃料は炉容器内の Na 中でクエンチ・微粒化され、炉心下部構造にてデブリベッドとなり堆積・冷却される。原子炉構造をコンパクト化した本プラントでは、熔融燃料のクエンチに必要な Na 容積を確保し、デブリベッドの安定冷却保持に必要な保持面積を確保する目的で、炉心下部をすべて高圧プレナムとする構造の採用、上層から下層にデブリを順次移送できる多層の水平構造の採用等、炉心下部構造の設計を工夫している。

本年度は、社外専門家を含む「安全 WG」の場で再臨界回避方策の有効性に関する議論を進めた。具体的には、上記の再臨界回避方策・シナリオを補強し、今後必要となる R&D 計画を明確化するため、SIMMER-III コードによる燃料流出挙動の解析結果、PAMR/PAHR に関する簡易評価の結果に基づき、サクセスシナリオの検討を進めた。

以下、検討の現状をまとめる。

a. 燃料流出挙動

SIMMER-III コードによる解析の結果、FAIDUS、ABLE とともに従来の実証炉等の評価で想定されている事故時投入エネルギーレベルにおいては、燃料流出による再臨界回避は可能な見通しを得た。このため、評価対象とする実用化大型炉における投入エネルギー範囲の同定のための検討が両概念に共通する今後の重要課題となる。

b. PAMR/PAHR

FAIDUS では、各燃料集合体からの燃料流出の同時性が高く、大量の熔融燃料が数秒の内に炉心下部プレナムに流出してくる可能性がある。原子炉下部構造の設計の工夫により、

流出した溶融燃料全量を单相クエンチするための Na 容積は確保されているが、溶融燃料の最初の流出先（クエンチサイト）が狭隘であると、その部分の Na が沸騰喪失してクエンチが不十分となる恐れがある。したがって、クエンチサイトを拡げるための炉心下部構造のさらなる工夫が必要と考えられる。

ABLE では、炉心から下方に流出した溶融燃料は燃料ピン東下部で固化し、その後、崩壊熱により再溶融して除々に炉心下部プレナムに移行してくることとなるので、移行過程における崩壊熱レベルの低下と流出の非同時性が期待でき、事故後の冷却性確保の観点からは FAIDUS と比較して楽な条件となり得る。一方で、溶融燃料が炉心下部プレナムに抜けるまでの約 1000 秒の間、再臨界を如何に排除し、かつ、ラップ管の健全性（溶融燃料プールの分断能力）を如何に確保するかが課題となる。溶融燃料の移行過程での再臨界の排除については、MVP コードを用いた解析の結果、現実的なスチール等の混合状況を仮定すると、約 65%の燃料が集合体下部の同一高さに集中する状態まで許容できることが分かった。また、溶融燃料の移行過程でのラップ管の健全性確保については、集合体間隙部でのインタラップフロー冷却に期待できればラップ管の形状維持が可能であり、さらに、炉心部への上部プレナム内 Na の再流入による冷却（リフラックス冷却）が期待できればインプレース冷却が可能となる見通しであることが分かった。

なお、FAIDUS、ABLE に共通する課題として、デブリベッド長期冷却性確保のための多段の受皿構造でのデブリの再配置挙動を把握すること、冷却材循環パス形成による長期安定冷却成立性を見通すことが挙げられる。

(2) 崩壊熱除去系の信頼性強化（図 3. 2-2 参照）

崩壊熱除去系概念の構築に当たっては、従来設計と同様、多重性・多様性の確保等により高い信頼性を確保し、除熱機能喪失事象（PLOHS）の発生頻度を適切に抑制できるようにする必要のあることは勿論であるが、それ以外に、物量削減等により建設コスト低減が期待できること、Na 漏えい事象に対するタフネスを有し、高い稼働率が期待できる概念であることが望ましい。

実証炉のレベル 1 PSA の結果から、従来設計の特徴と課題を分析した。実証炉の崩壊熱除去系は 4 系統の DRACS で構成されており、PLOHS の発生頻度は DRACS の非信頼度でほぼ決まっているが、DRACS の非信頼度を決めている故障モードの内訳を分析すると、崩壊熱除去機能喪失に至る要因は、「塞がる」、「固まる」、「漏れる」という 3 つの言葉で集約されることが分かる。

「塞がる」は、送風機の起動失敗、ダンパ・ベーンの開失敗等により A/C の空気側冷却の確立に失敗する事象、「固まる」は、電磁ポンプの起動失敗や停止、送風機の誤起動や停止失敗等により A/C の Na 側が過冷却状態となり Na が凍結する事象、「漏れる」は、崩壊熱除去系の Na バウンダリが破損し、Na 漏えいが生じて崩壊熱除去機能が失われる事象をそれぞれ示している。実証炉設計を通じて得られた知見によれば、これらのうち「塞がる」に相当する事象の発生頻度が高く、DRACS の非信頼度の 90%以上を占めている。これらの 3 つの要因による崩壊熱除去機能喪失の可能性を低減して信頼性を向上させ、併せて、建設コストの低減や Na 漏えい対策の強化にも繋がる具体的な設計方策として以下に示す 3 方策が考えられる。

a. ダンパ・ベーンの多重化・多様化

PLOHS の発生頻度低減にはダンパ・ベーンの多重化・多様化が有効である。具体的には、IRACS や DRACS の各 A/C のダンパ・ベーンを 2 系統化して 50%×2 の構成とするとともに、2 系統のダンパ・ベーン的设计に多様性を持たせ、共通要因故障によりその機能を喪失しないようにすることが考えられる。このような方策によりダンパ・ベーンの開失敗による空気側冷却の確立失敗（「塞がる」）の発生頻度を大きく引き下げ、単一故障ではその機能を喪失しないタフなシステムとすることが可能となる。

b. 完全自然循環型の採用

炉心と崩壊熱除去系の熱交換器との間の伝熱中心差を大きく取り、かつ、系統圧損を抑えた設計とすることにより、電磁ポンプや送風機による冷却材の強制循環を必要とせず、自然循環のみにより必要除熱量を確保することができる。このような完全自然循環型崩壊熱除去系とすることにより、送風機起動失敗による空気側冷却の確立失敗（「塞がる」）の排除が可能となる。また、電磁ポンプの起動失敗や停止、送風機の誤起動や停止失敗等による Na の凍結（「固まる」）の可能性を低減することが可能となる。

本方策を採用した場合、ポニーモータ、電磁ポンプ、送風機等を削除できるだけでなく、それらをサポートする非常用電源設備、空調設備及び補機冷却設備の容量の削減、これらの設備容量削減による建屋容積の削減により建設コストの大幅な低減が可能となる。

c. Na 漏えい時にも除熱機能を喪失しない崩壊熱除去系設計の採用

Na 漏えいの発生頻度が高い A/C 伝熱管の二重管化が有効と考えられる。これにより、A/C 伝熱管で Na 漏えい（「漏れる」）が生じても崩壊熱除去機能が失われないタフなシステムとすることができる。また、Na 燃焼の抑制のためベーン・ダンパを閉鎖（「塞がる」状態となる）する必要のない設計が可能となる。

A/C 伝熱管を二重管化すると伝熱面積が増加するが、実証炉設計を通じて得られた知見によると伝熱面積の増加は 1.2 倍程度、コストの増加は 1.5～2 倍程度に収まる見通しである。逆に、本方策を通じて Na 漏えい対策を強化し、設計対応の難しい A/C 伝熱管部での Na 漏えい・燃焼を設計基準外事象とすることができれば、エアロゾル拡散防止フィルタ、窒素ガス注入系等の対策設備を削除することも可能となる。

本年度は、上記の 3 方策を採用して、1 系統の DRACS と 2 系統の IRACS より成る完全自然循環型崩壊熱除去系を構築するとともに、崩壊熱除去特性解析による除熱特性評価、PSA 手法を用いた PLOHS 発生頻度の簡易評価を行った。

その結果、本崩壊熱除去系は十分な除熱能力を有しており、かつ、DRACS と IRACS との顕著な干渉は生じないことが分かった。また、PLOHS の発生頻度は 2.1×10^{-8} /ry 程度であり、炉心損傷発生頻度に関する安全目標を満足する見通しであることが分かった。

3.3 実用炉に相応しい魅力あるプラント概念の追求

(1) Na 水反応対策の強化（図 3.3-1 参照）

Na 冷却炉の SG では、伝熱管が破損して水がリークすると Na と水が反応し、発生する水素ガス等の影響で 2 次冷却系の圧力が上昇して 2 次系機器の健全性に悪影響を与える恐れがあ

る。また、破損伝熱管からの反応ジェットによる隣接伝熱管の損耗（ウエステージ）や高温ラプチャ現象により周辺の伝熱管が損傷し、破損領域が拡大する恐れがある（破損伝播）。

実証炉の設計では、水素計、音響計、ラプチャディスク（R/D）破裂板等の検出系により水リークを早期に検知して、SG内の保有水をブローする等の事象終息シーケンスを早期に立ち上げ、最大水リーク率を抑制するとともに、発生した水素ガス等の反応生成物を反応生成物処理系で処理することにより2次系機器の健全性を確保している。

本炉概念においても、同様のNa水反応対策を設けることにより安全性を確保する方針であるが、原子炉の大出力化、ループ数の削減に伴い2次系1ループ当たりのNaインベントリが増加しており、実証炉に比べ、本プラント概念では水素計等による水リークの検知性が低下している。そこで、本プラントにおける破損伝播挙動と最大水リークを把握するため、実証炉設計で使用したのと同じ解析コードを用いてSG伝熱管破損伝播解析を行った。

解析の結果、保守的に水素計と音響計に期待せず、R/D破裂板のみにクレジットを取った場合の最大水リーク率は81.4kg/sとなることが分かった。この値は、約4.5本の伝熱管が破断した際の水リーク率に相当しており、実証炉よりもやや厳しい結果となっている。しかしながら、今後、2次系の圧力伝播解析を行って確認する必要があるものの、この程度の最大水リーク率であれば、R/D破裂板が開放してSG内圧力を開放することにより、2次系機器の健全性を十分確保できる範囲と考えられる。

また、水リークを水素計（Na中固体電解質水素計）或いは音響計で検知する場合、最大水リーク率は1本の伝熱管が破断した際の水リーク率に相当する値（約18kg/s）を超えず、高温ラプチャ現象も生じない見通しであることが分かった。

以上のように、SG伝熱管の水リーク事象に対しての安全性は確保できる見通しである。しかしながら、実用炉としての運用を考えた場合、水リーク後の復旧・補修作業によりプラント停止期間が長期化すると稼働率が大幅に低下する可能性があるため、安全性確保に関する見通しを得ることのみに留まらず、運開後の電力損失コスト低減に着目した経済性向上の観点からの検討を行うことも重要である。そのためには、水リークの発生頻度を抑制するとともに、水リーク時の事故影響を局限する方策を検討する必要がある。

これまでの国内外の水リーク事例を分析すると、伝熱管溶接部からの小リークが大多数を占めていることが分かっている。また、開口して水リークが生じた伝熱管だけでなく、肉厚が減少するといった損耗を受けた伝熱管は、プラグを施してプラントを再起動することになるが、このような要プラグ伝熱管の数が増加して伝面余裕がなくなってくると、当該SGの定格出力での運転が困難になり、最終的にはSGの交換が必要となる。したがって、経済性向上（財産保護、稼働率向上）の観点からは、上記の最大水リーク率ではなく、発生頻度の高い伝熱管溶接部からの小リークに対して、要プラグ伝熱管本数を局限する方策が重要である。

本年度は、「Na技術高度化WG」の場で小リーク時の事故影響局限に有効と考えられる設計方策のアイデア出しを行い、その中から損傷抑制効果と実現性の高い有望な方策を抽出した。具体的には、固体電解質水素計の検出感度向上（30ppb/10min→15ppb/10min）、バックグラウンド変動の影響を受けにくい固体電解質酸素計の適用、伝熱管溶接部へのウエステージ防止板の設置、伝熱管肉厚・許容摩耗しろの最適化などが挙げられる。今後、これらに関する検

討を進め、経済性向上に向けた水リーク発生頻度の抑制、事故影響局限化のための設計方策の具体化を図って行く計画である。

(2) Na 漏えい対策の強化 (図 3.3-2 参照)

1次系、2次系及び崩壊熱除去系(A/C伝熱管を含む)のNaバウンダリを外管、ガードベッセル等で二重化し、その内部を窒素雰囲気化する設計としている。したがって、Na漏えいが生じても除熱に必要な1次系液位は確保され、安全機能を有する構築物、系統及び機器への漏えいNaによる熱的影響も排除され、放射性物質も外管、ガードベッセルの内部に留められるので、安全性は確保できる。

しかしながら、実用炉としての運用を考えた場合、Na漏えい後の復旧・補修作業によりプラント停止期間が長期化すると稼働率が大幅に低下する可能性があるため、安全性確保に関する見通しを得ることのみに留まらず、運開後の電力損失コスト低減に着目した経済性向上の観点からの検討を行うことも重要である。そのためには、Na漏えいの発生頻度を抑制するとともに、Na漏えい時の事故影響を局限する方策を検討する必要がある。また、事故後の補修性・補修技術を向上させ、復旧期間を極力短縮する方策を検討する必要がある。

