4. 研究開発の進捗

4.1 原子炉システム

4.1.1 全　般

(1)FaCT 開発目標及び設計要求の設定

FS フェーズⅡで検討した開発目標、設計方針を踏まえて、FaCT 開発目標を設定し、実用炉の概念設計研究、実証炉の概念構築を開始した。開発目標は、2050 年頃の FBR 本格導入時に向けて、FBR サイクル技術仕様の目標理念を示すものであり、それに基づき、設計要求を定めた。炉システムに関する設計要求を表 4.1.1-1 に示す。

表中の下線に示すように、安全性の目標は、基本的には FS フェーズⅡの目標と同じであるが、格納機能喪失発生頻度については、より具体化を図るため、数値(10-7/炉・年)を設定した。

増殖比は、FS フェーズⅡにおいて 1.1 程度(設計検討レファレンス燃料組成の場合)としていたが、ＦＢＲ導入初期における燃料供給のより柔軟な対応を可能とする観点から、FaCT における高増殖炉心については、増殖比は合理的に達成可能な最大 1.2 程度(同上)の概念の選択肢提示を目標とすることとした。

経済性の目標は、FS フェーズⅡでは、建設費の設計要求を 20 万円/kWe に設定し、これを満足し得る評価結果を得た。そこでは、初号機以降の習熟効果は考慮せず、初号機特有のエンジニアリング費や建中利子を含めたものとしていたが、FaCT では、国際標準化の観点から、これら評価条件を諸外国の次世代炉と同様に習熟効果とオーバーナイトコスト*を条件として、建設費の目標を 12 万円/kWe と修正した。発電原価についても建設費の算定方法を踏まえ、FS フェーズⅡ目標の 4 円/kWh を見直して、2 円/kWh と設定した。尚、2 円/kWh は 2005 年時点での物価指数に基づく数値である。

2006 年度からの FaCT においては、以上の目標を実現するため、本格的な技術開発に着手した。

*オーバーナイトコスト：建中利子を含まない建設コスト

(2)検討する革新技術

前記（１）項で述べた開発目標を達成するため、安全性、信頼性、経済性の観点から以下の革新技術の導入について検討することとしている。

ａ．安全性向上

○炉心安全性の向上

・受動的炉停止と自然循環による炉心冷却

・炉心損傷時の再臨界回避技術

○耐震性の向上

・大型炉の炉心耐震技術

ｂ．信頼性向上

〇ナトリウムの取扱技術

・配管２重化によるナトリウム漏洩対策と技術開発

・直管２重伝熱管蒸気発生器の開発

・保守・補修性を考慮したプラント設計と技術開発

ｃ．経済性向上

〇建屋容積・物量の削減

・配管短縮のための高クロム鋼の開発

・システム簡素化のための冷却系２ループ化

・１次冷却系簡素化のためのポンプ組込型中間熱交換器開発

・原子炉容器のコンパクト化

・システム簡素化のための燃料取扱系の開発

・物量削減と工期短縮のための格納容器のＳＣ造化

〇高燃焼度化による長期運転サイクルの実現

・高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発

(3)設計オプション

前記（２）項で述べた革新技術のうちのいくつかは、開発リスクを伴うことから、2010 年の設計判断に適切な情報を提供するため、現時点において、設計オプションとしての代替技術について設計検討を進めているものがある。代替技術については、各設計項目の中で状況を示している。今後、革新技術に関する研究開発の進捗をみながら、それらの設計オプションに関するプラント成立性を評価していくとともに経済性に関する比較評価を実施する。

(4)開発成果目標の設定

前記（２）項で述べた革新技術の開発あたり、2010 年及び 2015 年の時点で達成すべき成果目標（クライテリア）を設定している。各革新技術の進捗状況、課題と対策、さらには、2010 年クライテリアに対する達成見通しについては、関連する設計項目への反映の観点から、次項以降のそれぞれの設計項目の中で述べる。

(5)設計方針・基準類及びプラント仕様の設定

設計方針・基準類の設定については、安全設計、安全評価、構造設計、耐震設計、遮へい設計、プラント運転方針、保守・補修方針、電気・計測制御設計方針、ナトリウム漏えい対策設計方針について、FaCT 設計要求、各種設備設計及び技術開発の成果を反映する観点からの見直しを開始し、2010 年までに各方針案をとりまとめることとしている。表 4.1.1-2 に各設計方針・基準類の設定

に関する考え方を示している。耐震設計条件については、耐震設計指針の改訂及び新潟県中越沖地震の知見を反映して見直す必要が生じてきたが、国内の原子力発電所の設計地震動は、現在も、見直し途上にある。このため、FaCT の設計検討を進める上では、当面の検討に用いる基準地震動として、従来の設計に用いてきた国内サイト平均の地震動（リファレンス波）を見直し、国内で最も厳しい地点に相当する地震動（ケーススタディ S2 波）を暫定的に設計地震動として設定した。なお、今後、国内の設計地震動の見直しを反映して、適宜見直す方針である。それらに基づき、設定した主要なプラント仕様を表 4.1.1-3 に示す。

(6)スケジュール

FaCT プロジェクトのスケジュールは以下のとおりである。

a.2010 年までのスケジュール

実用炉の概念設計スケジュールを図 4.1.1-1 に示す。2006 年度にはそれまでの実用化戦略調査研究の成果を踏まえ、革新機器の製作性、据付性の検討、及び、経済性、安全性向上検討を実施した。FaCT では、まず、実機製作性を重視して検討を開始した。2007 年は、プラント条件の設定、炉心・ＮＳＳＳ概念設計等を実施するとともに、2008 年より炉心、原子炉構造、冷却系統・機器等の概念設計に着手した。実際に作ることを前提に、素材メーカや鋼材・鋼管メーカ等と検討を行い得る段階に入ったことから、議論しつつ課題の摘出を進めている。FaCT で追及している設計概念（JSFR）は、多くの革新技術を採用していることから、その大型化や大量生産のために必要なインフラが整備されていない部材もある。このため、今後これらの解決策について検討していくことが重要である。また設計検討と並行して、代替的な設計オプションの検討を実施している。

また、実証炉の概念構築は、2007 年度より新たに着手するものであり、五者協議における論点整理に基づき、2010 年頃に実証炉の出力規模及び商業炉に至るまでに必要な炉の基数等を暫定し、採用する革新技術を決定する計画としている。実証炉の概念検討スケジュール及び概念検討に関する方針を図 4.1.1-2、図 4.1.1-3 に示す。これまで、2007 年度にプラント条件の設定を実施するとともに、2008 年度より系統・設備毎に、概念検討に着手した。商業炉の出力規模を 150 万 kWe とした場合の実証炉として、半分の出力規模の 75 万 kWe を設定して概念検討を実施するとともに、出力規模による機器・構造の製作性、技術的実現性のリスク、革新技術の実証性を比較評価する観点から、50 万 kWe のプラントについて主要な箇所の設計を実施し、それらの比較評価を実施する。

b.2010 年以降のスケジュール

2015 年には、基本設計に着するために概念設計を提示することが必要とされ

ている。また、５者協議会では、実証炉のサイズと商業炉に至るまでに必要な炉の基数を確定し、機器・構造実寸試作の要否・仕様を決定するとしており、この判断のための情報を整備することが求められている。このため、2015 年までの期間では、高燃焼度燃料・材料の照射試験、1 次冷却系水流動試験、SASS 機能確認試験、材料強度・高温構造設計に関する基準整備、及びポンプ・蒸気発生器伝熱管等の主要機器単体の機能や設計成立性を評価するための機器開発試験を継続実施するとともに、冷却系の縮尺モデルにより主要系統の特性評価を行うシステム試験装置の設計・製作を行う等、研究開発を継続実施する計画としている。

(7)五者協議における論点に関する検討状況について

高速増殖炉の開発は、現時点で決定できない事項を「論点」、これを決定していく過程で大きな判断を要する時期を「判断ポイント」として整理し、関係者間の認識の共有を図ることとしている。2007 年 4 月に関係五者により整理した論点の一覧を表 4.1.1-4 に示す。これらの論点のうち、比較的早期に判断しなければならないものは、(PI-1-1)実証炉のサイズと基数、(PI-1-2)採用する革新技術、(PI-2)全系統システム試験の要否、(PI-4)国際協力のあり方であり、現在、設計作業及び各研究開発の中で判断に必要なデータを整備するとともに、(PI-4)国際協力のあり方については仏米との協力を中心に検討を進めている状況である。検討内容の詳細については、4.1.12 項のまとめに記載する。

表 4.1.1-1　FaCT プロジェクトの開発目標と炉システムに関する設計要求

指　標		開発目標	設計要求
安全性及び信頼性		SR-1：次世代の軽水炉と同等の安全性の確保	SR-1.1 安全設計の基本原則の遵守：深層防護思想に従って安全対策を講じることにより、設計基準事象の範囲内では周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない SR-1.2 敷地外緊急時対応が発動されるような事態の防止： ・スクラム失敗(ATWS)事象に対して炉心損傷回避、炉心損傷に至っても格納施設内で終息できる設計 ・原子炉容器液位喪失(LORL)と崩壊熱除去失敗(PLOHS)の起因事象に対して、適切な時間裕度とアクシデントマネージメントによって炉心損傷を回避できる設計 SR-1.3 リスク目標の達成　： ・炉心損傷の発生頻度：　10^{-6}/炉・年以下 ・炉心損傷時の格納機能喪失発生頻度：　10^{-7}/炉・年以下
		SR-2：次世代の軽水炉と同等の信頼性の確保	・適切な保守・補修方針の作成、これに適合した検査が可能な設計概念 ・検査要求に適合する検査機器の具体化
持続可能性	環境保全性	EP-1:平常時の放射線の影響	・通常運転時の環境放出放射能については、単位発電量あたりの実効線量が国内外の次世代の軽水炉の評価値を下回ること
	廃棄物管理性	WM-3:潜在的有害度の低減	・MA 含有率：1～5%程度
	資源有効利用性	UR-1:増殖比	・高増殖炉心：増殖比 1.2 程度(設計検討レファレンス燃料組成の場合) ・低増殖炉心：増殖比 1.1 程度(同上) ・低増殖炉心は径ブランケットの削除などにより増殖比 1.0 程度での運用 ・低増殖炉心と高増殖炉心は、同じ原子炉構造に設置可能であること
経済性		EC-1: 発電単価	・発電原価：2 円/kWh（習熟効果、オーバーナイトコスト(建中利子含まず)） ・プラント出力 150 万 kWe 程度 ・建設費関連 建設費：12 万円/kWe（習熟効果、オーバーナイトコスト(建中利子含まず) 建設工期：30 ヶ月台前半 プラント寿命：60 年以上 ・運転費関連 連続運転期間：24 ヶ月以上 定期点検期間：40 日 設備利用率：90%以上 ・燃料費関連 炉心取出平均燃焼度：15 万 MWd/t 程度 ブランケットを含む全炉心取出平均燃焼度 高増殖炉心：6 万 MWd/t 以上 低増殖炉心：8 万 MWd/t 以上

（上記の値は、技術開発の進捗に応じて見直す場合がある）

表 4.1.1-2　設計方針・基準類の設定に関する方針について

設定する設計方針・基準類	設定方針
①設計要求・目標条件の設定	実用化研究開発（FaCT）の開発目標、設計要求を反映。
②適用法規、規格、基準の設定	原子力発電設備に適用される法規、規格基準類を摘出して整備。
③安全設計方針の設定	FS フェーズⅡで整備した安全設計方針類を基に、実用化研究開発向けの安全設計方針を設定。
④構造設計方針の設定(機器区分を含む)	「設計手法高度化検討」で得られた成果を反映して設定。 機器区分については機械学会指針を反映。
⑤耐震設計方針の設定(耐震クラスを含む)	新耐震設計審査指針（H18.9）を反映。 中越沖地震を考慮した条件。
⑥遮へい設計方針の設定(遮へい区分を含む)	FS フェーズⅡで整備した遮へい設計方針を踏まえて設定。
⑦プラント運転方針の設定	通常起動・停止時及び異常事象発生時のプラント運用方針、プラント制御方針を整備した。
⑧保守・補修方針の設定(ISI 方針を含む)	ナトリウム冷却炉の特徴を踏まえ、対象とするプラント機器構造に適合した保守・補修方針を設定。
⑨電気・計測制御設計方針の設定	FS フェーズⅡの設計進捗、次世代の軽水炉の設計動向調査等を反映して整備。
⑩Na 漏えい対策設計方針の設定	ナトリウム漏えいが発生した場合の基本的な対策方針、プラント基本運用及び対策設備の方針を設定。

表 4.1.1-3　プラント主要仕様

①炉型式	ナトリウム冷却ループ型炉
②炉心・燃料型式	均質 2 領域炉心（MOX 燃料高内部転換型炉心）
③ヒートバランス	1 次系：550℃/395℃、　2 次系：520℃/335℃
④ループ数	２ループ
⑤崩壊熱除去系	DRACS（直接炉心冷却系）×1 系統＋PRACS(1 次系共用型炉心冷却系)×2 系統
⑥１次系配管方式	上部流出入方式
⑦主循環ポンプ及び中間熱交換器	1 次系ポンプ組込型 IHX
⑧SG 型式	一体貫流型縦置有液面直管型２重管式（密着２重管式）
⑨NSSS 材料	原子炉容器：316FR 鋼、　　冷却系機器：改良 9Cr 鋼
⑩燃料交換方式	単回転プラグ＋切込型 UIS＋パンタグラフ式燃料交換機
⑪燃料貯蔵方式	EVST（炉外燃料貯蔵槽）貯蔵方式
⑫原子炉建屋、格納容器構造方式	SC 造、矩形 SCCV
⑬建屋免震方式	水平免震
⑭再臨界回避方策	改良内部ダクト型集合体の採用、炉心設計条件の制約（ボイド反応度制限等）

表 4.1.1-4 五者協議における論点整理結果(2007 年４月)

論点(PI)	判断ポイント	判断時期	判断に必要となる技術的知見及びデータ
(PI-1) 商業炉に向けた実証炉のサイズ及び商業炉に至るまでに必要な炉の基数	(PI-1-1) 概念設計の対象とする実証炉のサイズ及び商業炉に至るまでに必要な炉の基数を暫定 採用する革新技術を決定	2011 年頃の概念設計への着手に間に合うタイミング	・ 商業炉の概念設計研究結果によって得られる、システム全般の技術課題の評価結果。 ・ 実証炉の概念検討によって得られる、ナトリウム試験や「もんじゅ」から実証炉への大型化に伴う機器・構造の製作性に関する評価結果。大型化に伴うリスク分析情報。 ・ 要素技術開発における実験及び解析によって得られる、革新技術の構成要素に関する機能データ。 ・ 要素技術開発及び過去の製造経験が乏しい主要な箇所（高クロム鋼製薄肉大口径配管、厳しい熱過渡を受ける構造部位、等）の部分構造試作によって得られる、機器・構造の製作性に関する情報。 ・ 商業炉の概念設計研究や実証炉の概念検討によって得られる、代替技術に関する課題の評価結果。
	(PI-1-2) 実証炉のサイズを含む仕様及び商業炉に至るまでに必要な炉の基数を確定	2015 年頃の基本設計への着手に間に合うタイミング	・要素技術開発や部分構造試作によって得られる、安全、構造、耐震等に係る指針、規格・基準策定の案及び根拠データ。加えて、実証炉に係る添８、添１０相当の設計検討結果。 ・ 機器開発試験やシステム試験（実施する場合は全系統システム試験を含む)、部分構造試作等によって得られる、革新技術に係る実用性（実用技術としての信頼性等）の評価結果。 ・ 商業炉の概念設計研究や要素技術開発、各種試験や試作によって得られる、商業炉の成立性の評価結果。
(PI-2) 全系統システム試験の要否・仕様	(PI-2) 全系統システム試験の要否・仕様を決定	2010 年頃 全系統システム試験の要否、必要な場合はその仕様を決定	・ 要素技術開発、機器開発試験、並びにそれらによって検証された解析手法によって得られる、「機器相互の熱流動に係る干渉」の可能性に関する評価結果。 ・ 自然循環特性や運転制御性を把握するために必要な試験内容（試験のシステム構成や出力規模）の検討結果。
(PI-3) 機器・構造実寸試作の要否・仕様	(PI-3) 機器・構造実寸試作の要否・仕様の決定	2015 年頃 機器・構造実寸試作の要否・仕様を判断	・ 部分構造試作やシステム試験等に供する部分モデル製作によって得られる、実証炉機器に関する製作の実工程における残余の課題の評価結果。
(PI-4) 国際協力のあり方	(PI-4) 国際協力のあり方	2008 年頃 米・仏との協力の範囲、我が国側の体制、役割分担等の判断 その後、必要に応じて適宜見直し	(調整方法)・ 実証炉に向けた我が国の開発を着実に推進しつつ、米・仏のプロトタイプ炉開発のタイミングに留意して、例えば以下のような方法で、国際協力のあり方を調整していく。① 技術の比較評価、設計検討、② 規格・基準類の国際標準化の推進、③ 革新技術の共同開発、④ 機器開発試験、システム試験の共同実施、⑤ 我が国概念を海外プロトタイプ炉へ組込むことによる全系統システム試験の代替実施、⑥ 海外プロトタイプ炉で採用した我が国の革新技術・システムの受注

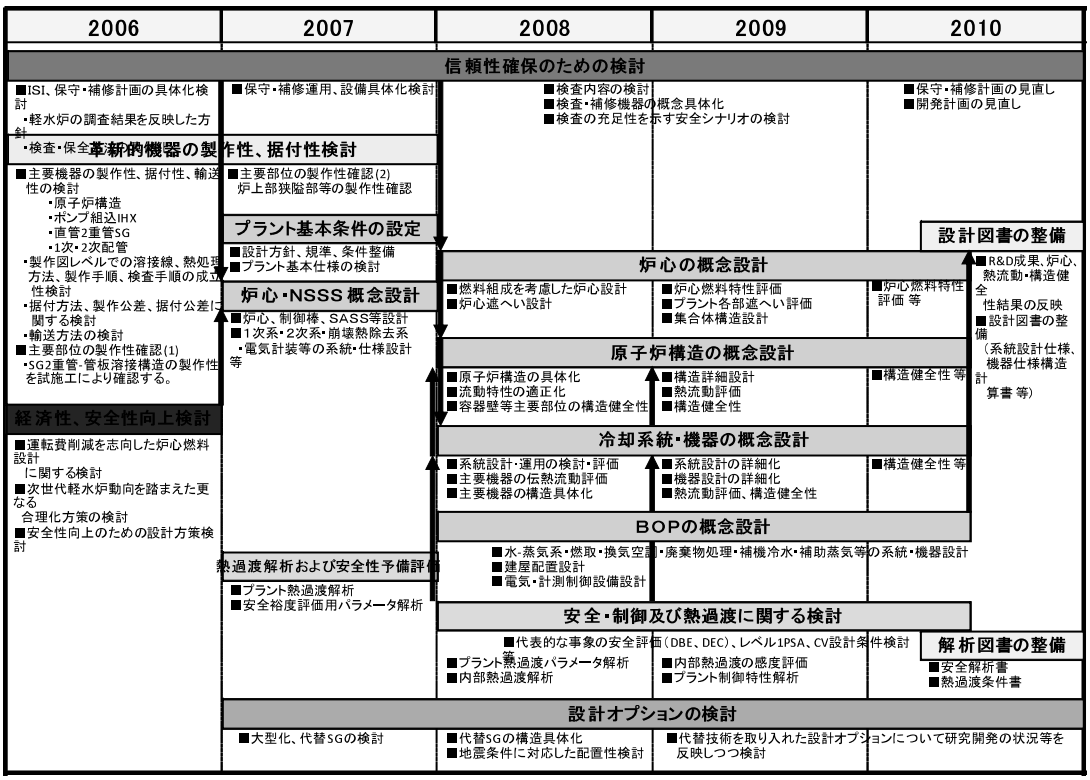


図 4. 1. 1-1 実用炉に関する概念設計計画

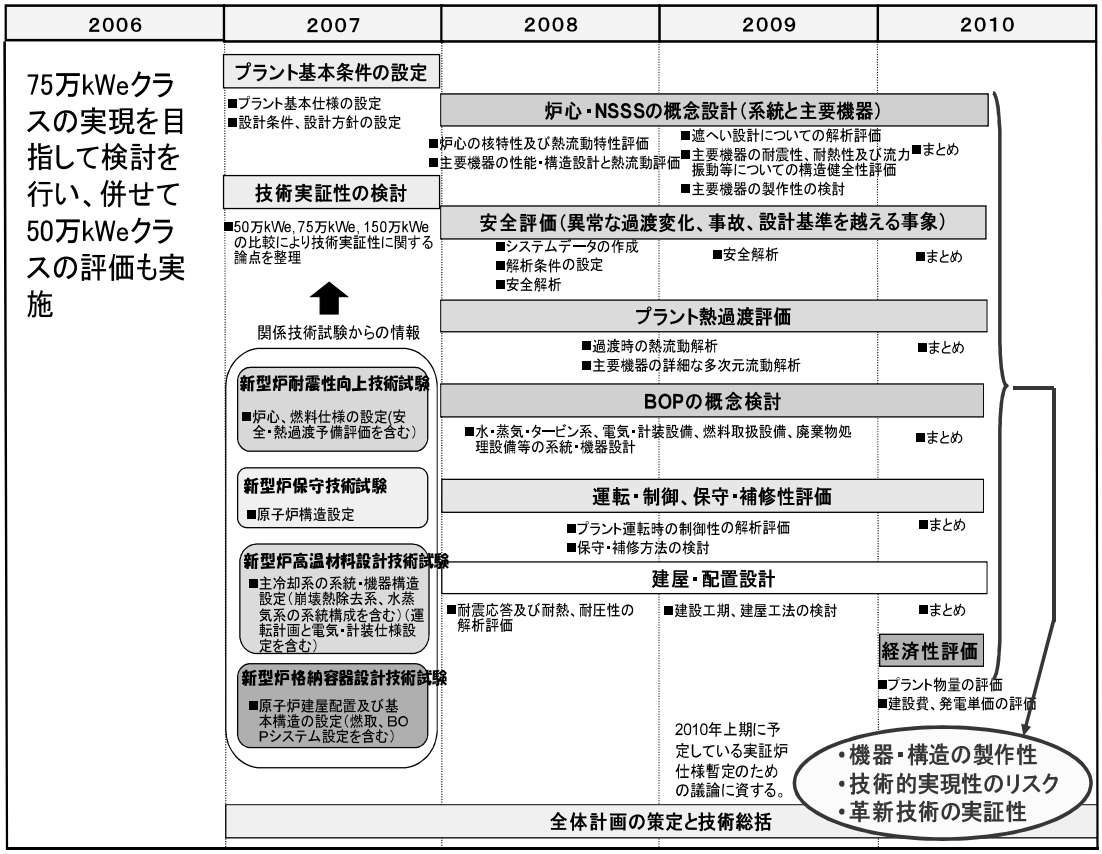


図 4. 1. 1-2 実証炉に関する概念検討計画

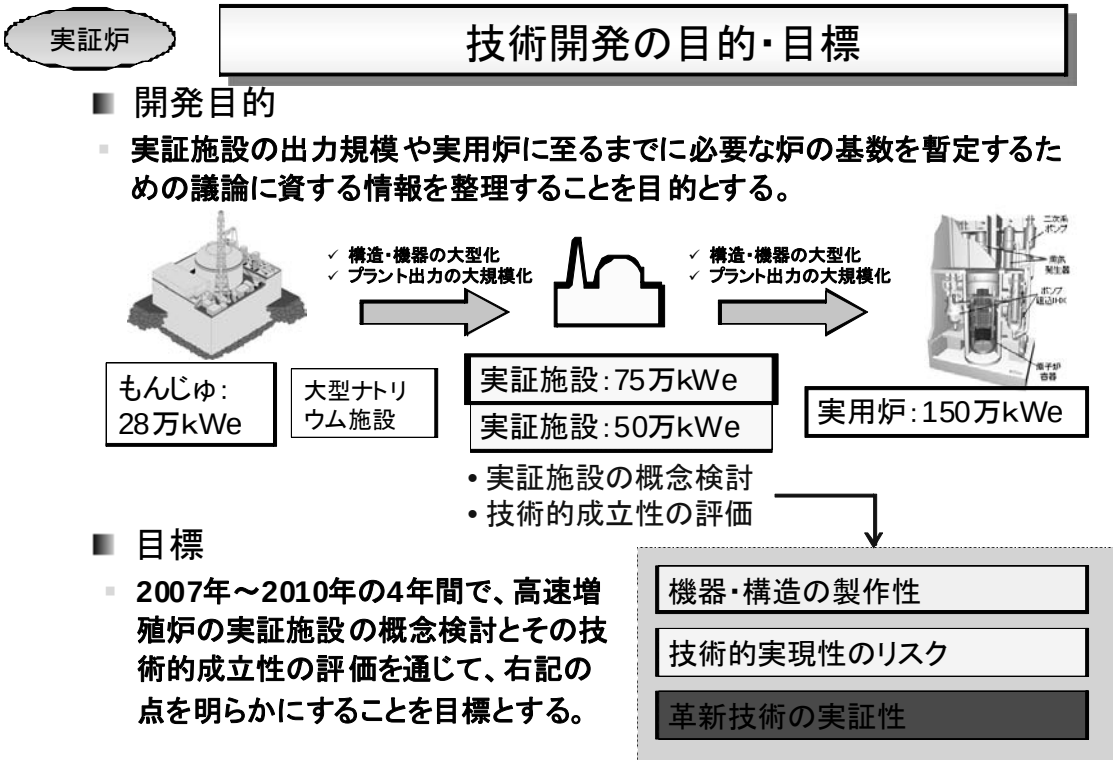


図 4. 1. 1-3 実証炉の概念検討に関する方針

4.1.2 安全設計　【添付資料　4.1-11、4.1-12 参照】

FaCT において安全設計方針の根幹となるのは深層防護の考え方である。これを踏まえて、炉システムの安全設計の基本的枠組みを図示したものが図 4.1.2-1 であり、以下に本プラントに特徴的な安全設計方針を記述している。機器設計では、これに沿って設備概念の具体化がなされている。