本プラントでは、Naバウンダリ面積を局限し、小口径配管等を極力削除する設計としているので、1次系及び2次系におけるNa漏えいの発生頻度は従来設計に比べて低く抑えられていると考えられる。また、本年度の設計で、外管、ガードベッセル等による二重壁の内部の仕切り構造による小区画化、崩壊熱除去系のA/C伝熱管の二重管化を新たに採用しており、従来設計に比べてNa漏えいの影響を局限し易い概念となっている。

一方、復旧期間の短縮に関しては、本年度の「Na技術高度化WG」の場で、有効と考えられる方策のアイデア出しを行っている。2次系主配管からの漏えいに対する復旧期間を暫定的に30日とし、これを可能とする補修技術等の高度化検討を行ったが、配管補修方法、漏えい後のプラント運用方法等について、いくつかのアイデアが提案されている。配管補修方法については、漏えい配管の切断箇所を仕切り構造の外側まで拡大して漏えいNaの洗浄工程を省略する方法、部分加熱・高圧加圧による応急補修等が提案されている。漏えい後のプラント運用方法については、配管を三重管(中管がNaバウンダリ)とし、Na漏えい検知後も運転を継続して次期定検時に補修を行い、稼働率を向上させる方法等が提案されている。

今後ともこれらに関する検討を進めて復旧期間短縮に向けた補修技術等を具体化し、設計への反映を図るとともに、必要なR&D項目を摘出・整理して行く計画である。

(3) ISI&Rの検討(図3.3-3参照)

本年度は、「Na技術高度化WG」の場で、実証炉のISI&Rをベースに、本プラントの設計上の特徴を踏まえて、各機器のISI&Rに関する設計構想をまとめた。

本プラントの設計上の特徴としては、Naバウンダリの局限化が図られたことがまず挙げられるが、検査・補修技術に対する要求を厳しくする方向の特徴としては、炉内構築物に対する検査要求が拡大していること(1次系コールドレグ配管差し込み部のスライドジョイント構造、カバーガス巻き込み防止のための炉内流動制御構造、PAHR対策のための受皿構造等)、出力増加に伴うSGの伝熱管本数の増加により、定検期間の短縮や水リーク発生頻度の低減に向けて伝熱管検査の高速化・高精度化が求められていることなどが挙げられる。

これらの設計上の特徴を考慮すると、本プラントの ISI&R 検討の方向性として、Na ドレンなしでの検査・補修技術の可能性を追求することが重要である。しかしながら、冷却材に Na を使用する高速炉では、不透明、高温、化学的活性という Na の特徴から、Na 中での検査・補修技術が未だ確立されていないのが現状であり、今後の R&D により Na 中での検査・補修技術の確立を図って行く必要がある。

検査技術に関する R&D 項目としては、高解像度 USV、Na 中 UT、二重管内検査ロボット、Na 中検査ロボット等の開発が挙げられる。また、補修技術に関する R&D 項目としては、炉内補修技術、Na 中補修ロボット等の開発が挙げられる。

(4) 2次系簡素化概念の検討 (図 3.3-4 参照)

フェーズ I の検討で、Na 水反応の可能性を大幅に低減でき、経済性向上にも繋がる有望な 2次系簡素化概念が複数抽出されたが、本年度は、そのうちの「鉛ビスマス熱媒体チューブ・三重管型 SG」に関する検討を実施した。

本概念は、SG 伝熱管を内管、外管及び隔壁間より成る三重管構成とし、内管と外管の間に鉛ビスマス熱媒体を充填する概念であるが、外管が破損して鉛ビスマスが Na 中にリークすると炉心安全防護に影響を与える恐れがあること、万一、三重管の貫通破断が生じた場合、Na 水反応が発生することがフェーズ I の段階で指摘されていた。

そのため、本年度は以下の検討を実施した。

a. 鉛ビスマスの Na 中へのリーク

鉛ビスマスの Na 中へのリークについては、隔壁管の上部構造を工夫して液位計による早期リーク検知及び鉛ビスマスドレンを行うことにより、Na 中への鉛ビスマスリーク量を 2 トン程度に低減できる見通しを得た。

b. 三重管の貫通破断

三重管の貫通破断 (内外管の同時リーク) については、その発生を排除するロジックの構築の可能性を検討した。

内外管の同時リークは、内外管の共通要因破損、片側管破損による他方管の従属破損、内外管の独立破損の重畳により生じる可能性がある。本概念の場合、これらの破損モードのうち、流力振動等に起因する内外管の共通要因破損が最もクリティカルと考えられるが、内管と外管の振動モードが異なるならば、流力振動等による共通要因破損を否定する有力な知見となり得る。

そこで、振動解析による検討を実施したが、鉛ビスマスの流体連成により内外管は同一モードで振動することが示され、流力振動等に起因する内外管の共通要因破損の発生を否定するロジックの構築は現状では困難な見通しであることが分かった。

本概念の安全ロジックの構築に関する検討状況は上記の通りであるが、本年度作業の中で鉛ビスマス熱媒体チューブ・三重管型 SG を用いた Na 冷却炉概念を構築し、系統設計、配置計画、経済性評価等を実施した。その結果、特に Na 冷却大型炉の場合、2次系物量を約 20% 低減できる見通しであることが分かった。

表 3-1 平成 13 年度の研究成果 (重点検討項目)

分類	課題	フェーズIIでの取り組み方針	平成 13 年度の研究成果
概念成立性を左右する熱流動課題	炉上部プレナム内流動 [図 3.1-1]	コンパクト化され、かつ、強い偏流を有する炉上部プレナム内の流動を適正化し、カバーガス巻き込み等の課題をクリアできる見通しのある対策を構築する。	○社外専門家を含む熱流動試験WGの場を活用し、上部プレナムの流動適正化/ガス巻き込み防止方策を抽出して流動解析による有効性評価を進めるとともに、1/10 縮尺の水流動試験について検討した。
	大口徑・高流速配管内流動 [図 3.1-2]	ループ数削減等による Na 配管の大口徑・高流速化に伴って予想される諸課題について、配管内流況確認試験、配管振動試験、エロージョン・コロージョン特性の調査等により解決の見通しを得る。	○ランダム振動予備解析により配管応力を評価した結果、振動特性の解析精度向上のためには流体力による圧力変動や減衰比等の把握が必要であることが明確となった。また、H/L 配管を対象とした 1/3 縮尺の水流動・振動試験の計画を立案し、試験体の基本設計を進めた。
	合体機器伝熱管のフレッティング摩耗 [図 3.1-3]	機械式 1 次ポンプとの合体により課題となる IHX 伝熱管のフレッティング摩耗について、1/n スケール振動試験、振動解析、ワークレート解析及び伝熱管材料 Na 中摩耗試験により、耐摩耗性確保の見通しを得る。	○合体機器の設計を進めて振動試験装置、Na 中摩耗試験装置の検討・設計に着手するとともに、振動評価ツール、ワークレート評価ツールの整備を進めた。
	高発熱燃料の除熱特性 [図 3.1-4]	従来の低発熱燃料と同様の無冷却状態で水プール浸漬を狙って、燃料水中浸漬試験により、冷却系の設備合理化及び運用方法を明らかにするとともに、取扱発熱量の緩和など設計ウィンドウの拡大を図る。	○水プール浸漬時及び昇降機がスティックした際の注水時における除熱特性を把握するため、単ピン体系での試験装置を製作し、試験を実施した。
概念成立性を左右する安全上の課題	再臨界回避方策・シナリオの補強 [図 3.2-1]	FAIDUS については、その有効性実証試験 (EAGLE) が進行中であるが、ABLE についても、その有効性実証に今後積極的に取り組む。ABLE 採用の可否について、3 年後には主として解析結果に基づき、5 年後に試験結果に基づき判断できるようにする。また、現状では PAMR/PAHR 対策の検討が脆弱と考えられるため、平成 13 年度から、それを補強するための検討に着手する。	○社外専門家を含む安全 WG の場で、再臨界回避方策の有効性に関する議論を進めている。FAIDUS/ABLE とともに従来の実証炉等の評価で想定されているエネルギーレベルでの燃料流出による再臨界回避は可能な見通しだが、初期遷移過程までの投入エネルギー範囲を同定するための検討が必要。また、静定までを含めた明確な見通しを早期に検討する必要あり。
	崩壊熱除去系の信頼性強化 [図 3.2-2]	全ての運転状態に対して高い信頼性を確保できる崩壊熱除去系の構築を目指す。	○完全自然循環方式の採用、ダンパ・ベーン多重化・多様化、A/C 伝熱管の二重管化等の設計方策を採用し、高い信頼性確保を有するとともに、Na 漏えいに対する耐性が高く、建設コスト削減も期待できる新たな崩壊熱除去系概念を構築した。
実用炉に相応しい魅力あるプラント概念の追求	Na 水反応対策の強化 [図 3.3-1]	フェーズ 1 での検討によると、SG 水リーク時及び Na 漏えい時の安全性は現状設備でも確保可能な見通しであるが、ここではそれに留まらず、経済性 (財産保護) の観点からも実用炉に相応しい対策設備の構築を目指す。すなわち、これらの事象が生じた場合でもその影響を局限し、早期の復旧を可能とする対策設備を検討する。また、Na 水反応の発生可能性を大幅に低減し、かつ 2 次系を簡素化して経済性の向上も同時に達成できる 2 次系簡素化概念についても検討を進める。	○Na 技術高度化 WG (JNC 内) の場で、特に財産保護の観点からの強化を目指し、下記目標の達成に向けた方策案の検討、R&D 計画の具体化に関する議論を進めている。 ・Na 水反応対策：小リーク時、プラグ伝熱管を 1 本に局限 ・Na 漏えい対策：2 次系主配管を対象として復旧日数 30 日以内 ・ISI&R：Na ドレンなしで検査・補修 Na 水反応対策については、直管型及びヘリカルコイル管型のそれぞれに対して小リーク時の事故影響を局限するための方策案を抽出し、その効果について解析検討した。Na 漏えい対策については、二重構造の特徴を活かした Na 主配管の補修方法等について検討した。ISI&R については、現状の設計上、検査・補修技術上の課題を抽出した。
	Na 漏えい対策の強化 [図 3.3-2]		
	ISI&R の検討 [図 3.3-3]		
	2 次系簡素化概念の検討 [図 3.3-4]		

図 3.1-1 炉上部プレナム内流動

背景・課題

コンパクト原子炉構造の設計

原子炉容器径の縮小

新型燃料交換方式の採用

- ・単回転プラグ
- ・切込み付コラム型 UIS

炉内流速の高速化

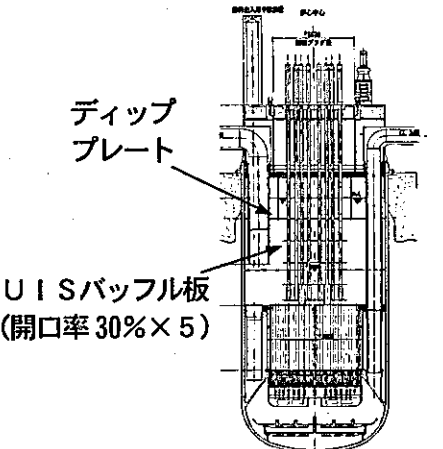
ディッププレート

- ・ガス巻き込み防止
- ・炉内流動の適正化

＜流動設計上の課題＞
 上部プレナム流動の適正化/カバーガス巻き込み防止

- ・プレナム内 Na インベントリが少なく、冷却材流速が高い (実証炉サイズの原子炉に約 2.2 倍の流量)
- ・UIS 切込み部からの強い非対称流動

主要仕様 (対実証炉比)	
電気出力	150 万 kWe (2.24)
炉心流量	6.54 × 10 ⁴ t/h (2.22)
炉容器径	9.6m (0.98)



旭 1500-原子炉構造断面

取り組み方針

現行の対策：ディッププレート (D/P) + UIS バッフル板

社外専門家を含むWGの活用により、Ph-2 期間でガス巻き防止策の見通しを得る

設計研究

- 基本的な進め方
 - ・要素試験との強い連携による設計
 - ・カバーガス巻き込み防止対策を優先 (D/P、UIS 構造の工夫)
- ～H15 年の目標
 - ・カバーガス巻き込み防止の見通し
- ～H17 年の目標
 - ・炉内構造物の熱及び流力荷重に対する構造健全性確保
 - ・カバーガス巻き込み防止対策の見通し

要素研究

- 3次元流動解析
 - ・炉上部プレナム流況の把握 (流速分布、自由液面の盛上り)
 - ・ガス巻き込み防止対策の比較検討
- ガス巻き込み評価基準の検討
- プレナム全体水流動試験 (H14 年～)
 - ・1/10 縮尺モデル試験の実施 (流況、ガス巻き発生状況の確認)
- 液面プレナム部分モデル試験 (H15 年～)
 - ・D/P と機器・配管のギャップ対策、ラビリンス構造の検討

熱流動試験WG

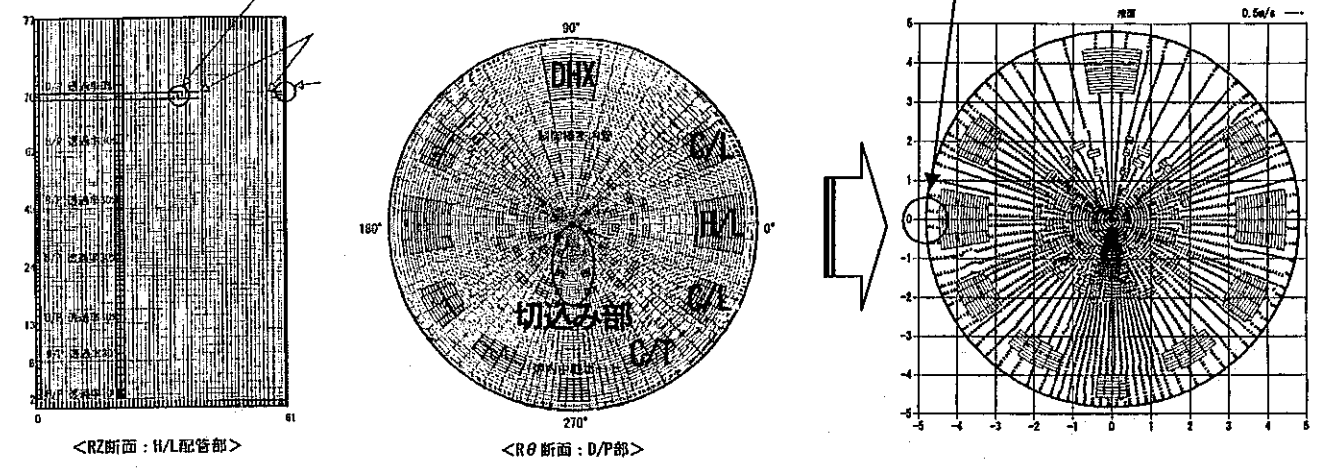
- 目的
 - 炉上部流動に係わる提言と試験の検討分析
- メンバ
 - 実証炉開発において、原子炉及び IHX 容器ガス巻き込み防止対策研究に携わったメーカー有識者 + JNC 関係者
- 検討内容
 - ・ガス巻き防止策のアイデア創出
 - 防止策適用時の流況を解析的に予測
 - 1/10 縮尺モデル試験方法の検討
 - ・試験/解析結果を分析し、各方策の利害得失を検討
 - 試験体への工夫の方策を提案

今年度の成果

3次元流動解析 (設計)

- ・上下2枚のD/Pモデル、ラビリンスモデルの追加
- ・切込み部メッシュの詳細化
- ・機器の対称配置 (C/T 配置変更)

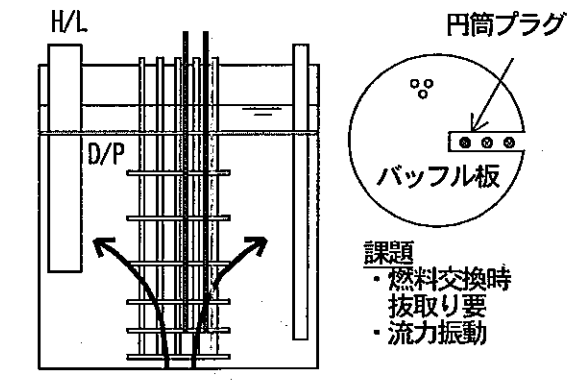
液面最大流速 7cm/s < ガス巻き限界流速 10cm/s



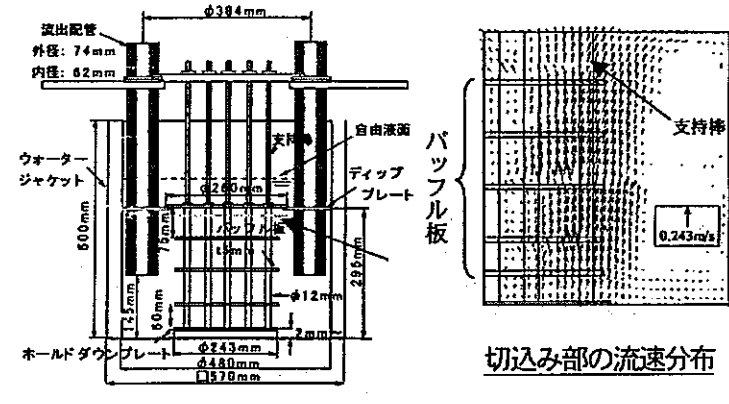
流動適正化方策の抽出・評価 (WG)

流動適正化のポイント

- UIS 切込み部からのジェット抑制
- フローガイド等による流れ場形成
- D/P と配管・炉壁との隙間抑制 (渦糸切断)
 - 15項目の方策を抽出し、設計への影響評価や、流動解析による有効性評価を実施中。



1/20 縮尺試験装置
(内径 0.48m、高さ 0.5m)



水流動試験

- ①1/20縮尺可視化試験
 - 概略の流況確認、計測手法の確立
- ②1/10縮尺水流動試験
 - 流動適正化/ガス巻き込み抑制構造を探索
 - 試験計画を策定し、試験の準備を行った。

評価及び今後の検討方針

- 社外専門家を含む熱流動試験WGの場を活用し、上部プレナムの流動適正化/ガス巻き込み防止方策を抽出して流動解析による検討を進めるとともに、1/10 縮尺水流動試験の準備を行った。
- 当面の課題は下記のとおりである。
 - 抽出した流動適正化方策の比較検討 (1/10 水流動試験)
 - 液面プレナム部分モデル試験装置の検討 (D/P 部ラビリンス、ギャップ対策の最適化)
 - ガス巻き込み評価基準の検討 (液面での限界流速、炉心部へのガス許容量等)
 - 炉内構造物の流力振動やサーマルストライピングの評価

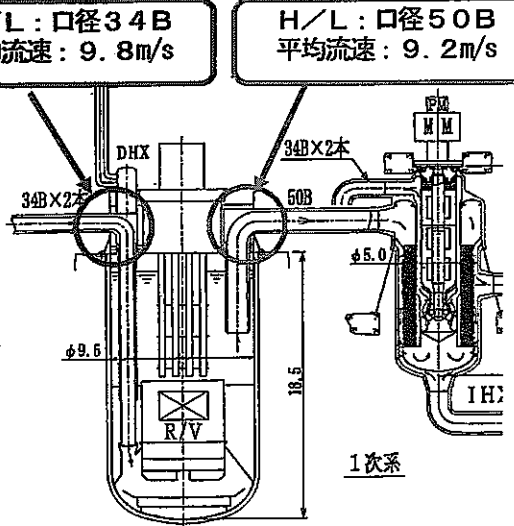
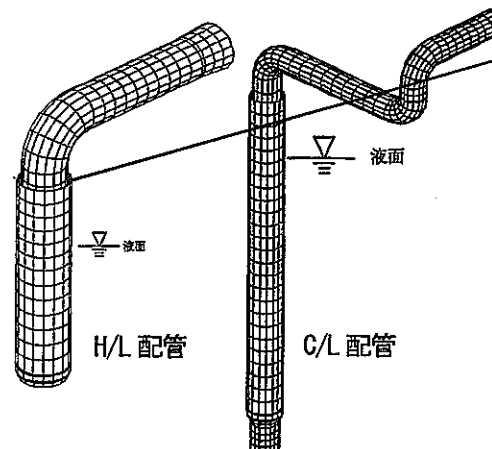
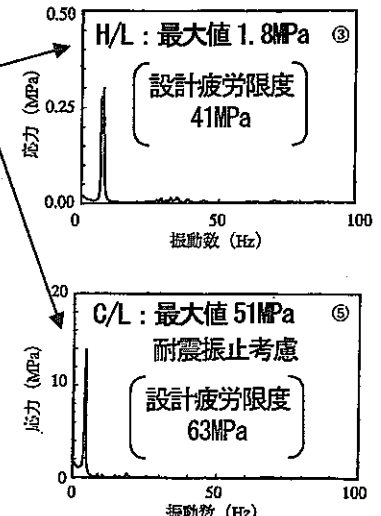
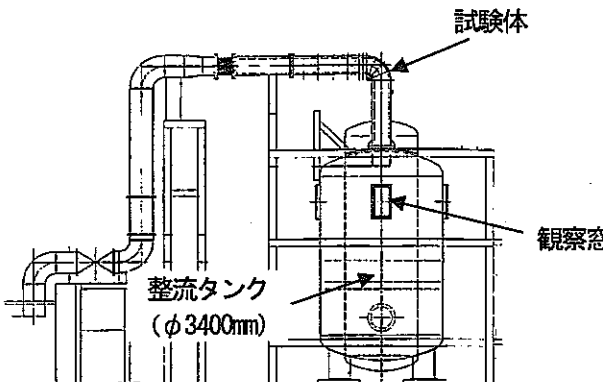
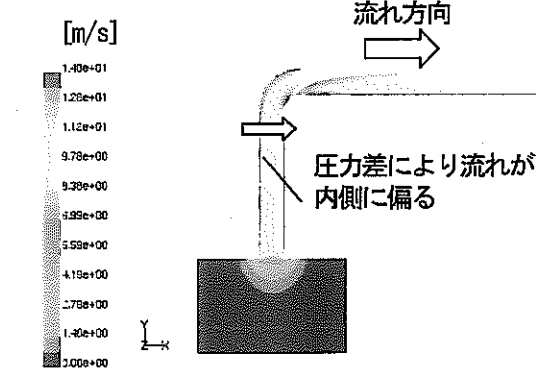
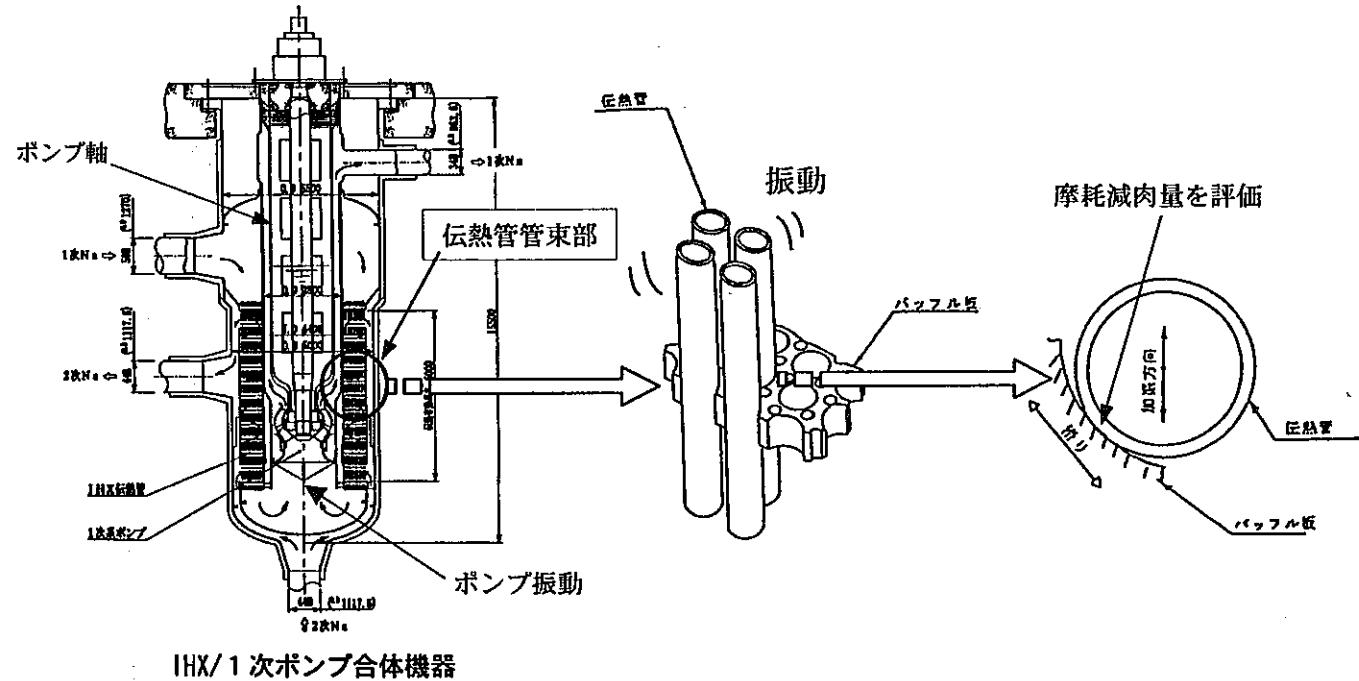
<p>図 3.1-2</p>	<p>大口徑・高流速配管内流動</p>	<p>今年度の成果</p>	<p>ランダム振動予備解析</p>
<p>背景・課題</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>1次系ループ数の削減</p> <p>○経済性向上のための主要なシステム改善策 大口徑配管を用いた1次系ループ数の削減 → Na 流速が大幅に増加 H/L配管口径：50B（実証炉の1.3倍） 配管内平均流速：9m/s 台（実証炉の1.9倍） エルボ部最大流速：平均流速の約1.5倍</p> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 30%;"> <p>C/L：口径34B 平均流速：9.8m/s</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 30%;"> <p>H/L：口径50B 平均流速：9.2m/s</p> </div>  </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p><高流速化に伴う課題></p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 高 Re 数条件 (10⁷オーダー) でのエルボ部流況の把握 ■ エルボ部の3次元流れによる不安定に起因する流力振動特性の把握 ■ エロージョン/キャビテーションの発生条件把握 </div>		<p>○入力用圧力変動データ 実証炉の逆U字管試験で実測されたデータをベースに、流速比、配管口径比等で換算</p> <p>○評価基準 最大応力値が設計疲労限度*以下 (*：暫定的に2 1/4Cr-1Mo 鋼データを使用)</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;">  <div style="text-align: center;">  <p>ソリッド要素による解析モデル</p> </div> </div>	<p>○配管部の最大応力は、設計疲労限度以下に低減できる見通し</p> <p>■解析での課題 → 入力条件の不確かさ ・圧力変動の大きさ/相関 ・減衰比 ・構造の境界条件</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center; margin-top: 10px;"> <p>流動・振動試験でのデータ取得</p> </div>
<p>取り組み方針</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px; text-align: center;"> <p><成立性確認のための検討項目></p> <p>◎設計：配管構造設計の詳細化（耐震性、熱膨張等）</p> <p>◎R&D：高 Re 数条件での流況・振動特性の把握 1/10 炉上部流動試験によるキャビテーション条件の把握 Na 中材料試験によるエロージョン発生条件の把握</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>H/L配管流動・振動特性試験（H14年～）</p> <p>○流況の把握 H/Lの約1/3縮尺の配管エルボ部を模擬した試験装置を製作し、エルボ部での流況を可視化するとともに、配管内の流速、流速変動、圧力、圧力変動を計測する。</p> <p>○振動特性の把握 配管の剛性を合わせた約1/3縮尺の大型薄肉 SUS 管を用いて、流況データに加え、振動特性データを取得し、解析手法の高度化を図る。</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>エロージョン・キャビテーション特性試験（H14年～）</p> <p>○影響因子の分析 エロージョン、キャビテーションに関する過去の知見を調査・整理し、現象を支配する影響因子を明確化する。</p> <p>○キャビテーション発生状況の把握 1/10 縮尺炉上部流動試験において、エルボ部の流況・最大流速を把握するとともに、キャビテーションの発生条件を検討する。</p> <p>○Na 中材料試験 流速、圧力、温度等の環境条件をパラメータとして、Na 中材料試験を実施し、エロージョンの発生状況を把握するとともに、実機流速条件での暫定設計許容式を検討する。</p> </div>		<p>1/3 縮尺水流動・振動特性試験装置の予備検討</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>試験体：内径412mm、全長7.32m 試験条件：最大 Re 数=8E+6（平均流速9m/s 台） 計測項目：流速分布、流速変動、壁近傍圧力、圧力変動等</p> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;">  <div style="text-align: center;">  <p>試験体系での流動予備解析 (管路中央断面流速分布)</p> </div> </div>	
		<p>評価及び今後の検討方針</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ ランダム振動予備解析により配管応力を評価した結果、振動特性の解析精度を向上させるためには、流体力による圧力変動や減衰比等の把握が必要であることが明確になった。また、H/L配管を模擬した1/3縮尺の水流動・振動試験の計画を立案し、試験体の予備設計を進めた。 ■ 当面の課題は下記のとおりである。 <ul style="list-style-type: none"> ○ 流動・振動試験装置の詳細設計、製作・据付（H14年度中） ○ 流力振動評価モデルの高度化 ○ エロージョン・キャビテーション特性の調査、Na 中材料試験装置の概念検討 	