（ｉ）原子炉停止系

図中の「止める」に記載しているように、原子炉停止系は制御棒による独立２系統を備えている。それに加えて、設計基準事象（DBE）を超える設計拡張条件（DEC)では、短時間で炉心損傷に至る可能性のある代表的 ATWS 事象に対して有効な受動的炉停止能力を付与するため、後備炉停止系の切り離し部に自己作動型炉停止機構（SASS）を設け、仮に安全保護系信号の不作動により原子炉停止に失敗するような事態を仮定しても、冷却材温度上昇によって受動的に後備炉停止系の制御棒が落下し、大規模な炉心損傷を確実に防止する設計とする。

（ii）バウンダリ破損時の炉心冷却能力の確保

図中の「冷やす」に記載しているように、１次系配管に外管を設けるとともに、原子炉容器および１次系ポンプ組込型中間熱交換器にはガードベッセルを設ける設計とする。これにより、原子炉冷却材バウンダリの破損による冷却材漏洩を想定しても、炉心冷却に必要な液位が確保される設計とする。

（iii）崩壊熱除去

図中の「冷やす」に記載しているように、崩壊熱除去系は冗長性もしくは多様性を有する系統構成とし、信頼性の向上を図る。また、炉心と熱交換器の伝熱中心差を確保し、系統圧力損失を抑えた設計とすることにより、ナトリウム炉の特長を活かした自然循環型の崩壊熱除去系とする。ポンプや送風機による強制循環に期待せずとも自然循環のみにより必要な除熱量を確保する。

（iv）再臨界回避方策[避難不要概念]

図中の「閉じ込める」に示すように、格納容器は気密構造とし、FP 除去機能付きコンファインメント構造とする。また、炉心損傷事象において、冷却材の急激な沸騰によって投入される正のボイド反応度を起因とした即発臨界を防止するために、炉心設計においてボイド反応度を適切に抑制する。目安として MOX 燃料炉心の起因過程におけるボイド反応度は６ドル程度以下とする。遷移過程における再臨界を回避するために、溶融燃料を炉心外へ排出する機構を炉心設計上考慮する。さらに、燃料デブリの受け皿を設置するなど原子炉構造に工夫を施し、損傷炉心物質を原子炉容器内にて保持冷却可能な設計とする。これらの炉心損傷対策に加えて、原子炉冷却材液位喪失事象（LORL）及び除熱源喪失事象（PLOHS）に対してはアクシデントマネージメントを整備することにより避難不要概念を構築する。

（ｖ）格納施設

格納容器内の冷却材バウンダリをすべて閉構造のガードベッセルと外管、エンクロージャ（２次系外管）で覆うことにより、格納容器内での漏洩ナトリウムの燃焼に伴う過度の圧力上昇を排除するとともに、炉心損傷時にも燃料デブリの原子炉容器内での保持冷却を達成することによって格納容器内での昇圧要因をなくし、低耐圧の建屋一体型のコンクリート製格納容器（SCCV）によって、放射性物質の環境放出を抑制する。仮に格納容器内ナトリウム漏えいを想定しても、SCCV のコンクリート上のスティール板（床ライナに相当）によりナトリウムーコンクリート反応は防止できる。

（vi）ナトリウム化学反応対策

ナトリウム燃焼に伴う熱的影響やナトリウムエアロゾルの影響をガードベッセル、外管およびエンクロージャの内部のみに局限する。また、二重管内を不活性ガス環境として、ナトリウム漏えいの早期検出可能な設計とする。蒸気発生器伝熱管での水漏洩によるナトリウム・水反応については、実質的に排除あるいは事故の拡大防止を目指した設計とする。

ここでは、上記の設計の進捗に加えて安全評価についても記述して、安全設計・評価方針、SASS、自然循環、再臨界回避、確率論的安全評価（PSA）に分類して報告する。

(1) 計画の進捗状況

1) 安全設計･評価方針

FS フェーズ２までに整備した安全設計方針一式（安全設計方針の考え方、一般安全設計方針、安全機能の重要度分類）を基に、FaCT の設計要求及び設計の進捗に応じて、計画通りにこれらの改定を進めている。同様に、安全評価方針一式（代表事象の選定、代表事象に対する発生防止対策及び拡大防止、安全性の判断基準の設定）についても設計の進捗を反映している。

設計基準事象（DBE）評価に対しては、計画に従って、代表事象を選定するとともに、それらに対して炉心冷却性を確保するための原子炉停止系や安全保護系等の仕様の検討を行った。また、過出力（TOP）型事象の代表である制御棒誤引抜事象と流量減少（LOF）型事象の代表である１次ポンプ軸固着事象を対象として成立性を見通し、安全保護系等の要求条件を明確にするための予備解析を実施した。

二重バウンダリ構造により運転時のナトリウム漏えいは排除できると考えられる（DBE の範囲）が、格納容器への性能要求として、DBE を超えるナトリウム漏えい時（外管接続部などからの長期的なナトリウムの漏洩などを仮定）においても、早期の機能喪失を回避することを追加する等の修正を実施した。これを受けて SCCV の試験研究では、高温状態に長期間さらされた場合の SCCV の耐

性について把握する予定である。

また、JAEA 内部委員会として高速炉国際展開戦略検討委員会（安全審査 WG）を設置し、JSFR の世界標準獲得を見据えつつ国際的に共通な安全要求の構築を目指して高速炉の安全指針体系などの検討を進めた。また、高速炉に固有な課題に関する考え方を整理し、今後の米仏との安全規制・基準類に関する議論を優位に進められるようにした。

2) SASS

FS フェーズ２までは切り離し温度 680℃の温度感知合金を設定したが、安全評価の結果から切り離し温度を下げる必要があることが明らかとなり、FaCT では実用炉／実証炉の要求条件を満足する SASS とするため、切り離し温度を 650℃／660℃／670℃などのオプションを用意することとしている。そのため、材料開発および確証試験を滞りなく実施し、安全審査に必要なデータを取得する計画である。温度感知合金の開発と併せて、許認可に耐えうる SASS 有効性確認評価手法を確立すべく、詳細熱流動解析などにより切り離し応答遅れ時間の同定などを行うこととしている。一方、当初計画に従って、切り離し温度 680℃の SASS の実炉（高温・中性子）環境下での特性及び信頼性を確認する炉内試験を「常陽」で実施してきた。「常陽」の運転工程変更のため当初計画よりも遅れたが 2008 年度には終了する予定である。

3) 自然循環

崩壊熱除去系は DRACS と PRACS を併用した自然循環型を採用しており、特に、外部電源喪失事象を代表とする過渡事象に対して安全性や信頼性を確保する必要がある。そのため、1 次熱輸送系を模擬した水試験及び崩壊熱除去系を模擬したナトリウム試験を実施し、その結果に基づいて自然循環除熱挙動を予測評価できる解析評価技術を開発することとしている。当初計画通り、試験装置を製作し試験実施に備えた。水試験については試験を開始した。

また、全交流電源喪失を含む異常状態を想定しても炉心冷却確保が可能であり、かつ、アクシデントマネージメントへの対応を考慮した信頼性向上方策をとりいれて除熱容量や系統構成等の設計仕様を設定するとともに、その有効見通しを得るための予備解析を実施している。

4) 再臨界回避

FS フェーズ２で SAS4A、SIMMER-III コードを用いて実機条件で燃料流出により再臨界回避（起因過程・遷移過程）の見通しが得られたことを踏まえて、EAGLE 試験等により燃料流出挙動の原理を確認することとしている。計画通りに試験を実施し試験評価を行うとともに、今後実施する試験の準備を進めている。事故後炉心物質再配置と冷却性に係わる課題についても、炉内終息を達成

すべく、EAGLE 試験等の準備を進めている。また、研究の進展を受けて、燃料再配置上の合理的な設計方策（燃料再配置しやすい制御棒案内管構造など）の考案を進めている。

5) PSA

レベル１PSA については、信頼度の高い崩壊熱除去系を構成すべく設計検討の中で PSA 検討を活用している。また、耐震設計の最適化に資することを目的として、計画通りに地震リスク概略評価に着手した。

レベル２PSA については、計画に従って、事故後炉心物質再配置挙動評価と放射性物質移行挙動評価を中心に評価手法整備を進めると同時に、各過程における技術的根拠の整備を進めた。

(2) これまでの主要な検討成果

1) 安全設計・評価方針

TOP 型（制御棒誤引抜き）事象に対して成立させるための設計方策として、主炉停止系制御棒 4 本を 1 バンクとして運用することにより安全設計要求以上の有効な炉停止系信号数を確保できるとともに、計装設備の簡素化も期待できることが明らかとなった。

2) SASS

SASS 構成材料（温度感知合金、鉄心材、HIP 材、コイル材）について、「常陽」を用いて照射試験を実施し、磁気特性及びコイル特性は安定であることを確認した。

3) 自然循環

2 ループの 1 次熱輸送系、DRACS、PRACS の冷却器を模擬した水試験装置を用い、外部電源喪失事象において安定した自然循環除熱が可能であることを明らかにした。従来の１次元評価手法の改良に加え、原子炉容器及び１次系各部で発生する温度成層化や偏流現象を評価できる３次元の評価手法を開発し、その解析機能に問題がないことを確認した。また、安全審査で重要となる炉心高温点（ホットスポット）の評価手順を自然循環の特徴を考慮した新しい手法として構築し、浮力による集合体内の流量再配分などその影響因子の感度を評価した。

4) 再臨界回避

再臨界回避方策として採用されている内部ダクト型燃料集合体については下向き燃料流出の有効性を EAGLE 炉内外試験により確認した。上向き燃料流出については炉外試験によりその有効性が示された。事故後炉心物質移行・冷却過

程においては、イベントツリーで事象進展を検討して、非微粒化燃料の保持失敗・受け皿での再配分不調による冷却失敗が重要であることが明らかとなった。また、核計算によってスティールとの分離などによる残留燃料の臨界性が重要であることを示した。

5) PSA

レベル１PSA については、地震リスク概略評価に着手し、地震リスクの点から重要な機器・構築物とその破損モードを摘出した。

レベル２PSA については、事故後炉心物質再配置挙動評価と放射性物質移行挙動評価を中心に評価手法整備を進めた。起因過程・遷移過程・事故後物質移行過程・冷却過程・格納容器内事象の感度解析を行い、重要因子を摘出した。

(3) 今後の設計検討課題と検討方針

1) 安全設計･評価方針

実証炉許認可に向けて燃料被覆管クリープ損傷評価式を試験データに基づき整備したところ、長期の自然循環崩壊熱除去時において被覆管健全性に対して厳しい結果を得た。そのため、2008 年度中に事故解析を精緻化するとともに評価式の適用性を検討、今後の対応方針を判断する予定である。

2) SASS

特記すべき課題はない。

3) 自然循環

崩壊熱除去系の強化策として、空気冷却器熱交換量の増加、常用系ブロアの設置などの設計検討を行っているが、IHX 上部プレナム内で共存対流が発生する可能性があり、新たな熱流動課題となりうる。そのため、設計進捗に応じて試験研究を 2011 年度以降に新たに立ち上げることを予定している。

崩壊熱除去系の設計成立性を判断する上では、燃料被覆管のクリープ強度評価が重要となっているが、クリープ損傷を保守的に評価しても安全解析手法の高度化により成立性評価を合理化できる可能性がある。これらに関する今後の検討状況を踏まえて、崩壊熱除去系の設計仕様の絞り込みと成立性見通しの判断を行う。

4) 再臨界回避

評価手法の開発によって事故後物質再配置過程の事象進展を検討したところ、スティール分離などによる反応度上昇の可能性があり、2008 年度以降に事象進展評価を精緻化していく予定である。また、炉容器内事象終息のためには損傷炉心物質を炉心外へ移動しやすくする必要がある。そのため、制御棒案内管内