図3. 1-3 合体機器伝熱管フレットング摩耗

背景・課題

■伝熱管とバフフル板の接触による摩耗

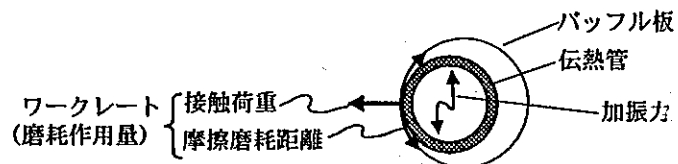
中間熱交換器と機械式1次ポンプを合体したことにより、ポンプ振動により伝熱管とバフフル板とのフレットング摩耗が生じ、伝熱管が減肉する可能性がある。このためプラント寿命期間中の伝熱管の健全性を確保すること（伝熱管摩耗量評価）が必要になる。



取り組み方針

■ワークレートと比摩耗量より予測評価

IHX伝熱管の摩耗量は、フレットングによるワークレート（摩耗作用量：接触荷重×摩擦距離）と材料の比摩耗量（摩耗されやすさを示す値）から求められる。前者は、伝熱管振動試験及び解析（振動解析・ワークレート解析）から、また後者は材料摩耗試験によりそれぞれ個別に把握し、両者からプラント寿命中の伝熱管摩耗量（摩耗深さ）を算出し、成立性を評価する。



$$\text{伝熱管摩耗量 (mm}^3\text{)} = \text{ワークレート (N} \cdot \text{mm/sec)} \times \text{比摩耗量 (mm}^2\text{/N)} \times \text{時間 (sec)}$$

伝熱管に作用するのワークレート
(=接触荷重×摩擦距離)

伝熱管材料(12Cr鋼)
Na中摩耗試験

試験

プラント寿命(60年)

計算コード
による解析

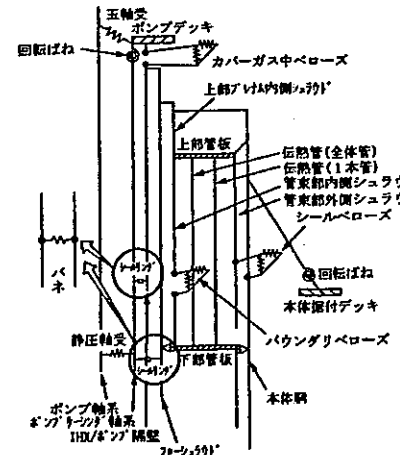
振動解析
ワークレート解析

合体機器振動試験

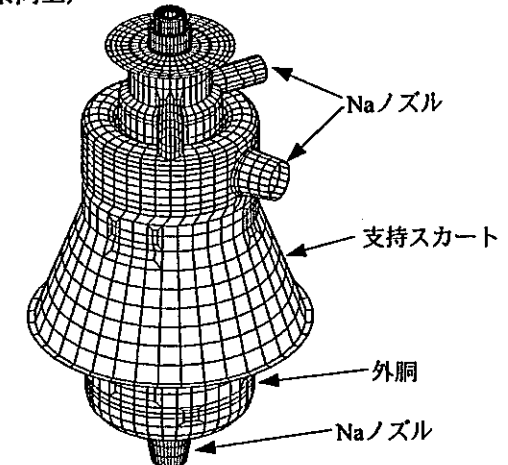
今年度の成果

振動解析ではシェルモデルを用いて昨年度作成した梁モデルのチューンナップを実施し、ワークレートを算出した。この結果と暫定的に2-1/4Cr 1Mo鋼の比摩耗量を用いて摩耗量を求めたところ、伝熱管の摩耗許容深さ以下であることがわかった。一方、振動解析の段階で、評価上把握しておくべき課題の提出を行い、これに基づいて振動試験装置設計を行った。また、12Cr鋼比摩耗量測定試験装置の設計も行った。

【振動解析】 (III3は合体機器シェルモデルの作成と梁モデルの珪素向上)



梁振動解析モデル (パラメータ解析)



シェル振動解析モデル

合体機器(多重円筒構造物)を梁モデルとして取り扱うことの妥当性を確認。パラメータ解析は梁モデルで実施する。

課題抽出

- ①振動伝達メカニズム (ポンプケーシングのシールリング部など)
- ②多重円筒構造物の流体連成効果
- ③ポンプ脈動の影響

振動解析
ワークレート解析

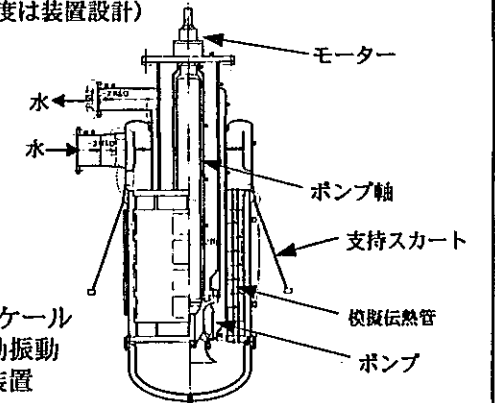
伝熱管材料の比摩耗量
(III3では暫定的に2-1/4Cr 1Mo鋼の値を用いた)

伝熱管摩耗量評価

試験で把握

【合体機器振動試験装置】

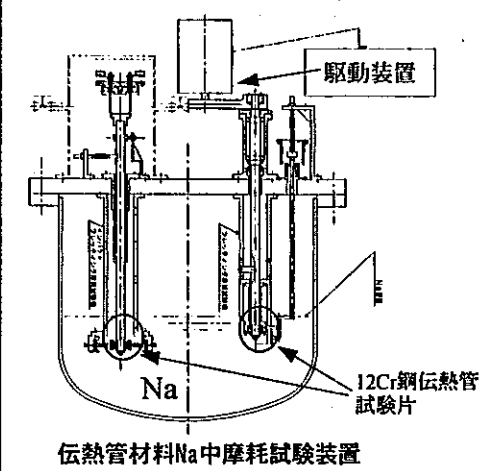
(III3年度は装置設計)



1/nスケール
水流動振動
試験装置

【12Cr鋼比摩耗量測定試験】

(III3年度は装置設計)



伝熱管材料Na中摩耗試験装置

【摩耗量計算結果】 (III3暫定評価)

- ・振動解析&ワークレート解析による伝熱管に作用するワークレート : 1.08 (Nmm/sec)
 - ・2-1/4Cr-1Mo鋼比摩耗量 : 2.13×10^{-11} (m³/Nm)
- ↓
- プラント寿命期間中の伝熱管摩耗深さ (0.142mm) は許容深さ (0.255mm) を下廻った→摩耗深さ

評価及び今後の検討方針

■平成13年度は振動解析梁モデルを用いて伝熱管摩耗量を計算した結果、許容摩耗量よりも少なく健全性を確保できる見通しが得られた。ただし、ポンプシールリングを介しての振動伝達や、多重円筒構造の流体連成の影響などについては試験での把握が必要である。平成14年度も引き続きパラメータ解析を行い、振動試験条件の検討を行う。

■平成13年度は合体機器振動試験装置及び12Cr鋼伝熱管Na中摩耗試験装置の設計を行った。平成14年度はこの設計に基づいて、振動試験装置を製作する。(摩耗試験装置の製作はフェーズ3の予定)

図 3.1-4 高発熱燃料の除熱特性

背景・課題

燃料取扱システムの合理化

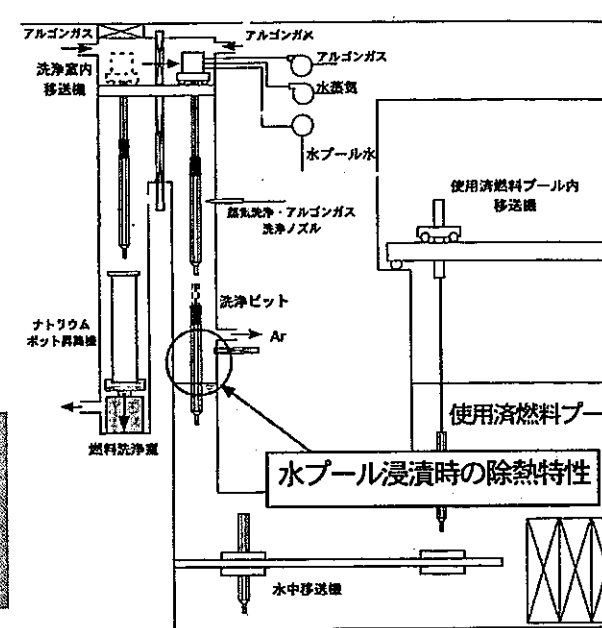
原子炉容器径の縮小

- ・ 新型燃料交換機
- ・ 単回転プラグ
- ・ FHM進入型UIS

EVSTの削除

- ・ 水プール直接貯蔵方式
燃交時に Na から水中まで燃料移送 (取扱複雑化)

■水プール直接貯蔵方式の成立性検討
 ガス中裸状態での高発熱燃料 (発熱量 18kW : 実証炉の 4.5 倍) 取扱時の安全性、運転性等の成立性 (EVST 貯蔵方式との比較評価用基礎データの取得)



取り組み方針

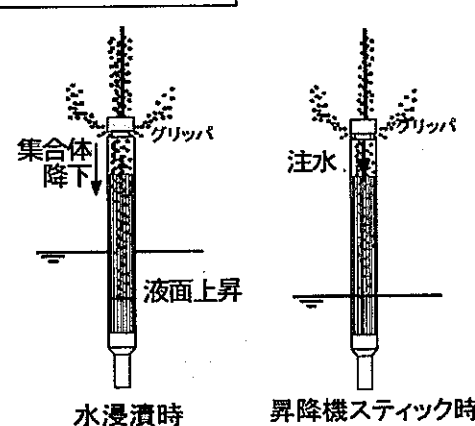
高発熱燃料水浸漬時の除熱特性の把握

[通常取扱時: Ar ガス強制冷却停止後の除熱機能の確認]

- ・ 被覆管温度上昇を抑制するための浸漬速度の確認
- ・ 液面上昇 (クエンチ点上昇) 速度と発生蒸気排出流路 (グリッパ部) 圧損の相関を把握。
→ 冷却系の設計成立範囲を確認

[事故時: 昇降機スティック時の対応の明確化]

- ・ 安全系による水注入時の除熱特性の把握
→ 被覆管温度上昇を抑制できる注水系容量の設定



設計への反映

- 水浸漬時の冷却系運用方法の明確化
 - ・ 蒸気排出口 (グリッパ部) の設計
 - ・ 注水系の設計
 - ・ 集合体降下 (浸漬) 速度
- 水冷却常用系設備の削減可能性

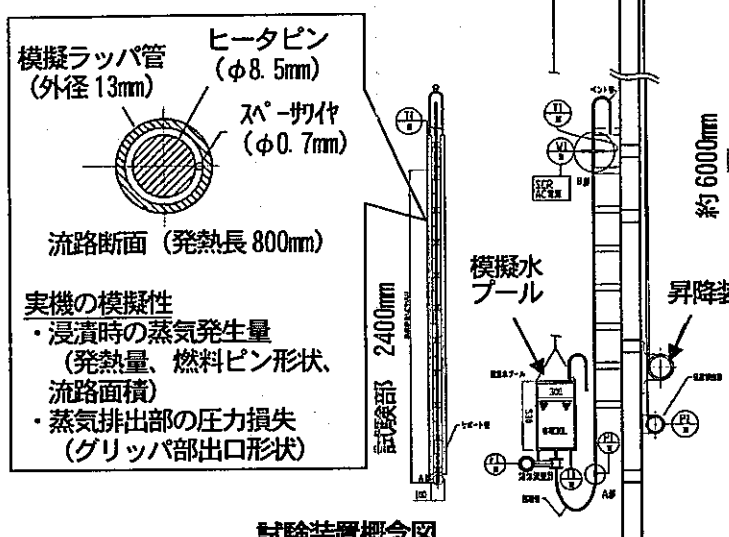
設計ウインドの拡大

- 取扱許容発熱量の緩和
→ 燃料取出し期間 (定検期間) の短縮
- 被覆管初期温度の高温化
→ Ar ガス冷却設備容量の低減

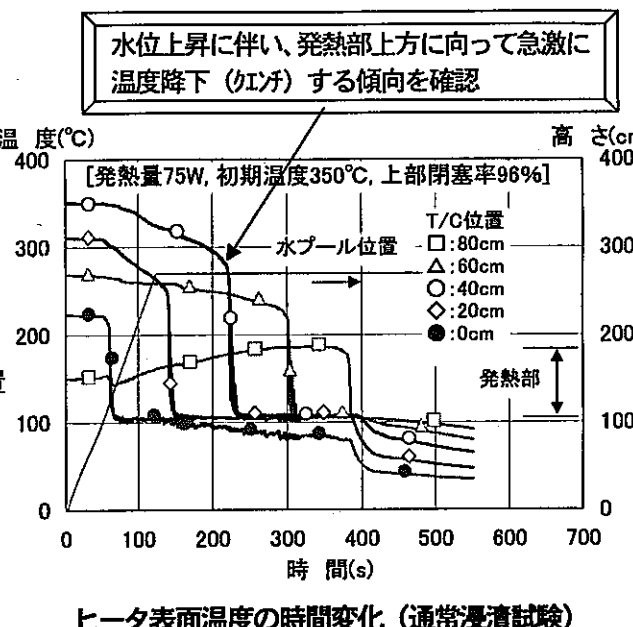
炉外燃料取扱システムの選定 (H14 年度末) に反映

今年度の成果

高発熱燃料の除熱特性基礎試験
(燃料ピンまわりの沸騰現象の可視化も考慮し、単ピン体系での試験)



試験装置概念図



ヒータ表面温度の時間変化 (通常浸漬試験)

水位上昇に伴い、発熱部上方に向かって急激に温度降下 (クエンチ) する傾向を確認

各試験パラメータの影響

パラメータ	対応する設計因子	試験結果の概要
集合体発熱量	・ 18~44 kW → 中型炉や早期燃料取出し条件も考慮	[通常浸漬試験] ・ 発熱量の増大及び初期温度の上昇に伴い、発熱部全体が冷却される冠水終了時間が延びる傾向。ただし、初期温度 350℃、発熱量 165W (炉停止後 4 日相当) の条件でも、ヒータ温度上昇は数℃に留まり、10 分程度で冷却可能。 ・ プール上昇速度 25~70mm/s の範囲では、冠水終了時間への影響小。 ・ 上部閉塞率 96% の条件でも、試験部の圧力上昇は小さく、発熱部への水位上昇は阻害されない。
被覆管初期温度	・ 250~350℃ → Ar ガス冷却設備合理化	
浸漬速度	昇降機降下スピード	
出口部形状	グリッパ部からの蒸気排出面積、圧損	[水注入試験] ・ 上部閉塞率や初期水位の相違により冠水終了時間が変化するが、冷却水 10g/s を注入することにより、ヒータ最高温度の上昇は約 6℃ に留まり、有意な温度上昇を招くことなく冷却可能。
上部注水量	水冷却系の設備容量	
スティック時の浸漬位置	水冷却系の設備容量、圧力	

評価及び今後の検討方針

- 単ピン体系での水プール浸漬試験により、高発熱燃料集合体の除熱特性を確認するとともに、実機設計に向けた基礎データを取得した。
- 当面の課題は下記のとおりである。
 - 試験データに基づく実機除熱性能評価手法の高度化
 - 冷却系設備設計へのフィードバック

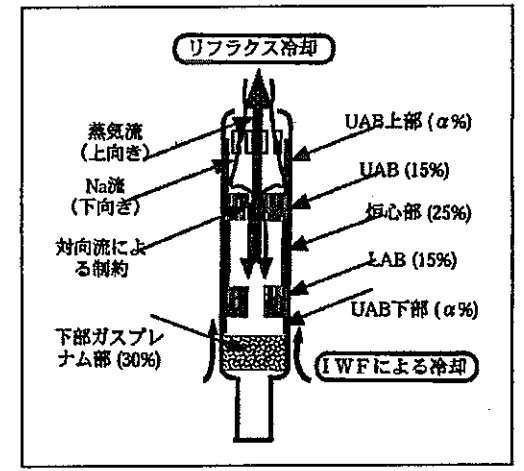
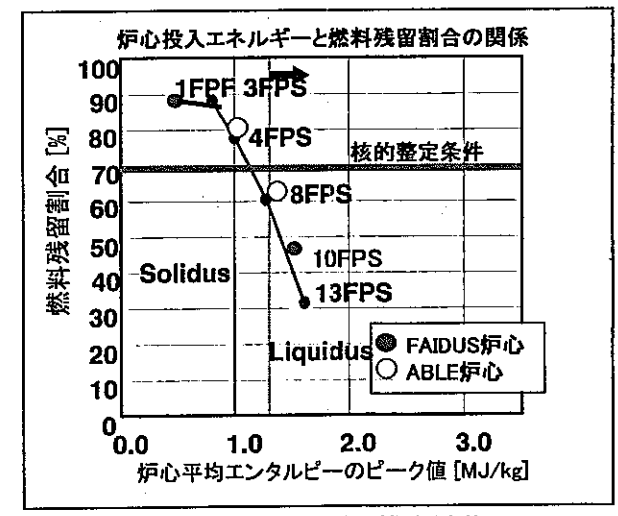
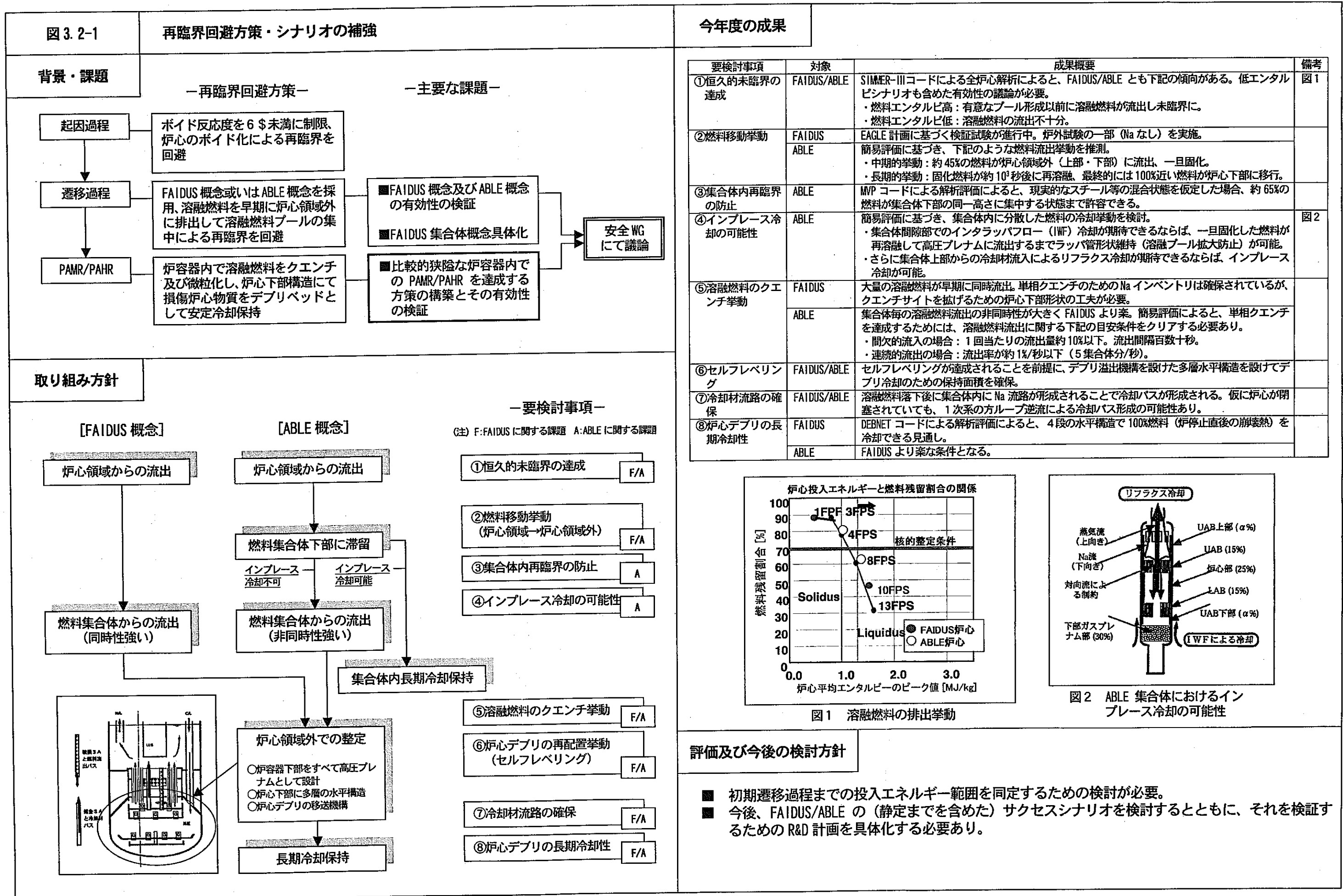
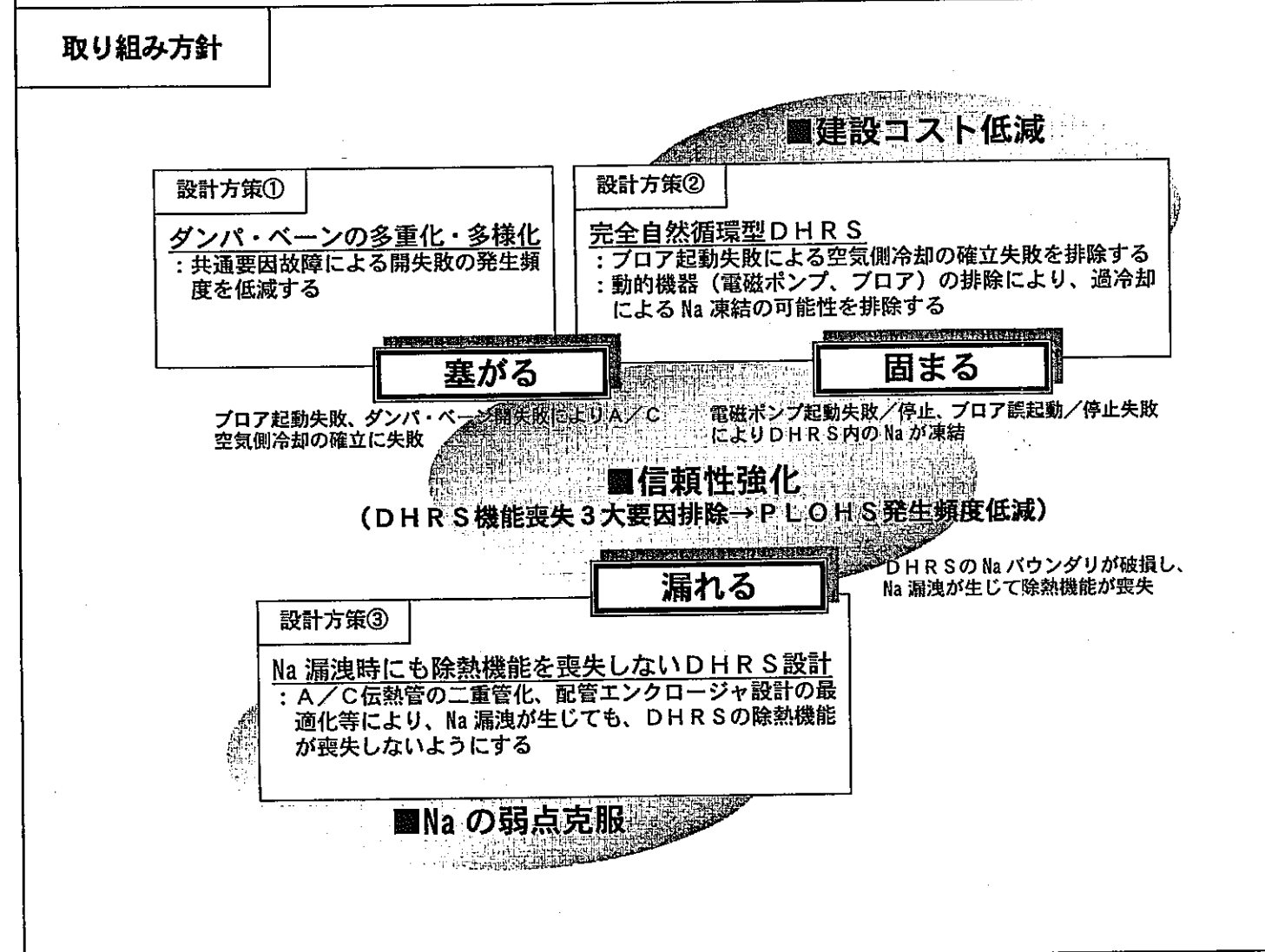
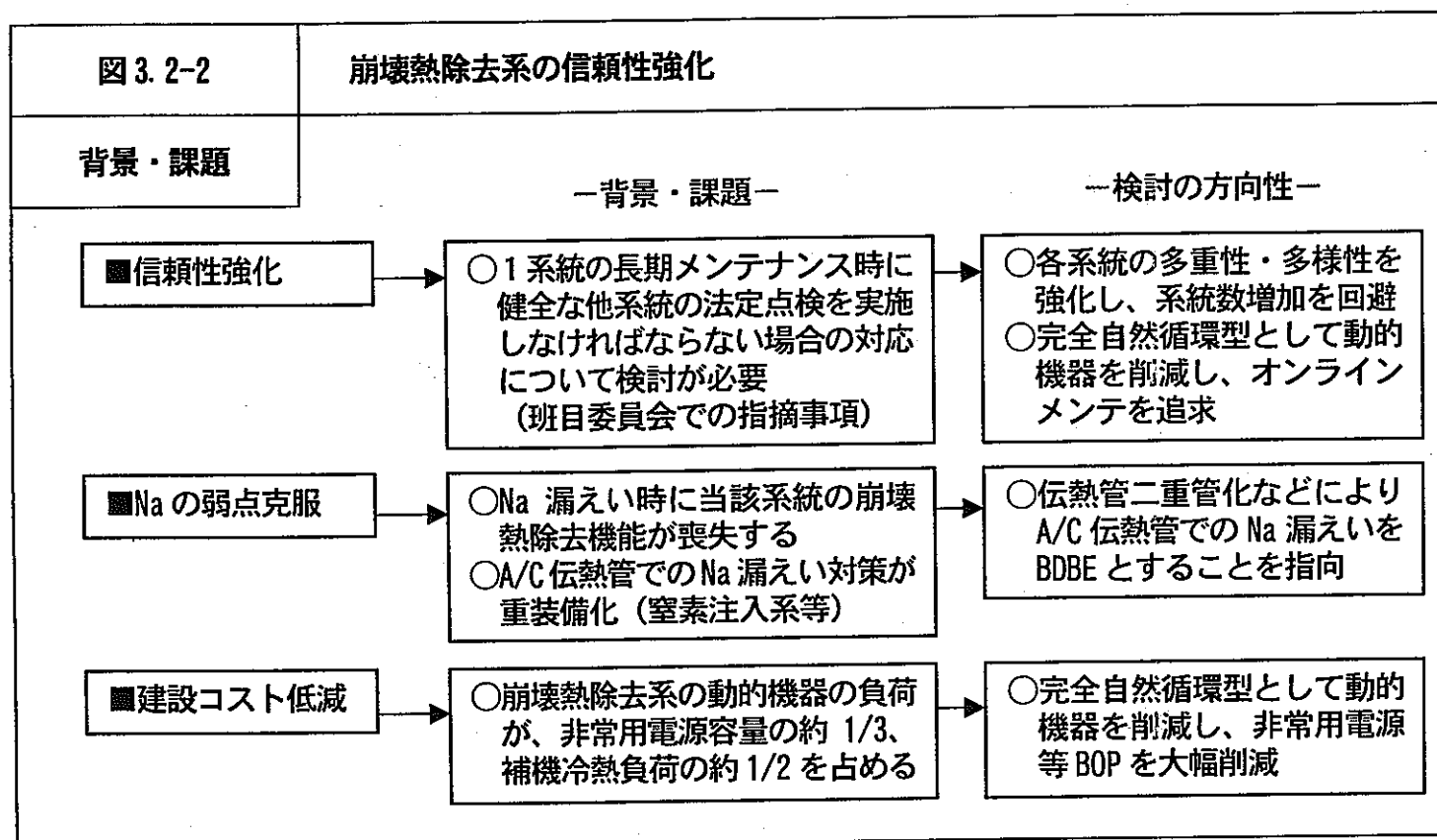