流路（流調機構・ダッシュポット）などの構造概念を考案する予定である。

5) PSA

特記すべき課題はない。

(4) 2010 年成果目標の達成見通しと今後の研究計画

1) 安全設計･評価方針

「実用炉の安全設計方針と安全評価方針の雛型を作成し、2010 年以降の工程を策定する」との成果目標については、高速炉国際展開戦略検討委員会での議論等を踏まえて検討を深めているところであり、成果目標達成にあたって支障となる課題は生じてなく、成果目標達成の見込みである。

2) SASS

「実用炉及び実証炉の炉心条件、安全条件、炉心・原子炉構造取合条件等に適合した SASS の仕様が 2009 年度に設定されていること。設計仕様の根拠となる感知合金データ及び磁界解析により SASS の保持力が要求条件を満足することを 2009 年度に示すこと」の成果目標については、計画通りに検討を進めており、成果目標達成にあたって支障となる課題は生じていなく、成果目標達成の見込みである。

また、安全裕度を適切に評価できるよう、今後、早期に試験研究などで検証した解析手法の整備を行う必要がある。

3) 自然循環

「自然循環評価手法を整備し、水流動試験及び部分 Na 試験による検証結果を提示すること。開発した手法により実機での自然循環除熱が確実に機能することを 2010 年度に示すこと」の成果目標については、計画に従って研究が進捗しており、成果目標達成にあたって支障となる課題は生じていなく、成果目標達成の見込みである。

また、安全裕度を適切に評価できるよう、今後、早期に試験研究などで検証した解析手法の整備を行う必要がある。

4) 再臨界回避

「内部ダクト付き燃料集合体（改良型 FAIDUS）の溶融燃料の流出促進機能を確認できる試験データを取得すること。また、検証された解析コードにより実機設計の有効性を示すこと」の成果目標については、これまでのところ着実に研究が進捗しており、成果目標達成にあたって支障となる課題は生じていなく、成果目標達成の見込みである。

また、炉心損傷時に残存する炉心物質を原子炉容器内で冷却するための炉心物質再配

置過程評価手法に関して実機適用性を確認していくことが必要である。このため、今後、早期に炉心損傷の影響緩和対策について溶融燃料が原子炉容器の格納機能喪失を招かないような溶融燃料の再配置とその安定冷却確保の可能性を評価できる試験研究などで検証した解析手法の整備が必要である。

5) PSA

「2010 年には、地震時 PSA、内的事象 PSA（出力運転時、停止時）の予備的評価を終了し、安全性に関する開発目標及び設計要求への適合性を JSFR について評価するとともに、設計への反映事項を整理する」とのレベル 1 PSA の成果目標については、計画通りに進めており、成果目標達成にあたって支障となる課題は生じていなく、成果目標達成の見込みである。

「炉心損傷事故時の炉心物質再配置と冷却に関する評価手法及び格納容器内事象に関する評価手法を開発するとともに、実用炉（大型ナトリウム冷却炉）を対象としたレベル 2PSA のイベントツリー構築のための技術的根拠を整備する」とのレベル 2PSA の成果目標については、着実に研究が進捗しており、成果目標達成にあたって支障となる課題は生じていなく、成果目標達成の見込みである。

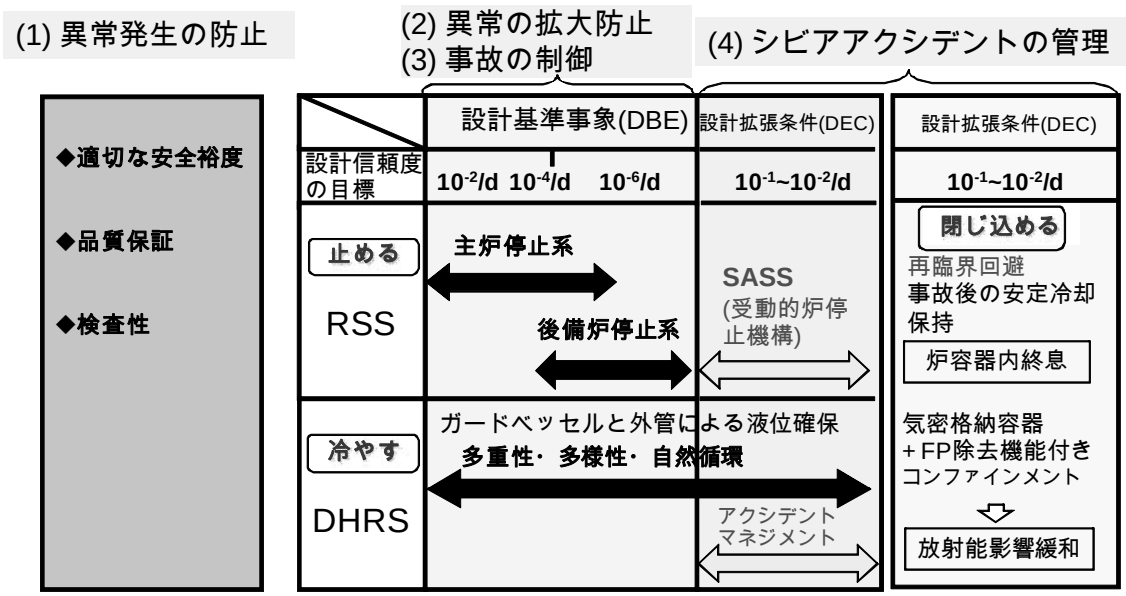


図4. 1. 2-1　安全設計の基本的枠組み

4.1.3 高温構造設計

JSFR のプラント機器構造設計においては、高温機器の設計寿命として 60 年を設定している、高クロム鋼を冷却系機器配管の構造材料として採用し主冷却系配管の短縮化を図っている、さらに、原子炉容器では炉壁保護構造を削除したホットベッセルを指向している、などの特徴がある。このような構造設計を実現するためには、より合理的で高い信頼性を有する高温材料強度基準及び高温構造設計基準の整備が必要である。本節では、316FR 鋼及び高クロム鋼に関する材料強度基準、高温構造設計基準、ならびに LBB（Leak Before Break、漏えい先行型破損）評価指針に関する検討状況について述べる。

4.1.3-1 材料強度基準(316FR 鋼の基準化)

(1)計画の進捗状況

JSFR の設計寿命が 60 年（約 53 万時間）となることから、これまで 30 年を設計寿命として策定された材料強度基準を改定する必要があり、60 年設計に対応した材料強度基準の策定には少なくとも 20 万時間程度の試験データが必要となってくる。そこで、原子炉容器材料として採用予定の 316FR 鋼を対象に、既存及び継続中の試験データを拾い出し、60 年設計に対応した材料強度基準の策定に必要な試験データの取得状況（継続中の試験については、破断時期の予測）を整理するとともに、JSFR の設計寿命である 60 年における材料強度基準の妥当性を確認するために、最長 50 万時間を目標とした超長時間試験に着手する。また、316FR 鋼を原子炉容器等へ適用するにあたって、これまでに製造実績のない大型のリング鍛鋼品を製作する際の技術的課題を抽出し、その解決策を検討する計画としている。

これまでに、日本原子力研究開発機構をはじめ、三菱重工業や物質・材料研究機構等で取得された試験データの整理を実施した。また、最長 50 万時間を目標とした超長時間試験条件を選定し、試験に着手した。さらに、316FR 鋼大型リング鍛鋼品を製作するにあたっての課題を抽出した。これまでのところは、いずれも計画通り進捗している。

(2)主要な検討成果

・詳細設計開始の 2015 年度までに、設計寿命 60 年の 3 分の 1 相当以上（予測
値：約 20 万時間）の試験データを取得できることを確認した。

・316FR 鋼大型リング鍛鋼品の製作性に係る検討事項について整理した。主要事項を以下に示す。

①従来の製造方法では、316FR 鋼の炭素及び窒素量の規定値を満足することができないことが判明したので、溶製工程の雰囲気制御等に係る基礎研究により検討を進めることとした。

②316FR 鋼の鍛錬性を評価する必要があり、変形抵抗の評価を実施することとした。

(3)今後の設計検討課題と検討方針

316FR 鋼大型リング鍛鋼品の製作性を検討するにあたり、2015 年までに実規模試作を計画していたが、試験実施のためには設備対応が必要なことが判明し大型リング鍛鋼品の試作が困難であることが明らかとなった。これについては、実規模試作に代えて、以下の検討方針とすることにより、製作性に関する見通しを得るとともに、材料基準策定に必要なデータを取得する方針とした。

・316FR 鋼大型リング鍛鋼品を適用する部位を対象に、溶製工程の雰囲気制御等に係る基礎研究により課題の解決策を示す。また、鍛錬性を評価するために変形抵抗の評価を実施する。
・材料特性は製造条件によって決まる材料組織に依存する。つまり、大型鍛鋼品の製造条件を模擬することにより、大型鍛鋼品の材料特性も模擬できると考えられる。そこで、大型鍛鋼品の製造条件を模擬した小規模鍛鋼品を用いて試作試験を実施し、製作性検討及び材料強度基準の整備のためのデータを取得する。
・縦溶接が採用される場合を考慮して、溶接継手の強度データの整理を実施する。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

316FR 鋼大型リング鍛鋼品については、上述のとおり、実規模試作試験に代えて、小規模鍛鋼品等を用いた試作試験及び材料強度試験を実施することにより、炉容器用 316FR 鋼大型リング鍛造品製作技術を提示し、材料強度基準整備に必要な仕様および許容値を設定できるように、データ等の充足に努める。その他については、当初研究計画通り進めることとしている。

4.1.3-2 材料強度基準（改良 9Cr 鋼の基準化）

(1)計画の進捗状況

長寿命化を志向する JSFR 冷却系機器全般に高クロム鋼を適用するため、高クロム鋼の材料強度基準を策定する必要がある。そこで、材料特性データの拡充を図り、JSFR で想定される高クロム鋼部材の中には、メーカの製造実績を超えるものがあるので、それらの製作性に関する見通しを得る。さらに、高クロム鋼溶接継手クリープ疲労強度評価法を開発するとともに、ステンレス鋼との異材溶接施工技術を提示する計画としている。

これまで、以下に示す実施状況にあり、後記(2)項に述べる改良 9Cr 鋼の採用に伴う計画変更を除き、概ね計画通り進捗している。

・改良 9Cr 鋼材料強度基準策定に必要な試験の計画を作成し、これに従って試験を開始した。
・改良 9Cr 鋼実規模部材（大型鍛鋼品や薄肉小径伝熱管）の試作試験を開始した。
・ステンレス鋼との異材溶接を含む改良 9Cr 鋼溶接継手強度評価法の整備と

その検証に必要な試験の計画を作成し、これに従って試験を開始した。

(2)これまでの主要な検討成果

a. JSFR の冷却系配管材料、SG 管板及び伝熱管材料には、改良 9Cr 鋼を採用することとした。12Cr 鋼は、

①靭性や組織安定性が改良 9Cr 鋼と比較して小さいため、微量化学成分の最適化による改善が必要であること。
②非規格材料である 12Cr 鋼の鍛鋼品、伝熱管の製造実績がないため製造技術の開発が必要であること。
③上記各製品形状について、規格化に必要な材料データを整備することが時間的に無理であること。

から将来の改善オプションと位置づけた。すなわち、12Cr 鋼は、高速炉の実用化に向け依然有望な材料であり、実証施設を経て将来の実用施設に至る段階的な FBR の開発における重要課題として位置づけ、必要な資源を確保したうえで当面着実に実施し、2010 年にその後の研究開発の継続について判断することとした。なお、12Cr 鋼から改良 9Cr 鋼への変更により、蒸気発生器の伝熱面積増大等による若干の物量増が発生するが、プラントコスト全体への影響は大きくない見通しである。

b. 改良 9Cr 鋼適用範囲の高温側への拡張と 60 年設計に対応するため、データ整備が不十分な高温領域の試験、長時間の試験、浸炭雰囲気ナトリウム中試験及び熱時効後の材料特性試験の計画を作成し、これらに従って試験を開始した。

c. 改良 9Cr 鋼実規模部材の製作性見通しを得るため、大型鍛鋼品シミュレーション熱処理試験、薄肉小径伝熱管の試作ならびに短時間特性確認試験を実施し、概ね問題のないことを確認した。

d. 改良 9Cr 鋼溶接継手クリープ疲労強度評価法としては、溶接熱影響部を考慮する必要があることが判明した。また、改良 9Cr 鋼－SUS304 異材溶接継手を試作し、候補となる施工法を絞り込んだ。さらに、ステンレス鋼との異材溶接を含む改良 9Cr 鋼溶接継手強度評価法の整備とその検証に必要な試験の計画を作成し、これらに従って試験を開始した。