図2 ABLE 集合体におけるインプレース冷却の可能性

図1 溶融燃料の排出挙動



今年度の成果

システム概念

ポニーモータ削除

電磁ポンプ削除

A/C 伝熱管二重管化

A/C ベーン・ダンパ二重化 (50%×2)

A/C 送風機削除

経済性向上効果 (平成 12 年度評価)

分類	数値
動的機器 (EMP、送風機)	削除
DHRS 熱伝面、配管径	増加
非常用電源負荷	-34%
補機冷却海水系熱負荷	-55%
空調設備	-20%
建屋容積	-3%

安全性 (崩壊熱除去特性)

1 次元プラント動特性解析コードによる安全解析

区分	想定事象	最高温度	
		H/L	C/L
II	外電喪	558°C	511°C
III	外電喪 + IRACS 系ダンパ 1 基開失敗	559°C	511°C
	外電喪 + DRACS 系ダンパ 1 基開失敗	558°C	511°C
IV	2 次 Na 漏えい	610°C	597°C
	+ 外電喪 + IRACS 系ダンパ 1 基開失敗		
	IRACS 系 Na 漏えい	572°C	559°C
	+ 外電喪 + DRACS 系ダンパ 1 基開失敗		
DRACS 系 Na 漏えい	589°C	530°C	
	+ 外電喪 + IRACS 系ダンパ 1 基開失敗		

安全性 (PLOHS 発生頻度)

実証炉の PSA をベースに概略評価

主要な機能喪失要因	DHRS 非信頼度 (/d)	
	実証炉	旭
起動信号故障	4.7×10^{-9}	4.7×10^{-9}
ダンパ開失敗	2.8×10^{-7}	9.3×10^{-8}
ダンパ誤開による Na 凍結	2.8×10^{-9}	1.7×10^{-7}
誤閉故障	1.6×10^{-7}	1.7×10^{-7}
DC 電源喪失	4.9×10^{-9}	9.0×10^{-9}
静的機器の漏えい	5.4×10^{-9}	ϵ
合計	4.9×10^{-7}	4.4×10^{-7}

完全自然循環型の 3 系統の DHRS (IRACS×2+DRACS×1) で十分な崩壊熱除去能力を有することを確認

PLOHS 発生頻度は $2.1 \times 10^{-8}/\text{ry}$ 程度高い信頼性を有する見通しを確認

評価及び今後の検討方針

- 当初計画の通り、PLOHS 発生頻度を適切に抑制するとともに、Na 漏えいに対する耐性を高め、かつ、建設コストの削減も期待できる新たな DHRS 概念を構築した。
- 当面の課題は下記のとおりである。
 - 自然循環崩壊熱除去特性の把握 (熱流動解析を主体とした検証)
 - PSA 手法による DHRS 信頼性の詳細検討
 - A/C 伝熱管での Na 漏えいを BDBE とするための要件、対策設備の検討

図 3.3-1 Na 水反応対策の強化

背景・課題

- ヘリカルコイル管型 SG、直管型 SG とともに、R/D 破裂信号のみにクレジットを取った保守的な評価でも、最大水リーク率をヘリカルコイル管型 SG の 1+3 本破損相当の値に抑えることができる見通し。
- また、SG 水リーク検出技術の高度化（固体電解質酸素計、音響計を安全保護系並みとする）等により高温ラプチャを排除でき、最大水リーク率を抑制できる見通し。
- SG 水リーク後の復旧・補修作業によりプラント停止期間が長期化すると、稼働率の大幅な低下に繋がる恐れがあるので、今年度は、安全性確保に関する見通しを得ることに留まらず、経済性向上（財産保護、稼働率向上）に向けた検討に着手。すなわち、発生頻度が高い小リーク時を対象に、SG 水リークの事故影響を局限して速やかな補修・復旧を可能とする設計方針を検討。

安全性

- ①原子炉停止機能
- ②崩壊熱除去機能
- ③放射性物質の閉じ込め機能

経済性

- ①財産保護
- ②稼働率向上

Na 技術高度化WG 等で検討

圧力上昇に対する 2 次系機器の健全性確保

- ①SG 水リークの早期検知+事象終息シーケンスの早期立ち上げによる水リーク率の抑制
- Na 水反応生成物の処理
- ①反応生成物放出系の設置

SG 水リーク発生頻度の抑制

- ①SG 製造技術、品質管理の高度化
- ②ISI 技術の高度化+予防保全
- SG 伝熱管の損傷本数（要プラグ本数）の抑制
- ①SG 水リーク検出系の高度化
- ②SG 伝熱管の耐ウエステージ性向上
- ③その他
- SG 伝熱管補修期間の短縮
- ①SG 伝熱管補修技術の高度化

取り組み方針

目標設定
SG 水リークによる SG 補修・交換コスト、補修・交換期間の電力損失を考慮した経済性評価モデルを作成、経済性向上に向けて、SG 水リークの発生頻度及び事故影響（SG 伝熱管の要プラグ本数）をどの程度まで抑える必要があるかについて検討した。

経済性評価モデル

総コスト = プラント建設コスト + SG 交換コスト（新規 SG 製作） + 電力損失コスト

その結果を踏まえ、小リーク時の要プラグ本数を初期リーク管 1 本に限定するという高い目標を設定。

検討内容

- SG 水リーク時の事故影響を局限する方策を抽出・評価して、有望な方策を選定
- ヘリカルコイル管型 SG、直管型 SG を対象に水リーク検出特性解析、小リーク時の伝熱管破損伝播解析を行い、選定した方策の効果について検討

今年度の成果

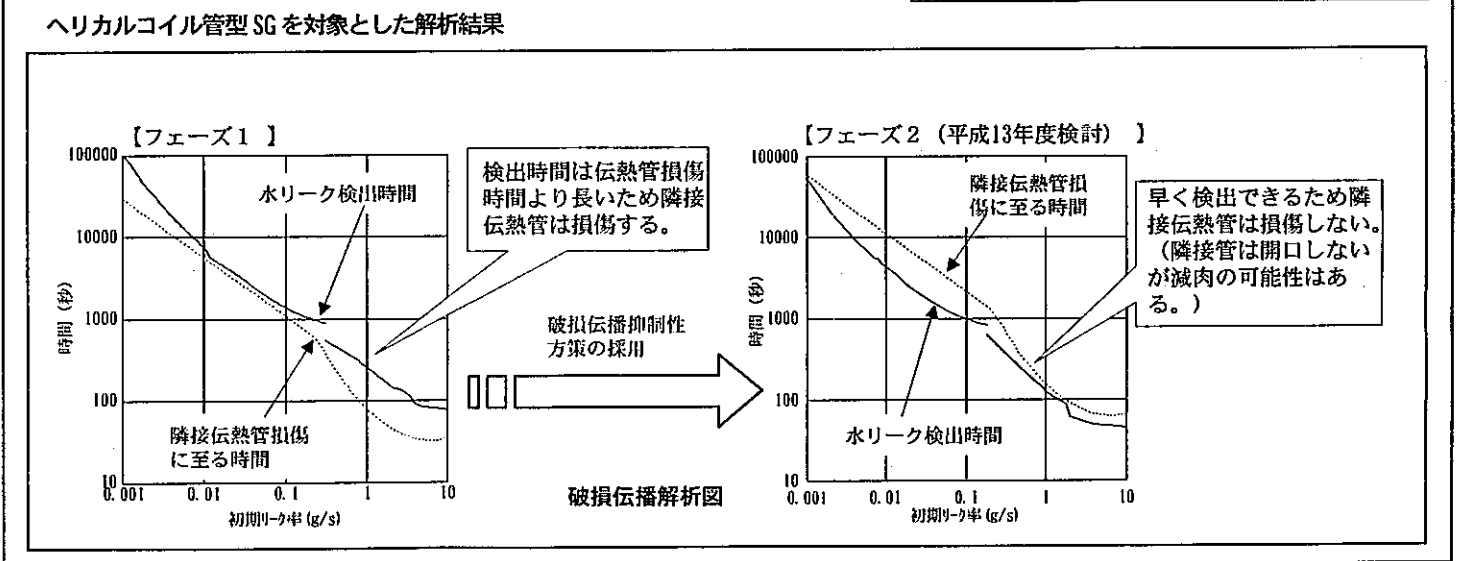
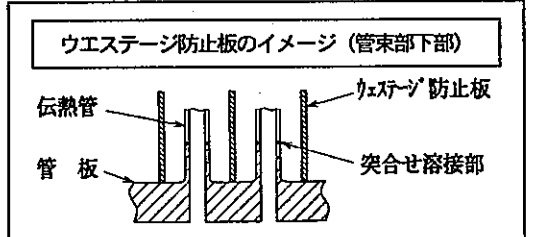
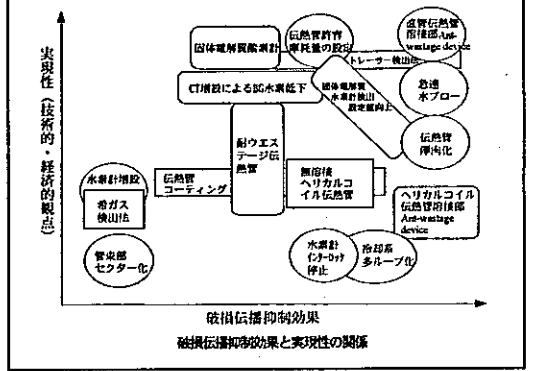
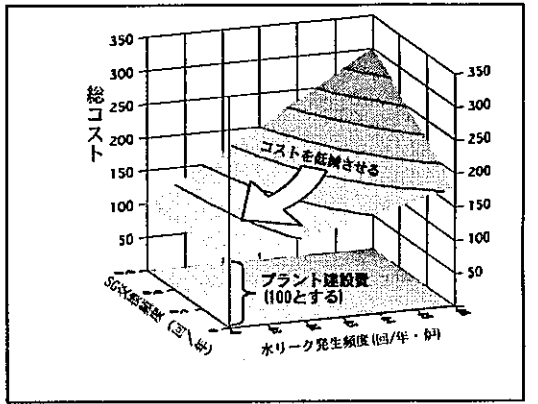
■ コスト評価
いくつかの仮定に基づく評価ではあるが、SG 水リークの発生頻度を抑制し、水リーク時の事故影響（SG 交換頻度に影響）を局限することが、経済性向上の観点からは極めて重要。

- 発生頻度：国内外の事例に基づく評価 約 0.4 回/年（伝熱管溶接部からの小リークが大多数を占める）
→ 発生頻度の高い伝熱管溶接部からの小リークを適切に抑制することが重要
- 事故影響：要プラグ伝熱管 > 伝面余裕分で SG 交換
→ 小リーク時の要プラグ伝熱管本数低減が重要（理想的には初期リーク管 1 本）

■ 事故影響局限方策の抽出・評価
小リーク時の事故影響局限に有効で、破損伝播抑制効果と実現性が高い有望な方策として下記を選定。

- 水リーク検出システム高度化
 - 固体電解質酸素計の採用
 - 固体電解質酸素計又は酸素計の検出感度向上
- 伝熱管耐ウエステージ性向上
 - 管-管板溶接部へのウエステージ防止板設置（直管型 SG）
 - 伝熱管肉厚の最適化（肉厚増加：予め摩耗代を持たせる）
 - 伝熱管許容摩耗代の最適化（ISI で肉厚余裕をモニタリング）

■ 事故影響局限方策の効果に関する解析検討
検出系の精度向上、伝熱管の耐ウエステージ性向上等により、少なくとも隣接伝熱管がターゲットウエステージによって開口する前に水リーク事象を終息できる見通しがある。



評価及び今後の検討方針

- 検出系の精度向上、伝熱管の耐ウエステージ性向上等により、隣接伝熱管で水リークが始まるまでに水リークを終息できる見通しがある（ヘリカルコイル管型 SG の場合）。
- 今後とも検討を継続し、SG 水リークの発生頻度の抑制、水リーク時の事故影響の局限、SG 伝熱管の補修期間の短縮に向けた設計方針を具体化するとともに、必要な R & D 項目を抽出・整理する必要がある。

図 3.3-2 Na 漏えい対策の強化

背景・課題

- 機器・配管は全て二重壁構造とし、かつ、その内部を不活性雰囲気化しており、Na 漏えい時の安全性は確保できる。
- Na 漏えい後の復旧・補修作業によりプラント停止期間が長期化すると、稼働率の大幅な低下に繋がる恐れがあるので、フェーズ2では、補修性の向上を目指した Na 漏えい対策の検討を行う。

安全性

- ①原子炉停止機能
- ②崩壊熱除去機能
- ③放射性物質の閉じ込め機能

1次系の液位確保

- ①二重壁構造（1次系のNa バウンダリ）
- 安全機能に対する熱的影響の排除
- ①二重壁構造内部の不活性雰囲気化（1次系）

経済性

- ①財産保護
- ②稼働率向上

Na 漏えい発生頻度の低減

- ①Na バウンダリ面積縮小
- ②小口径配管等の削除
- ③溶接箇所、構造不連続部の削減

Na 漏えいの早期検知

Na 漏えいの事故影響緩和

- ①二重壁構造（A/C 伝熱管を含む全 Na バウンダリ）
- ②二重壁構造内部の不活性雰囲気化

Na 技術高度化WG
等で検討

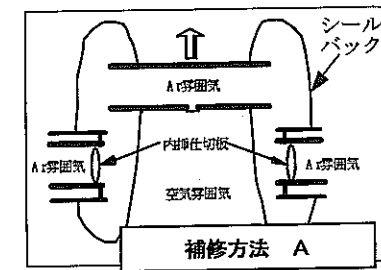
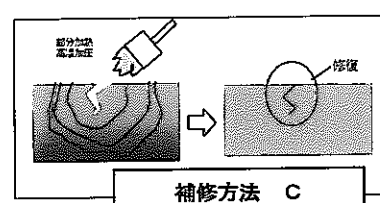
補修性の向上

- ①二重壁内部の小区画化（仕切り構造）
- ②補修技術等の高度化

今年度の成果

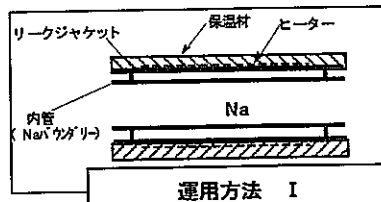
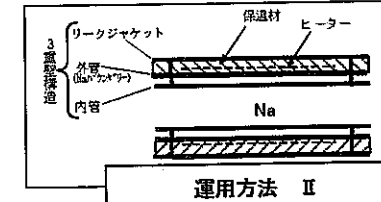
■ **配管補修方法**
補修時間の短縮や応急補修方法の可能性を追求し、種々のアイデアを抽出した。

補修方法	A（現状）	B	C
内容	漏えい配管の切断及び新配管の溶接	Aと同様だが、切断箇所を仕切り構造の外側まで拡大	部分加熱・高温加圧による応急補修
効果及び技術課題	実績あり、大きな技術課題はないが、時間・労力がかかる。	Aに比べ、漏えい Na 洗浄の工程を省略できるが、切断範囲が広くなる。	短時間で補修可能だが、技術未確立。

■ **漏えい後のプラント運用**
Na 漏えい検知後も仮補修等でプラント運転を継続し、次期定検にて恒久補修するといったプラント運用を採用する可能性について検討。

運用方法	I（現状）	II	III
内容	Na 漏えい後、速やかにプラントを停止し、補修を行う。	配管を三重構造とし、中管を Na バウンダリとする。Na 漏えい検知後も運転継続し、補修は次期定検期間内に行う。	Na 漏えい後、速やかにプラントを停止するが、短期間の応急修理で再起動。恒久補修は次期定検期間内に行う。
効果及び技術課題	—	配管物量は増加するが Na 漏えいによる稼働率の低下なし。三重管構造における補修方法の検討要。	Na 漏えいによる稼働率の低下は I と II の中間。配管応急修理方法の検討要。

取り組み方針

■ **復旧日数目標の設定**
Na 漏えいの事例分析に基づき、本プラントの設計上の特徴を考慮して、Na 漏えいの発生頻度を系統毎に推定する。それを踏まえて、高稼働率を維持するために求められる各系統の復旧日数目標を設定する。（検討中）

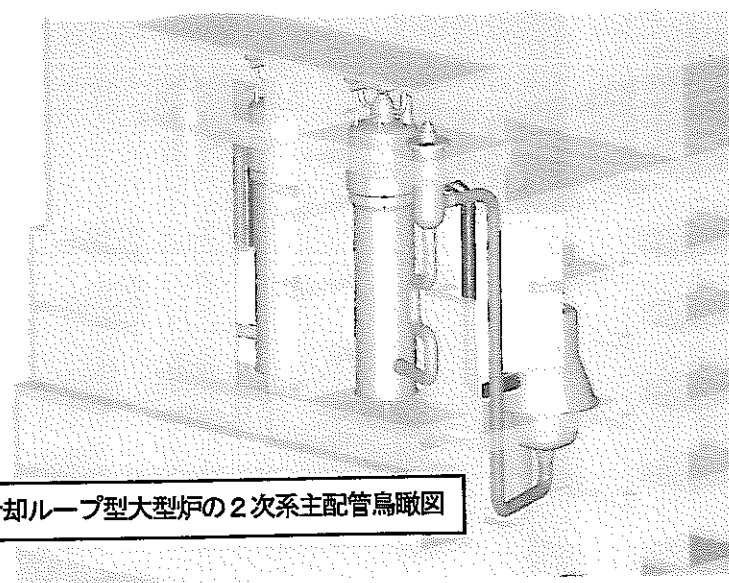
(例) 1次系	Na 漏えいの発生頻度：低+	復旧日数：長	➡	高稼働率を維持
2次系	Na 漏えいの発生頻度：中+	復旧日数：中		
崩壊熱除去系	Na 漏えいの発生頻度：高+	復旧日数：短		

■ **補修技術等の高度化検討**
今年度は、2次系（主配管）からの漏えいに対する復旧日数目標を暫定的に30日とし、これを可能とする補修技術等の高度化検討を行う。

プラント設計への反映

- ①機器配置
- ②配管引き回し
- ③建て屋構造 等

R&D項目の抽出

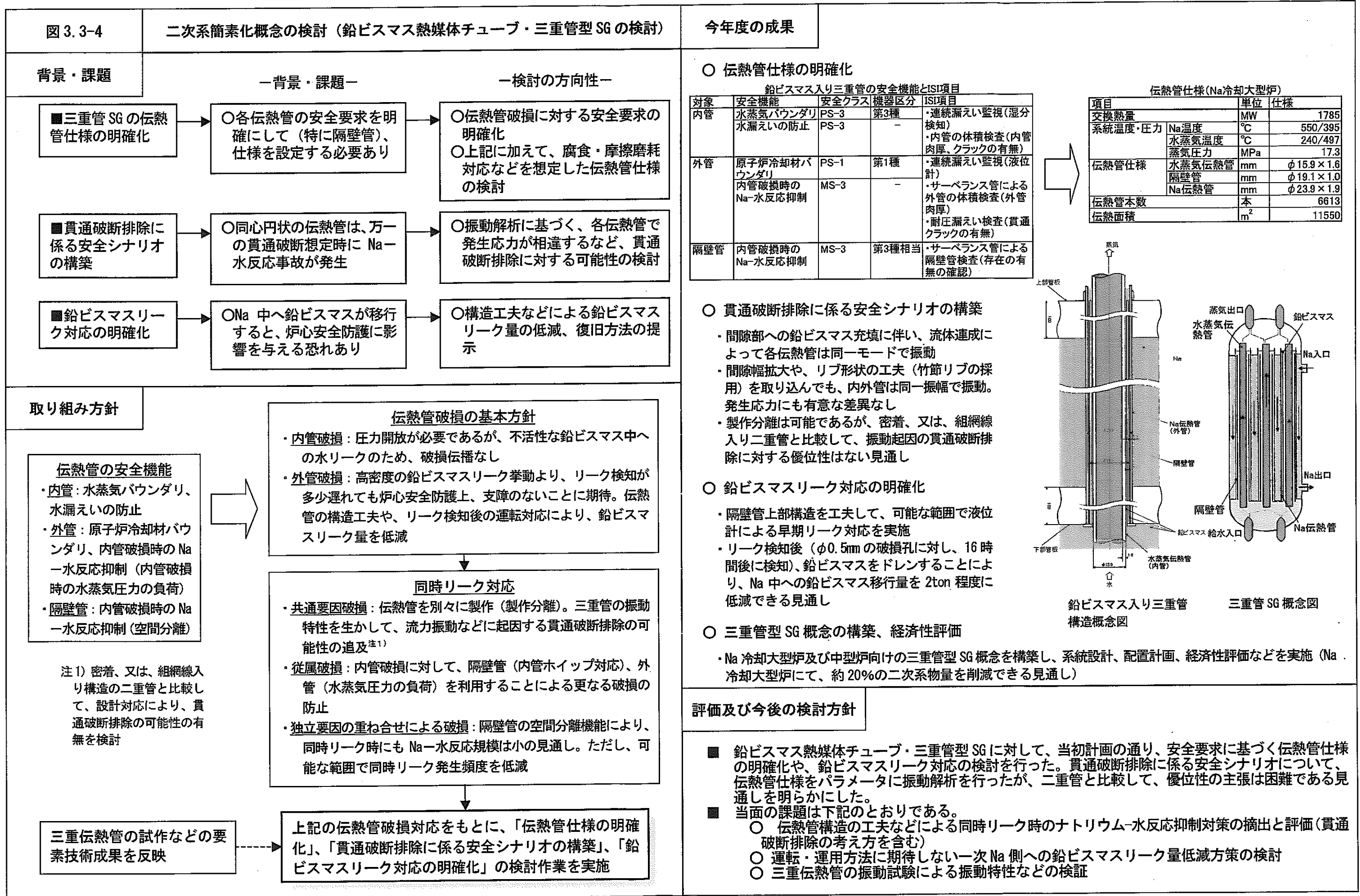


Na 冷却ループ型大型炉の2次系主配管鳥瞰図

評価及び今後の検討方針

- 2次系主配管を対象に、復旧日数30日という目標を暫定し、補修方法や Na 漏えい後のプラント運用について幅広いアイデア出しを行った。
- 今後、1次系、2次系及び崩壊熱除去系について目標復旧日数を定め、それぞれの補修方法を具体化し、設計への反映を行うとともに、必要なR&D項目を抽出・整理する必要がある。