(3)今後の設計検討課題と検討方針

a. 製作性検討に係る課題

メーカの製造実績を超える改良 9Cr 鋼実規模部材の製作性検討については、以

下に示す課題が生じたが、大型鍛鋼品の製造条件を模擬した小規模鍛造試験により、大型鍛鋼品の製作性見通しが得られるように、データ等の充足を図ることとした。

a)蒸気発生器管板用大型鍛鋼品
実規模の試作試験を計画していたが、メーカの繁忙により 2010 年までに試験を実施することが困難となった。材料特性は製造条件によって決まる材料組織に依存する。つまり、大型鍛鋼品の製造条件を模擬することにより、大型鍛鋼品の材料特性も模擬できると考えられる。そこで、大型鍛鋼品の製造条件を模擬した約 50 トン（JSFR 実機のおよそ半分）の小規模鍛造試験を実施するとともに、溶製工程の雰囲気制御等に係る基礎研究を組み合わせて製作性を見通す検討方針とした。

b)蒸気発生器 2 重伝熱管用薄肉小径長尺伝熱管
試作試験設備に関するメーカの設備上の理由により 2011 年以降に実機寸法（全長 35m）の密着 2 重伝熱管を試作試験することが困難となった。このため、現有設備で対応可能な最大長さ（15m 程度）での試作及び内外面研磨技術の開発等をもって、製作性を見通す方法について検討する方針とした。

c)冷却系配管用薄肉大口径配管・エルボ
JSFR 実機規模のシームレス管・エルボの試作試験を予定していたが、メーカの設備対応が必要となったため、試作が困難となった。このため、“熱間押抜”、“鍛造削出し”、“鍛造半割りの溶接”の 3 つの製作方法について、ミルメーカ、重工メーカ及び研究機関が参加する WG において各製作方法における技術的課題の抽出や製作コストに係る検討を進めることとした。
また、溶接管については、重工メーカが製作性の検討と検査要求、検査方法等の検討を行うこととした。

b.改良 9Cr 鋼の TYPE-Ⅳ損傷
これまで TYPE-Ⅳという損傷形態は、FBR の温度条件（550℃）では、発生する可能性は低いと考えられてきたが、ASME での火力規格の改定では、510℃以上の配管軸方向溶接部では一律に強度低減係数（0.5）を乗ずる規格追補版を発行したことや物質・材料研究機構取得データにおいて留意すべきデータが得られていることが判明した。このため、以下の検討を行い、TYPE-Ⅳ損傷が発現しない温度条件を同定していく方針とした。

・電力実証炉開発時に取得したデータと最近の物質・材料研究機構のデータの整合性を含めた総合的な分析評価を行って FBR 条件における TYPE-Ⅳ損傷発生の可能性を評価するとともに、設計に際して参照する溶接継手強度

値を暫定する。

・改良 9Cr 鋼溶接継手の高温強度データ取得計画を、2010 年の技術判断への反映も考慮して定め、これを着実に実行する。

・設計においては、今後の議論の動向を踏まえ、温度条件を下げる方策や引き回しによる応力低減方策を検討するとともに、これらに伴う熱効率低下による発電コストの増加や熱交換器の物量増加による建設コストの増加を評価する。

・なお、関連する規格として、ASME B&PV Code Sec.Ⅲの高温規格（Subsec.NH）等における溶接継手強度の取扱いに関する動向も注視していく。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

・小規模鍛鋼品等を用いた材料強度試験を実施することにより、設計評価に適用可能な材料特性を提示できるように、データ等の充足に努める。

・蒸気発生器管板用大型鍛鋼品、蒸気発生器 2 重伝熱管用薄肉小径長尺伝熱管および冷却系配管用薄肉大口径配管・エルボについては、前記(3)項で述べた方針に沿って検討方法を見直すことにより、製作性に関する判断ができるように、判断材料の充足に努める。

・策定した試験計画に基づきデータを取得することにより、溶接継手クリープ疲労強度評価法および改良 9Cr-ステンレス鋼異材溶接施工法を提案できる見通しである。なお、Type-IV 損傷による強度低減に関しても、クリープ損傷計算のプロセスにおいて考慮する方針。

・その他については、当初研究計画通り進めることとしている。

4.1.3-3 高温構造設計基準

(1)計画の進捗状況

316FR 鋼及び改良 9Cr 鋼を対象とした高温構造設計基準を整備するために、必要な高温構造評価技術の開発を進めることとしており、起動停止の過渡サイクルにおいて、塑性域に入るホットベッセル（316FR 鋼）の成立性を判断するためには、熱荷重評価技術、非弾性設計解析技術、高温強度評価技術を整備することが、また、冷却系機器（改良 9Cr 鋼）の成立性を判断するためには、繰返し軟化等材料特性の変化を踏まえた上で、容器、配管、管板の評価技術を提示することが必要と考えている。そのため、現象把握のための挙動・強度試験を実施するとともに、各々の評価技術の開発を進める計画である。

これまでのところ、計画通り、現象把握のための挙動・強度試験を実施するとともに、各々の評価技術の開発を進めている。

(2)主要な検討成果

・現行の設計熱過渡条件設定法は、保守的な設定になるよう工学的な操作を熱過渡曲線に対し実施しているが、プラントパラメータと発生熱応力の関係を把握することにより熱応力を合理的に算出する熱過渡条件の設定方法を提案した（熱荷重評価技術）。具体例として原子炉容器の上部胴及び炉心支持スカートを取り上げ、影響因子を摘出するとともに、流体温度変動へ与える影響をこれまでに把握している。

・非弾性設計解析技術に関しては、原子炉容器のラチェット変形を予測する上で、非弾性構成モデルが持つべき特性を摘出し、特性の一つである材料の非線形応力ひずみ関係については、モデル化を行い、汎用有限要素法コードに組み入れた。

・高温強度評価技術に関しては、典型的条件のラチェットクリープ疲労試験及び中間保持クリープ疲労試験を実施し、ラチェット変形がクリープ疲労寿命に影響を及ぼさないひずみ条件と中間保持クリープ疲労強度の評価法に関する見通しを得た。

・実機プラントの管板構造に発生する応力パターンを検討し、応力パターンを模擬した熱過渡試験の試験条件及び多孔板試験体形状を決定した。

(3)今後の検討課題と検討方針

これまでのところ、特段新たな課題は生じていない。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

・得られる試験結果を検討することにより改良 9Cr 鋼の容器・管および特殊構造の設計評価法および JSFR のホットベッセルを見通すための熱荷重設定法と非弾性解析法を含む高温構造設計評価技術を提示できる見通しである。

・研究計画については、当初計画通りすすめることとしている。

4.1.3-4 LBB 評価指針

(1)計画の進捗状況

JSFR 配管への適用が検討されている改良 9Cr 鋼は、従来の高速炉配管材料であるオーステナイト系ステンレス鋼に比べて靭性が小さいことから、漏えい先行型破損（LBB）成立の裕度が小さくなることが考えられる。そこで、高温破壊力学特性を取得するための試験及び既存の関連技術に基づき、改良 9Cr 鋼の材料特性上の特徴及びナトリウム炉配管の構造上の特徴を的確に考慮した、合理的な LBB 評価法を開発する計画としている。

これまでのところ、以下のとおり進捗しており、概ね順調に進捗している。

・LBB 成立性評価フローの素案ならびに LBB 評価指針の骨格案を提示した。

・LBB 成立性評価に必要となる改良 9Cr 鋼の破壊力学特性データの取得計画

を作成し、これに従って試験を開始した。

(2)主要な検討成果

・改良 9Cr 鋼はオーステナイト系ステンレス鋼に比べて靭性が小さく、正味応力概念に基づく破壊評価は適切でないことから、2 パラメータ法の適用を想定した LBB 成立性評価フローの素案を提示し、主要な技術課題を摘出した。

・2 パラメータ法による破壊評価に必要となる破壊靭性値を、母材・溶接金属・溶接熱影響部についてそれぞれの熱時効材を含め取得する計画を作成し、これに従って試験を開始した。

(3)今後の設計検討課題と検討方針

これまでのところ、特段新たな課題は生じていない。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

材料と構造の特徴を的確に考慮した LBB 評価法の検討に着手しており、検討結果に基づき、LBB 評価手法を提示できる見通しである。

4.1.4 炉心・燃料

(1) 計画の進捗状況

炉心・燃料設計については、2010 年に酸化物燃料を用いた実用炉炉心の候補概念と実証炉炉心の候補概念を提示するように検討を進めている。炉心燃料の基本概念は FS Phase-II まとめにおける酸化物燃料代表炉心概念と同一であるが、FS Phase-II の検討に、以下の視点を加えている。また、燃料組成については、炉型・燃焼度などが異なる種々の軽水炉使用済燃料からの TRU を含め幅広い燃料組成について検討を進め、様々な組成の燃料を使用していく設計の考え方を提案する予定である。

①炉心核特性解析において、燃料交換パターンを模擬した三次元炉心燃焼計算を行う、燃焼チェインでの核種取扱いを詳細化するなど、詳細度を高めた手法を採用して、炉心の成立性評価の高度化を進めている。
②増殖比は高速炉平衡組成を適用して最大 1.2 が狙える概念を含めて検討を進めている。
③実証炉の炉心検討に着手し、実証炉運転初期には MA を含まない(U,Pu)酸化物燃料を用いて運用されることを想定して、(U,Pu)炉心の検討も進めている。

現在は、2010 年の候補概念提示に向けて、炉心・燃料の設計検討を順次深めている状況にあり、検討計画に変更なく予定通り進んでいる。なお、2010 年以降の「常陽」照射試験については同原子炉の再起動見込み検討に合わせて、今後検討していく。

以下に実用炉炉心の検討状況と実証炉炉心の検討状況を説明する。

(2) これまでの主要な検討成果

(a)実用炉炉心の検討

実用炉炉心では、軽水炉使用済燃料の TRU(Pu および MA)を供給することを想定した検討を進めるとともに、高速炉の多重リサイクル TRU 組成(平衡サイクル組成)を FaCT 対象炉心での多重リサイクル計算に基づき再設定し炉心特性を評価している。図 4.1.4-.1 および図 4.1.4-.2 には炉心燃料概念と炉心配置の代表例を示し、表 4.1.4-.1 には高速炉多重リサイクル TRU 組成を示す。この組成を適用し上述の詳細度を高めた手法で評価した炉心特性を表 4.1.4-.2 に示す。炉心特性は、FS Phase-II の代表炉心の評価で得られていた特性と同等の特性が得られることが確認できた。

増殖比 1.2 を狙う炉心については、従来検討してきた増殖比 1.1 程度の炉心(レファレンス炉心)と炉心配置、集合体配列ピッチを同一とすることを条件に、軸方向ブランケット伸長する代わりに炉心高さを低減して集合体長さの増加を抑制する概念を検討している。これは、レファレンス炉心の軸方向ブランケッ

ト伸長により増殖比を増加すると、バンドル圧損や燃料集合体長の増加が大きな課題となるためである。表 4.1.4-.3 に、炉心高さを 90cm とした場合と 75cm とした場合について、特性を評価した結果を示す。炉心高さを 75cm とした場合には、軸方向ブランケット長さが上下で各 50cm 必要となるものの集合体長さの増加を抑制できることが分かった。炉心高さを 90cm とすると、運転サイクル長さは、比較的長く設定できるが、集合体長さが増加する特徴がある。今後は、これらの比較検討をさらに進めて、2010 年に増殖比 1.2 を達成する炉心の代表概念を提案していく。

実用炉炉心については、この他に炉心周りの遮へいの検討、制御棒長寿命化の検討、制御棒運用計画の検討などを進めており、それぞれ成立性や性能向上の可能性などが確認できてきている。

(b)実証炉炉心の検討

実証炉では、運転開始初期には(U,Pu)燃料を用い、MA を含有する TRU 燃料が燃料サイクル側から供給できるようになるとこれを用いる炉心へと変更していくことが考えられる。そこで、(U,Pu)燃料の組成と TRU 燃料の組成を暫定設定し、それぞれの炉心特性を 750MWe 相当の炉心について評価した。(U,Pu)燃料炉心では、製造時に MA を含有していないので炉心の内部転換特性に劣り燃焼反応度が大きくなる結果、運転サイクル期間を 18 ヶ月程度にする必要があることが分かった。炉心の安全特性に強く関連するナトリウムボイド反応度とドップラ係数について、(U,Pu)燃料炉心と TRU 燃料炉心とを比較すると、どちらも安全性上成立が見込める範囲で、(U,Pu)燃料炉心の方が安全特性上より余裕が大きい値となることが分かった。

これらの検討により、高速炉の炉心特性は燃料組成に依存することが確認できてきている。今後は、実証炉や実用炉で使用していくと考えられる種々の燃料組成を対象に検討の幅を広げ、様々な燃料組成の燃料を高速炉で利用していく場合の特徴の変化や炉心運用の方法などを検討していく。

この他、MA 含有酸化物燃料について最新の物性測定評価結果などを利用した燃料設計検討を進めている。

(c)金属燃料炉心の検討

副概念である金属燃料炉心については、電中研と原子力機構の共同研究により、FS フェーズⅡ代表炉心の炉心溶融時安全特性評価を進めるとともに、金属燃料の特長を活かした炉心概念の多様性に着目した検討を進めている。また、原子力機構では、SASS 炉停止の成立性に関する追加検討を進めている。

また、金属燃料の開発としては、電中研と原子力機構の共同研究により、「常陽」を用いた初の国産 U-Pu-Zr 燃料ピンの照射試験を進めるため、その試験燃料ピン設計を完了し、金属燃料ピンの製造を進める中で照射に必要な許認可手

続き上の検査などに対応して準備を進めている。

(3) 今後の設計検討課題と検討方針

これまでの検討で、2010 年までの炉心燃料設計検討については従来計画に加えて新たに検討すべき重要課題は生じていない。従来計画に従い、評価・検討を進めて、2010 年には、最新の知見に基づき候補概念とその設計成立性を示していく予定である。なお、2010 年以降については、次項の「今後の研究計画」に述べる照射データの取得計画との関連で設計検討課題を更新する可能性がある。

(4) 2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

これらを実現するための研究開発については、高燃焼度燃料の開発を進めており、2010 年に ODS 被覆管燃料ピンのピーク燃焼度 150GWd/t 程度までの照射挙動データを取得し ODS 被覆管の適用性を評価することを目標としている。

このため、ロシアの BOR-60 にて ODS 被覆管燃料ピンの照射試験を進めており、2008 年 3 月に約 100GWd/t に到達した。2009 年には 150GWd/t 程度に到達し、2010 年には、その主要な照射後試験データを取得する予定であり、これにより 2010 年の目標となっている ODS 被覆管の適用性見通しを評価できる。

今後は、ODS 被覆管の照射試験と MA 含有酸化物燃料の照射試験によるデータ取得と評価を中心に各種研究開発を進め、設計検討や概念成立性に関して主に以下の評価を行う。

①MA 含有酸化物燃料については、含有する MA が照射中に再分布し燃料中心部の MA 含有率が増加することによる燃料融点の低下などの熱設計上の影響が考えられる。現在取得中の MA 含有燃料「常陽」照射試験のデータとその評価により、現在の設計検討で考慮している MA 含有の影響などの妥当性を検討し、必要に応じて設計検討を見直し MA 含有酸化物燃料の成立性評価結果をまとめる。

②ODS 被覆管燃料については、「常陽」での材料照射試験や BOR-60 での燃料ピン照射試験を進めており(現在、100GWd/t に到達)、2010 年には、BOR-60 での燃料ピン照射試験によりピーク燃焼度 150GWd/t 程度までの照射挙動データが取得できる。これにより、150GWd/t までの健全性確認と燃料ピン変形などの挙動データによる燃料設計妥当性評価を行い、高燃焼度燃料設計成立性の見通しをまとめる。

なお、2010 年以降の燃料等照射データ取得については、常陽停止に伴い一部の照射試験着手が遅延するが、データ取得時期が遅れるかどうかは、今後のスケジュール見通しに基づき検討していく。すなわち、「常陽」の再起動スケジュ

ールが明確になった時点で、主に以下の点から照射試験データ取得スケジュールなどを検討し、ODS 被覆管燃料等実用化燃料概念の実機適用への影響について検討・整理を進める。

・「常陽」により 2015 年までに取得できるデータに基づき目標達成見込みを評価する方策の検討
・実証炉燃料の許認可準備などへの影響の検討(データ取得時期遅延の場合)
・実証炉燃料等への ODS 被覆管燃料適用が遅れる場合の、代替方策とその影響の検討

表4.1.4-1 高速炉多重リサイクルTRU組成

単位:wt%

核種	FaCT高速炉多重 リサイクルTRU組成	FS高速炉多重 リサイクルTRU組成
Pu-238	1.7	1.1
Pu-239	55.9	54.1
Pu-240	30.5	32.1
Pu-241	3.4	4.3
Pu-242	3.3	3.9
Np-237	0.3	0.5
Am-241	3.0	2.0
Am-242m	0.1	0.0
Am-243	1.0	1.0
Cm-244	0.6	1.0
Cm-245	0.2	0.0
Pu合計	94.8	95.5
MA合計	5.2	4.5
核分裂性Pu合計	59.3	58.4

表4.1.4-2 H19年度FaCT炉心特性評価結果（FS Phase-II評価結果との比較）

項　　目	単位	高速炉多重リサイクルTRU組成	
		FaCT	FS
Pu富化度［Pu/HM］（内側/外側）	wt%	18.2/20.6	18.3/20.9
燃焼反応度	%△k/kk'	2.5	2.3
増殖比（サイクル平均）	-	1.10	1.10
最大線出力	W/cm	403	398
ボイド反応度（平衡末期）	$	5.2	5.3
ドップラ係数（平衡末期）	Tdk/dT	-5.7E-03	-5.7E-03

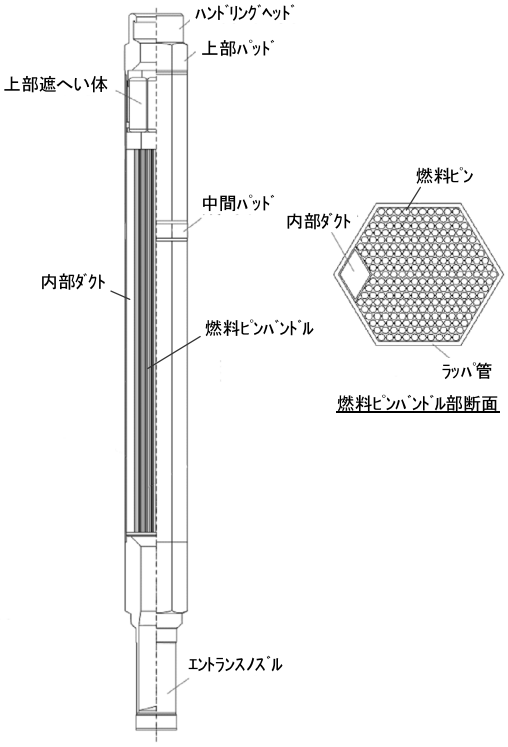
表4.1.4-3 増殖比1.2を狙った炉心の特性の比較
(H19検討、炉心高さ75cmと90cmとの比較)

項目		単位	ﾚﾌｧﾚﾝｽ炉心	高増殖炉心	
				導入性重視	性能重視
炉心基本仕様	炉心熱出力	MWt	3,530	←	←
	運転ｻｲｸﾙ長さ	ヶ月	26.3	21.0	24.0
	炉心高さ	cm	100	75	90
	軸方向ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ厚さ（上/下）	cm	40(20/20)	90(40/50)	100(50/50)
	燃料ﾋﾟﾝ径	mm	10.4	9.3	←
	集合体燃料ﾋﾟﾝ本数	本	255	315	←
	下部ｶﾞｽﾌﾟﾚﾅﾑ長さ	m	1.10	0.85＊1	1.00＊1
	燃料ﾋﾟﾝ全長	m	2.69	2.69	3.09
	集合体全長	m	4.57	4.57	4.97
炉心主要特性	Pu富化度（内側炉心/外側炉心）[Pu/HM]	wt%	18.2/20.6	21.3/24.1	19.6/22.0
	燃焼反応度	%⊿k/kk'	2.5	3.4	2.9
	増殖比（ｻｲｸﾙ平均）	−	1.10	1.19	1.20
	最大線出力	W/cm	403	415＊2	354
	取出平均燃焼度（炉心/全炉心）	GWd/t	145/89	151/60	145/60
	初装荷核分裂性Pu重量	t/GWe	5.8	5.1	5.5
	ﾊﾞﾝﾄﾞﾙ圧損	MPa	0.22	0.20＊3	0.24＊3

＊１ 寿命末期の燃料ﾋﾟﾝ内圧がﾚﾌｧﾚﾝｽ炉心と同等になるように設定。
＊２ ２次元計算値に３次元効果を補正。
＊３ 最大集合体出力（必要流量）がﾚﾌｧﾚﾝｽ炉心と同等と想定。

炉心燃料集合体の主要仕様(資源重視型炉心)

項目		仕様 炉心	仕様 軸方向ブランケット
燃料ピン	燃料形態	$(Pu,U)O_2$ [ペレット型]	UO_2 [ペレット型]
	被覆管材料	ODS鋼	
	被覆管外径 (mm)	10.4	
	被覆管肉厚 (mm)	0.71	
	燃料スミア密度 (%TD)	82	90
	燃料スタック長 (mm)	1000	200/200 [上/下]
	スペーサワイヤ径 (mm)	1.03	
	ガスプレナム長[上/下] (mm)	100 / 1100	
	燃料要素全長 (mm)	2690	
内部ダクト	ダクト材料	PNC-FMS鋼	
	ダクト外面辺長 (mm)	46.0	
	ダクト肉厚 (mm)	2.0	
ラッパ管	ラッパ管材料	PNC-FMS鋼	
	ラッパ管外対面間距離 (mm)	201.6	
	ラッパ管肉厚 (mm)	5.0	
集合体	燃料ピン本数 (本)	255	
	集合体全長 (mm)	4570	
	集合体配列ピッチ (mm)	206.0	



改良内部ダクト型燃料集合体の概念図

図4.1.4-1 FaCT炉心の炉心燃料概念代表例
(FS Phase-II 大型MOX炉心の燃料集合体)

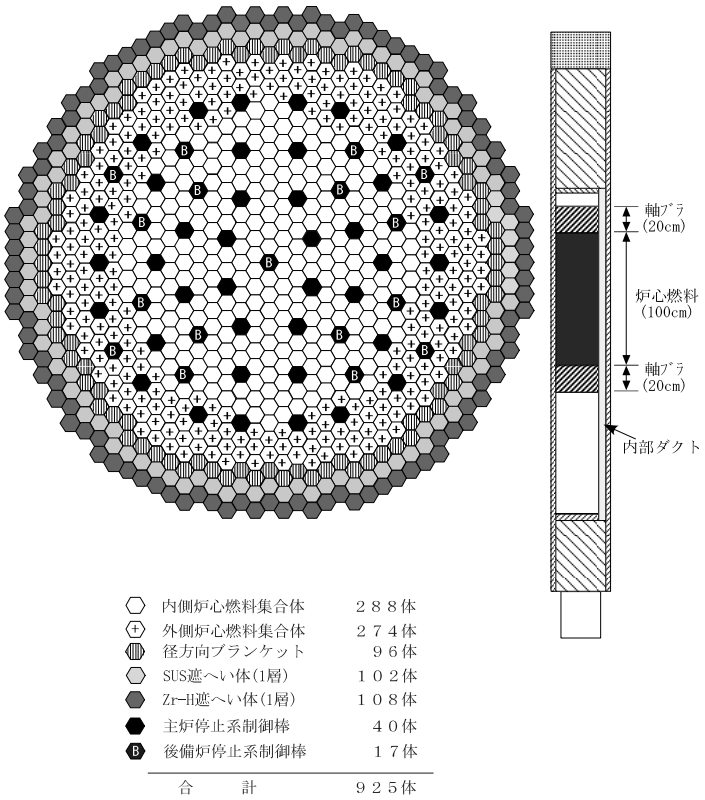


図4.1.4-2 FaCT炉心の代表例 (FS Phase-II 大型MOX燃料炉心)

4.1.5 原子炉構造

原子炉構造の設計に当たっては、経済性目標達成の観点から、原子炉容器をコンパクトに設計し、物量及び建屋容積の低減に努めることとしている。このため、図 4.1.5-1 に示す構造を原子炉構造の主設計概念として、以下の①から④に示す革新技術を採用して設計検討を行うとともに、それらの成立性を見通すための研究開発を実施している。

①切込み付き炉心上部機構の採用

炉心上部機構（UIS）に切込みを有する構造を採用し、燃料交換時に UIS を炉心上部から大きく移動させる必要のない構造とし、炉容器径の削減を図っている（図 4.1.5-2 参照）。

②ホットベッセルの採用

電力実証炉において検討されていた炉壁冷却構造に代え、炉容器壁を冷却する流路を設けないホットベッセル構造を採用し、原子炉容器径の削減を図っている（図 4.1.5-3 参照）。

③炉内流動適正化対策構造の採用

原子炉容器径を小さくすることにより、炉内の冷却材流速が高速となるとともに、炉上部プレナムの冷却材容量が少なくなる。また、炉内流況が UIS に設けた切込みを通る流れの影響を強く受けることなどの影響が生じる。このため、自由液面からのガス巻込み、キャビテーションを伴う液中渦の発生、原子炉スクラム時の温度成層化現象、UIS 下部におけるサーマルストライピングなどの課題が考えられることから、これらの発生を抑制するため、またはこれらによる影響を緩和することを目的として、炉内流動を適正化するための研究開発を実施している。これまでの成果を反映して、ガス巻込み抑制のために上部プレナム内の自由液面下に二重ディッププレートを設置するとともに、液中渦抑制のためにホットレグ配管入口近傍のサーマルライナーにスプリッターを設けるなどの対策を施し、流動の適正化を図っている（図 4.1.5-4 参照）。