図 3.3-3	ISI & Rの検討	今年度の成果																
<p>背景・課題</p> <p>—背景・課題—</p> <p>—検討の方向性—</p> <p>■ 実用炉の特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 経済性の観点から原子炉容器をコンパクト化する一方、炉内配管の採用及びガス巻き防止等炉内流動制御構造の拡大に伴い、炉内構造物への検査要求が増加している。 ○ Naバウンダリの局限化および2重化により、Na燃焼抑制を図っている。 <p>■ 検査補修技術の現状</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 冷却材にNaを用いるFBRでは、不透明、高温、化学的活性というNaの特徴から、Na中での検査、補修する技術が確立されていない。 	<p>プラント安全性の向上</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ Naドレインなしでの検査・補修技術の可能性を追求する。 	<p>■ ISIに対する設計構想（主要箇所）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">ISI構想</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉構造</td> <td>①炉内構造物については、1次応力及び疲労損傷が十分小さくなるよう設計すること、また、燃料検査などの厳格な品質管理を行い、供用中の健全性を担保するとの先行炉の考え方を踏襲した上で ②予防保全の観点から、Na中可視化技術の高度化を図り、以下のISI（自主）を実施する。 ○コーンサポート、炉心槽の炉心支持構造物の肉眼検査 ○コーンサポート、スライドジョイント、ディッププレート（流路バス形成部位）の肉眼検査</td> </tr> <tr> <td>1次主冷却系</td> <td>○主配管（冷却材バウンダリ）：VTM-2+CM ○外管（放射性Naの燃焼抑制）：VTM-3 ○高温構造設計基準体系強度評価モニタとしての体積検査については、先行炉の実績を踏まえ、検討する。</td> </tr> <tr> <td>2次主冷却系</td> <td>○主配管（非放射性Naの保持）：CM ○外管[C V内]（格納施設内の非放射性Naの燃焼抑制）：VTM-3</td> </tr> </tbody> </table> <p>■ 炉内構造物の補修に対する設計構想</p> <table border="1"> <tbody> <tr> <td>炉内構造物の補修に対する開発目標</td> <td>●商用炉として経済性の観点（発電損失リスク低減）から、炉内構造物の方が一の異常に対して、その影響を局限する。（短時間の原子炉停止により復旧できる方策を講じる。） ●そのため、異常を軽微な状態で早期検知して異常箇所特定を速やかに行い、Naドレインなし、炉心退避無で早期修復を可能とする。</td> </tr> <tr> <td>異常の検知</td> <td>●Na中ISI（自主）による予防保全</td> </tr> <tr> <td>早期異常箇所の特定</td> <td>●USVによる目視 ●Na中超音波検出器による損傷の詳細確認</td> </tr> <tr> <td>早期復旧</td> <td>●Na中補修ロボットによる補修</td> </tr> </tbody> </table>	ISI構想		原子炉構造	①炉内構造物については、1次応力及び疲労損傷が十分小さくなるよう設計すること、また、燃料検査などの厳格な品質管理を行い、供用中の健全性を担保するとの先行炉の考え方を踏襲した上で ②予防保全の観点から、Na中可視化技術の高度化を図り、以下のISI（自主）を実施する。 ○コーンサポート、炉心槽の炉心支持構造物の肉眼検査 ○コーンサポート、スライドジョイント、ディッププレート（流路バス形成部位）の肉眼検査	1次主冷却系	○主配管（冷却材バウンダリ）：VTM-2+CM ○外管（放射性Naの燃焼抑制）：VTM-3 ○高温構造設計基準体系強度評価モニタとしての体積検査については、先行炉の実績を踏まえ、検討する。	2次主冷却系	○主配管（非放射性Naの保持）：CM ○外管[C V内]（格納施設内の非放射性Naの燃焼抑制）：VTM-3	炉内構造物の補修に対する開発目標	●商用炉として経済性の観点（発電損失リスク低減）から、炉内構造物の方が一の異常に対して、その影響を局限する。（短時間の原子炉停止により復旧できる方策を講じる。） ●そのため、異常を軽微な状態で早期検知して異常箇所特定を速やかに行い、Naドレインなし、炉心退避無で早期修復を可能とする。	異常の検知	●Na中ISI（自主）による予防保全	早期異常箇所の特定	●USVによる目視 ●Na中超音波検出器による損傷の詳細確認	早期復旧	●Na中補修ロボットによる補修
ISI構想																		
原子炉構造	①炉内構造物については、1次応力及び疲労損傷が十分小さくなるよう設計すること、また、燃料検査などの厳格な品質管理を行い、供用中の健全性を担保するとの先行炉の考え方を踏襲した上で ②予防保全の観点から、Na中可視化技術の高度化を図り、以下のISI（自主）を実施する。 ○コーンサポート、炉心槽の炉心支持構造物の肉眼検査 ○コーンサポート、スライドジョイント、ディッププレート（流路バス形成部位）の肉眼検査																	
1次主冷却系	○主配管（冷却材バウンダリ）：VTM-2+CM ○外管（放射性Naの燃焼抑制）：VTM-3 ○高温構造設計基準体系強度評価モニタとしての体積検査については、先行炉の実績を踏まえ、検討する。																	
2次主冷却系	○主配管（非放射性Naの保持）：CM ○外管[C V内]（格納施設内の非放射性Naの燃焼抑制）：VTM-3																	
炉内構造物の補修に対する開発目標	●商用炉として経済性の観点（発電損失リスク低減）から、炉内構造物の方が一の異常に対して、その影響を局限する。（短時間の原子炉停止により復旧できる方策を講じる。） ●そのため、異常を軽微な状態で早期検知して異常箇所特定を速やかに行い、Naドレインなし、炉心退避無で早期修復を可能とする。																	
異常の検知	●Na中ISI（自主）による予防保全																	
早期異常箇所の特定	●USVによる目視 ●Na中超音波検出器による損傷の詳細確認																	
早期復旧	●Na中補修ロボットによる補修																	
<p>取り組み方針</p>	<p>1次・2次系Naドレイン有無の検討</p> <p>ドレイン有無による稼働率への影響評価</p> <p>ドレイン有無による技術レベルの評価</p>	<p>■ ISI技術の評価結果（箇所別）</p> <p>(A: 新たな技術を開発、B: 既存をベースに高度化に対応、C: 既存で適用化)</p> <p>■ 検査・補修に対するR&D項目の抽出結果</p> <p>【ISI】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●高解像度USV ●Na中UT ●2重配管内検査ロボット ●Na中検査ロボット <p>【補修】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●炉内補修技術（溶接、検査、切削・切断、曲げ加工、ボルト操作等） ●Na中補修ロボット <p>評価及び今後の検討方針</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ Naドレインなしでの検査・補修技術の可能性を追求し検討した結果、現状での設計上の課題および検査・補修技術の課題を抽出することができた。 ■ 当面の課題は下記のとおりである。 <ul style="list-style-type: none"> ○ 炉内構造物（冷却材流路の確保）に対するISIの考え方を整理する。 ○ 検査・補修シナリオ、装置構想を明らかにし、詳細な検討を行い、設計への反映を行う。 ○ 抽出したR&D項目の優先度を明確にし、研究開発計画を策定する。 ○ 検査手法の合理化の検討を行う。 																



鉛ビスマス入り三重管 三重管 SG 概念図
構造概念図

取り組み方針

伝熱管の安全機能

- ・ 内管: 水蒸気バウンダリ、水漏えいの防止
- ・ 外管: 原子炉冷却材バウンダリ、内管破損時の Na-水反応抑制 (内管破損時の水蒸気圧力の負荷)
- ・ 隔壁管: 内管破損時の Na-水反応抑制 (空間分離)

注1) 密着、又は、組網線入り構造の二重管と比較して、設計対応により、貫通破断排除の可能性の有無を検討

伝熱管破損の基本方針

- ・ 内管破損: 圧力開放が必要であるが、不活性な鉛ビスマス中への水リークのため、破損伝播なし
- ・ 外管破損: 高密度の鉛ビスマスリーク挙動より、リーク検知が多少遅れても炉心安全防护上、支障のないことに期待。伝熱管の構造工夫や、リーク検知後の運転対応により、鉛ビスマスリーク量を低減

同時リーク対応

- ・ 共通要因破損: 伝熱管を別々に製作 (製作分離)。三重管の振動特性を生かして、流力振動などに起因する貫通破断排除の可能性の追及^{注1)}
- ・ 従属破損: 内管破損に対して、隔壁管 (内管ホイップ対応)、外管 (水蒸気圧力の負荷) を利用することによる更なる破損の防止
- ・ 独立要因の重ね合せによる破損: 隔壁管の空間分離機能により、同時リーク時にも Na-水反応規模は小の見通し。ただし、可能な範囲で同時リーク発生頻度を低減

上記の伝熱管破損対応をもとに、「伝熱管仕様の明確化」、「貫通破断排除に係る安全シナリオの構築」、「鉛ビスマスリーク対応の明確化」の検討作業を実施

三重伝熱管の試作などの要素技術成果を反映

評価及び今後の検討方針

- 鉛ビスマス熱媒体チューブ・三重管型 SG に対して、当初計画の通り、安全要求に基づく伝熱管仕様の明確化や、鉛ビスマスリーク対応の検討を行った。貫通破断排除に係る安全シナリオについて、伝熱管仕様をパラメータに振動解析を行ったが、二重管と比較して、優位性の主張は困難である見通しを明らかにした。
- 当面の課題は下記のとおりである。
 - 伝熱管構造の工夫などによる同時リーク時のナトリウム-水反応抑制対策の抽出と評価 (貫通破断排除の考え方を含む)
 - 運転・運用方法に期待しない一次 Na 側への鉛ビスマスリーク量低減方策の検討
 - 三重伝熱管の振動試験による振動特性などの検証

4. 結 言

実用化戦略調査研究フェーズⅡの初年度に当たる平成 13 年度に実施した Na 冷却大型炉の設計研究の研究成果をまとめた。

平成 13 年度の設計研究の結果、経済性目標（建設コスト 20 万円/kWe 以下、等）を満足し、概念成立性に関する基本的な見通しを有する Na 冷却大型炉のプラント概念を構築した。同時に、本概念の成立性見通しを確実なものとするために、さらに検討すべき課題も明確にした。

今後は、これらの課題を解決するとともに、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し、概念成立性の見通し、経済性目標達成見通しを確たるものとして行く計画である。

5. 略語一覽

BOP	Balance of Plant
ISI&R	In Service Inspection and Repair
SG	Steam Generator
FAIDUS	Fuel Assembly with Inner Duct Structure
ABLE	Axial Blanket Elimination
DDI	Duct-Duct Interaction
IHX	Intermediate Heat Exchanger
DBE	Design Basis Event
DHX	Decay Heat Exchanger
PAMR	Post Accident Material Relocation
PAHR	Post Accident Heat Removal
UIS	Upper Internal Structure
A/C	Air Cooler
IRACS	Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System
DRACS	Direct Reactor Auxiliary Cooling System
DBL	Design Basis Leak
TOP	Transient Over Power
LOF	Loss of Flow
C/R	Control Rod
NSSS	Nuclear Steam Supply System
ULOF	Unprotected Loss of Flow
IGR	Impulse Graphite Reactor
PLOHS	Protected Loss of Heat Sink
PSA	Probabilistic Safety Assessment
USV	Under Sodium Viewer
UT	Ultrasonic Test

6. 参考文献

- (1) JNC TY9400 2001-012 FBR システム技術検討書 -平成 12 年度報告- (研究報告) (2001)
- (2) Kato, M., et al. "Design study of the seismic-isolated reactor building of demonstration FBR plant in Japan". SMIRT-13, Vol.III: 579-584 (1995)
- (3) T. Inagaki, et al. "Flow induced vibration of inverted U-shaped piping containing flowing fluid of top entry system for LMFBR", Transactions of the 9th international conference on structural mechanics in reactor technology, Lausanne 17-21 (1987)