④高性能遮へい体の採用

従来の B4C 遮へい材に代えて、高性能な Zr-H 遮へい材を使用することにより、炉心のコンパクト化を図っている（図 4.1.5-5 参照）。

(1)計画の進捗状況

前述の炉容器のコンパクト化を実現する上で必要となる①から④の課題について、下記(a)～(d)の研究開発を進めている。また、UIS に設置される炉内計装配管の健全性を見通すことを目的とした下記(e)項の研究開発を進めるとともに、合理的な耐震設計とするため燃料集合体の地震時の挙動をより合理的に評価する手法開発を目的とした下記(f)項の研究開発を進めている。設計においては、これらの研究成果や中越沖地震を考慮した設計用地震動の増大等を反映し、

原子炉容器、UIS など主要部位の構造具体化と健全性評価を進めるとともに、要求精度の厳しい部位について製作性の検討を順次進めている。

これらの設計・研究開発については、これまで計画通り進捗している。以下に研究開発の進捗状況を示す。

(a)切込付 UIS の採用

○燃料交換機の研究開発

切込付 UIS に適合する燃料交換機の開発を実施している。これらの研究開発に関しては「4.1.9 BOP」を参照のこと。

(b)ホットベッセルの採用

本概念の成立性を見通すために必要な設計評価手法を整備するため、高温構造設計評価技術の開発を実施している。また、プラント信頼性向上の観点から、製作精度が高く、検査性に優れたリング鍛鋼品の原子炉容器への適用を検討している。これらの研究開発に関しては、「4.1.3 高温構造設計」を参照のこと。

(c)炉内流動適正化対策構造の採用

○ガス巻込み及び液中渦対策の具体化

自由液面からのガス巻込みの抑制を目的として、ガス巻込み対策構造の具体化、ガス抜き対策構造の開発、実機の運転条件（起動、定格運転、停止）を含む広範囲の流速・液位条件でのガス巻込み発生条件の確認試験、水とナトリウムの物性の影響比較試験、ガスの移行挙動の評価手法の検討等を実施している。また、キャビテーションを伴う液中渦の抑制を目的として、構造形状の軽微な変更等によるフローパターンの変化に対しても抑制効果が高くロバスト性のある液中渦抑制構造の開発、粘性係数等の物性の差異が及ぼす影響把握試験を計画・実施している。

○温度成層化、サーマルストライピングに対する影響緩和対策

温度成層化現象の評価と緩和方策の構築を目的として、コラム型 UIS に特有な現象の解明と温度勾配緩和方策の構築、解析評価手法の開発・検証を実施している。また、UIS 下部のサーマルストライピングを防止するため、制御棒、径方向ブランケット集合体出口の低温流体と燃料集合体出口の高温流体の混合に伴う流体温度変動特性の把握と対策構造の開発、解析評価手法の開発・検証を実施している。これまでに水試験による温度成層化データ取得、UIS 下部水試験、評価法の開発・検証などを実施している。

(d)高性能遮へい体の採用

Zr-H 高性能遮へい体の成立性を見通すことを目的として、Zr-H 遮へい体の製造法の確立及び設計に必要な照射データの取得準備を行っている。これまでに、Zr-H ペレットの試作試験、水素の拡散透過を抑制する層を被覆管の内面に形成する方策の開発及び「常陽」での照射試験準備を実施している。

(e)計装細管の斜向流に対する流力振動評価法の整備

複雑な流動条件下にある炉内計装の小口径配管・管群に対する流力振動評価手法を確立することを目的として、実機の小口径配管・管群周りの複雑流動を数値解析によって予測し、複雑な流動条件下での配管・管群の流力振動の回避・抑制に関する評価手法を構築する。本研究開発は、平成 20 年度より開始した。

(f)大型炉の炉心耐震技術開発

地震時に燃料集合体は、集合体間及び炉心支持構造物と衝突するとともに流体の影響を受け複雑な応答挙動をするため、３次元群振動評価解析手法を確立することを目的として、各種試験体の加振試験データを用いて解析評価手法の開発・検証を実施している。これまでに試験体の一部製作等を実施している。

(2)主要な検討成果

原子炉構造の設計に当たっては、下記研究成果の革新技術を反映したコンパクト設計を指向しつつ、プラント基本条件を設定し、原子炉構造、UIS 下部構造、破損燃料位置検出器（FFDL）サンプリング配管等の構造を具体化した。また、炉上部狭隘部（原子炉容器支持フランジ）や、要求精度の厳しい炉心支持構造スカート部の製作性について検討を行った。さらに、平成 19 年 7 月に発生した中越沖地震を考慮して暫定的に設定した地震条件に適応できる耐震性向上策を検討し、原子炉容器板厚と免震装置の概念仕様を設定した。

(a)炉内流動適正化対策構造の採用

・ガス巻き込み防止、キャビテーションを伴う液中渦防止のための構造については、水試験により低温起動時の低液位時においてもガス巻込みが発生しないことを確認した。また、炉内流動解析を実施し、その結果に基づきディッププレート簡素化構造、改良 FHM 貫通孔プラグなどの候補案を構築した。

・温度成層化については、温度成層界面での温度勾配緩和手法を開発するため、1/10 水試験により UIS 内部、炉壁近傍温度勾配データを取得し、FHM 貫通孔プラグ形状などの温度成層化対策構造の効果を確認した。また、Na 試験を含むこれまでの試験データにより設計用商用コード、機構の独自開発コードの検証を行い、適用性を確認した。

・UIS 下部の高サイクル熱疲労については、UIS 下部構造近傍の流況を解析により確認し、主炉停止系制御棒の上部案内管に穴を設け低温流体を UIS 下部から遠ざける対策を考案した。また、UIS 下部水試験装置を製作し、温度変動データの取得など試験に着手した。

(b)高性能遮へい体の採用

・Zr-H ペレットの試作試験の結果、従来の３倍サイズのペレットの試作に成

功した。また、水素透過抑制機能被覆管の候補技術である耐熱鋼積層法及びアルミナイズ処理法は、いずれも適切な表面酸化処理を施すことで水素透過抑制機能を付与できることを確認した。

(c)大型炉の炉心耐震技術開発

・炉心耐震評価用の地震動を設定し、建屋応答解析及び原子炉構造解析を実施し、評価用入力地震波（上下）を算出した。集合体挙動の解析モデル・評価式を構築、整理した。また、要素試験体、実寸単体試験体、1/1.5 縮尺実機模擬集合体を設計し、製作した。

(3)今後の設計検討課題と検討方針

(a)原子炉容器の構造設計

原子炉容器の構造設計については、現在ホットベッセル構造にて検討中であるが、以下の設計検討課題があり、2010 年までにホットベッセル構造とするか、炉壁冷却構造とするかを、物量、製作性、起動日数などの影響を評価し、総合的に判断する予定である。

①中越沖地震を考慮した概略評価結果による影響

中越沖地震を考慮した地震動で概略評価を実施した結果、実用炉／実証炉で必要な原子炉容器板厚は、従来の 30mm から 60／50mm 程度に増加した。また、板厚 60mm を用いて、弾性解析により原子炉起動時の液面近傍部の構造健全性(応力評価)を確認した結果、現状検討中のホットベッセル構造では、プラント起動日数を従来の約 1 日から約 3 日に増加すれば、原子炉容器液面近傍の構造健全性を満足する見通しである。しかしながら、実機の運転を考慮するとプラント起動時間を短縮する必要がある。

ホットベッセル構造の成立性検討に当たっては、今後、必要に応じて非弾性解析を適用した評価を実施する。非弾性解析の適用に関しては、評価法として十分な実績がないことから、今後も材料データの拡充と許認可見通しの検討が必要である。実用段階においては、非弾性解析を適用して評価した実績や実験で保守性が十分確認されていると予想されるため、実機設計においても非弾性解析を広範に適用する。一方、2025 年運転開始を目指す実証施設の設計においては、ある程度保守的に適用することとし、その適用方法について今後具体化していく必要がある。当面の適用方法としては、通常起動のような確実に多数回発生する荷重に対しては、発生応力を低めに抑えて弾性解析で成立させるようにする。

地震荷重低減の観点から、水平免震装置性能の向上、炉心耐震研究による燃料集合体の飛上り評価の緩和見直しについても検討を行うとともに、中越沖地震を反映して耐震設計条件が見直される場合は、それらを反映した原子炉容器板厚の再評価も行う。

②製造技術に関する課題

液面変動範囲等の炉容器胴部は、真円度が高く、縦方向に溶接線がないリング鍛鋼品で製作する方針であるが、実証炉規模のリング鍛鋼品の試作を行うにはメーカーの設備改造が必要であり、実規模試作試験の実施が困難となった。リング鍛鋼品の成立性を見通すためには、316FR 鋼の成分仕様確保方策や鍛造時の変形抵抗（高温延性）などの知見が必要である。成分仕様確保方策については、実証炉部材の溶解・造塊工程を想定して炭素、窒素の成分規定を満足するための技術課題及び解決策を机上検討により実施する。また、鍛造時の変形抵抗は、小規模の試験鋼塊を用いて評価を行うこととする。以上の検討により、大規模インゴットの製造に関する課題は残るものの、リング鍛鋼品製作の見通しはある程度推測可能と考えられる。

なお、リング鍛鋼品の採用箇所としては、図 4.1.5-6 に示す液面変動部、炉容器支持フランジ部及び炉心支持スカートと原子炉容器、炉心槽との接続部を検討している。リング鍛鋼品が適用できない場合、代替として縦方向に溶接線を有する構造とすると、許容応力の低下や溶接継手の長時間健全性の観点から、液面変動部は有意な影響があると考えられる。炉容器支持フランジ部は分割した鍛鋼品による溶接構造としても設計に大きな影響はない。炉心支持スカートと炉心槽との接続部は現状技術で製作可能な範囲であり、リング鍛鋼品の適用に大きな問題はない見通しである。一方、炉心支持スカートと原子炉容器との接続部に対する設計への影響については、検査性を含め今後検討していく予定である。

③炉壁冷構造の検討

上述したリング鍛鋼品が適用できない場合の課題、溶接継手の長時間材料試験データの充足状況、耐震条件の更なる見直しの可能性やプラント起動日数も考慮し、ホットベッセル構造の代替構造として、熱応力を低減可能な炉壁冷却構造について、ガス巻込み、サーマルストライピング、流力振動、保守・補修性、物量(プラント建設費増加)等を考慮しつつ検討することとした。

(b)FFDL サンプリング配管の健全性

FFDL については、現状計画の集合体一体毎の検出を実現するには、実用炉では UIS 下端部分に 600 本を超えるサンプリング配管を配置する必要があり、これらが通常運転時の冷却材流動による流力振動により健全性が損なわれないこと、及び十分な保守・補修性を有することを確認する必要がある。構造の具体化は、今後実施する予定であるが、設置数が多いことから、細径で振動を受けやすい構造となる可能性があり、炉上部構造が複雑となるために保守・補修性が低くなる可能性がある。このため、今後、構造を具体化した上で、流力振動評価による健全性確認及び保守・補修性の検討を行い課題を明確にした上で、

その結果によっては一体毎に検出する設備から複数集合体毎に検出する設備などへの変更を検討する予定である。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

(a)炉内流動適正化対策構造の採用

○ガス巻込み及び液中渦対策の具体化

「ガス巻込み抑制構造、ガス抜き機構、液中渦抑制構造を提示し、炉心反応度外乱等のプラント運転、構造物健全性に支障を来たさないことを示すこと」との成果目標については、これまでにガス巻込み判定手法の検討とともに、炉内流動解析により簡素化した新しい対策構造の見通しを立て、水流動試験による対策構造の抑制効果を確認するための準備を進めており、成果目標達成にあたって支障となる課題は生じていない。

○温度成層化、サーマルストライピングに対する影響緩和対策

「温度成層界面、起動時液面近傍の温度勾配緩和対策、サーマルストライピング抑制構造を提示し、構造物健全性に支障を及ぼさないことを示すこと」との成果目標については、水流動試験による温度勾配緩和対策効果の検討やサーマルストライピングによる温度変動データの取得などを通じて着実に成果が得られていること、手動トリップ時の運転方法の変更により温度条件が緩和されたことから、目標達成にあたって支障となる課題は生じていない。

○最適設計のための流動の適正化のための評価手法整備

原子炉容器上部プレナムでのカバーガス巻き込み、液中渦キャビテーション、炉上部機構や1次冷却系配管の流力振動などの現象は相互に影響を及ぼし合う。このため、合理的な安全裕度を持たせ、流動を最適化した設計を達成するためには、早期に高精度・大規模解析等による評価手法の整備が必要である。

(b)高性能遮へい体の開発

「高速中性子照射で過剰な膨れが生じないこと、過剰な水素解離が生じないこと」との成果目標については、「常陽」再起動遅れのため、照射試験によるデータ取得は 2010 年以降になる見込みである。Zr-H ペレットと水素透過抑制機能被覆管の試作評価を継続することにより、2010 年に製造性を評価し、それらの成立性を示す計画である。

(c)計装細管の斜向流に対する流力振動評価法の開発

「要素試験結果をベースとした概略評価を実施して計装配管の健全性の見通しを示すこと」との成果目標については、電中研との共同研究として実施することとし、計画を作成して平成 20 年度から研究開発を開始したところである。目標達成にあたって支障となる課題は生じていない。

(d)大型炉の炉心耐震技術開発

「水平応答（変位、衝突荷重）、上下応答（飛上り量）の解析評価手法を開発・整備し、３次元群振動解析評価方針案を策定すること」との成果目標については、試験用入力地震波の算出、３次元群振動評価モデル及び解析手法の構築、試験体の設計、製作など、計画通り研究開発が進捗しており、目標達成にあたって支障となる課題は生じていない。

添付資料 4.1-14 に原子炉構造に関連する革新技術開発の成果目標と達成見通しについて示す。

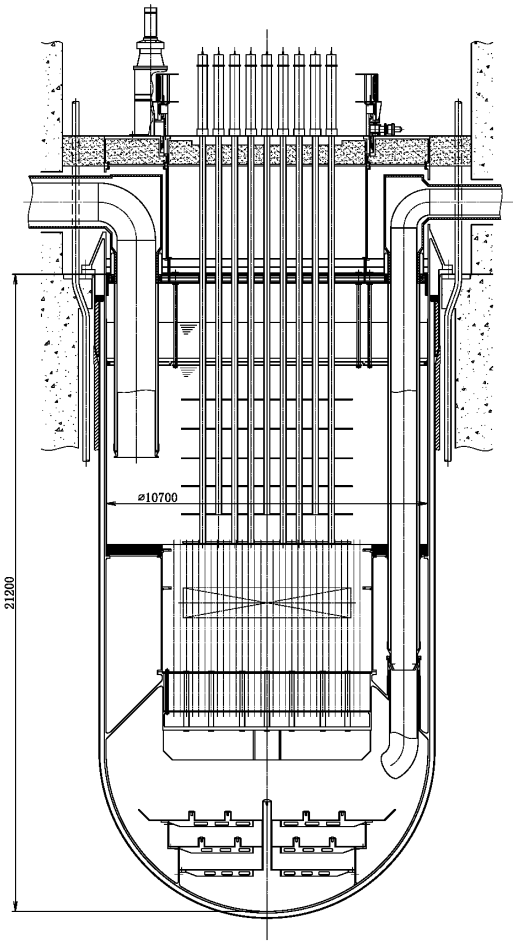


図 4.1.5-1　原子炉基本構造（1,500MWe 大型炉）

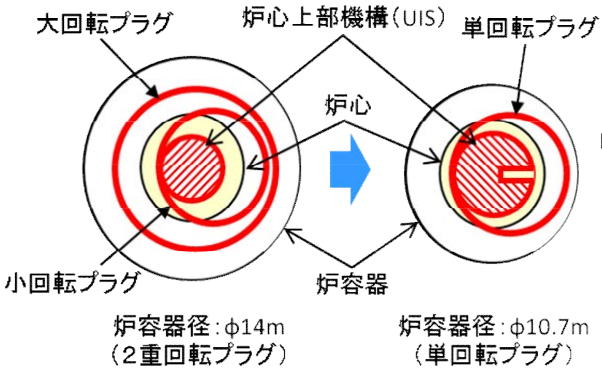


図 4.1.5-2　切込付 UIS 構造

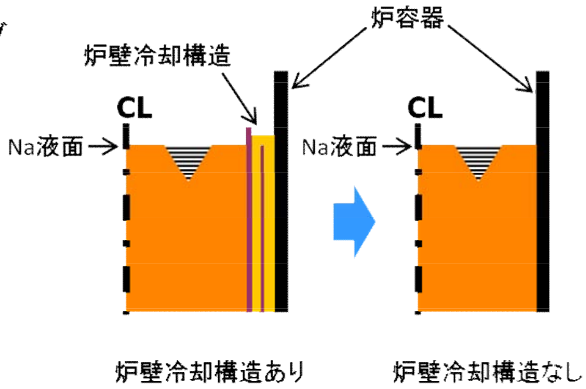


図 4.1.5-3　ホットベッセル構造

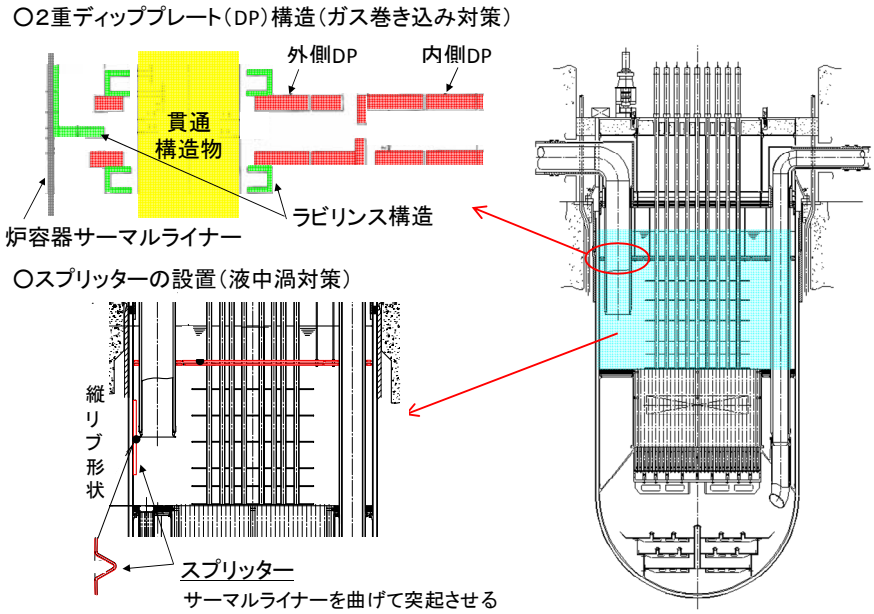


図 4. 1. 5-4　炉内流動適正化対策構造

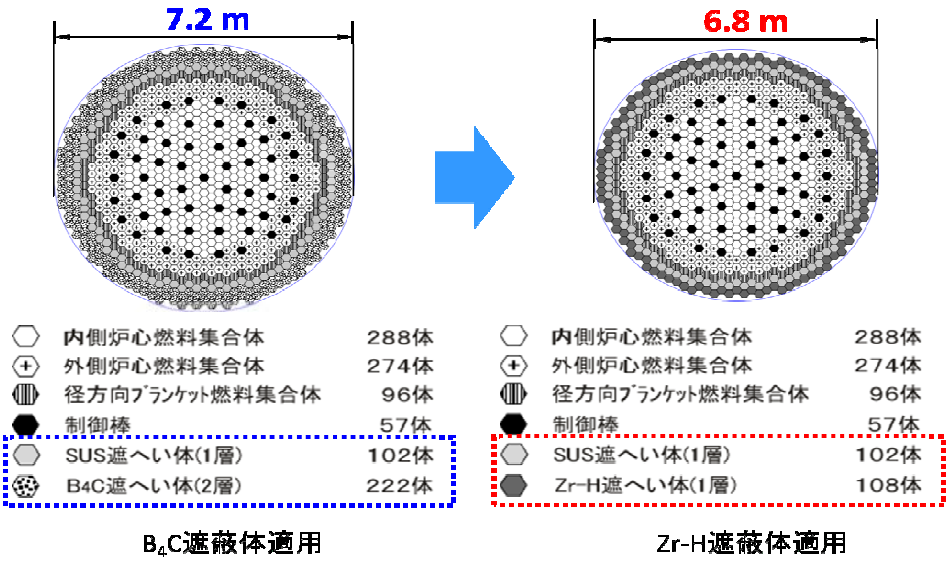


図 4. 1. 5-5　高性能遮蔽体 Zr-H

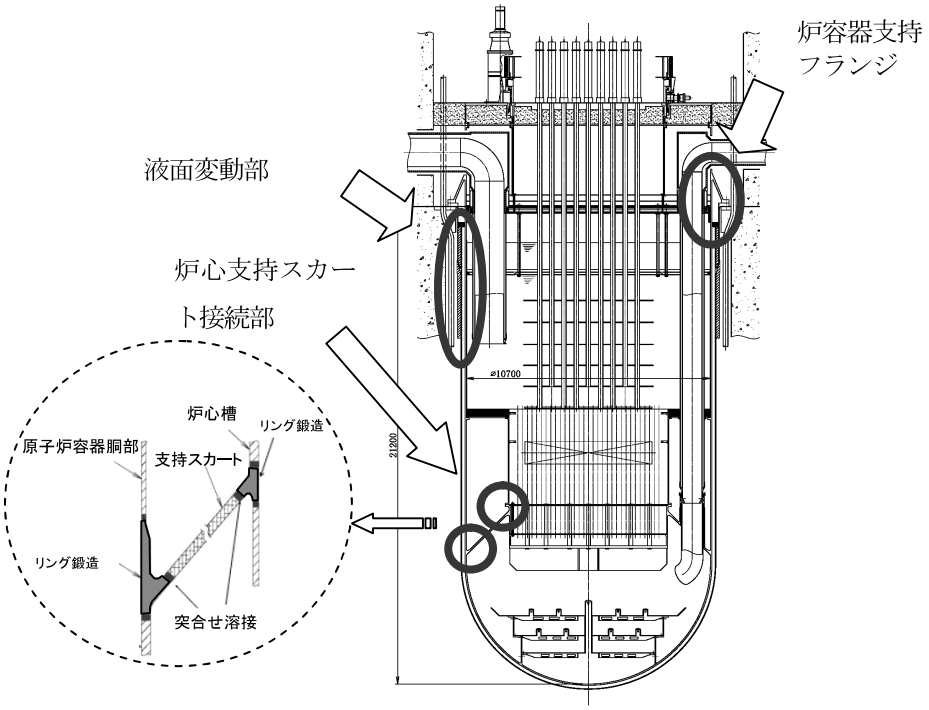


図 4.1.5-6　リング鍛造採用部位

4.1.6　1次主冷却系

4.1.6-1 系統設計

系統設計については、これまで、表 4.1.6-1 の１次主冷却系系統設計仕様に示すような主要な仕様とループ構成を定め、ヒートバランス、ポンプ揚程等を定め、後述の各機器設計とそれに関する研究開発を実施している。

これまでの検討によって、実用炉のループ構成は、図 4.1.6-1-1 に示すような、ＮＳＳＳ 物量、原子炉建屋容積に対する大きな合理化が得られる２ループ構成を選択している。

一方、２ループ化にともなう課題として、1 系統の流量増大にともなう配管の流力振動、１系統の故障や破損による影響の増大に対する安全評価、崩壊熱除去系の信頼性確保、１ループあたりのポンプや中間熱交換機の容量の増大が摘出され、それぞれ研究開発を実施している。

(1)計画の進捗状況

実用炉（150 万 kW）の設計は、2010 年までに概念設計を取りまとめることを目標としている。１次主冷却系の系統設計は、図 4.1.6-1-2 の実施工程に示すように、これまで、2007 年度にプラント仕様及びプラント設計条件を受けて、系統の仕様を設定するとともに、2008 年度は系統の運用及びプラント機器仕様の具体化作業を実施している。今後、2009 年度には計測機器、弁・配管等に関する系統設計の詳細化を実施し、2010 年度における概念設計結果としての系統仕様に反映する計画としている。

そのため、１次主冷却系の設計については、これまで、2007 年度に設定した設計方針及びプラント仕様に基づき、2008 年度より仕様の具体化を図っている状況である。今後、2009 年度までに系統仕様の具体化と出力を 50 万 kW とした場合の影響に関する比較評価を進め、2010 年度にそれらの成果をまとめることとしており、計画通り進捗しており、大きな変更及び遅延はない。

２ループ化にともなう課題として、大口径配管の流力振動については、ホットレグ配管のエルボ部での流れの剥離によって発生する流力振動について、FS フェーズⅡにおいて、実機（150 万 kWe）ホットレグ配管の 1/3 縮尺水流動試験装置を用いて、均一な配管入口整流条件での流力振動データを取得した。今後は、実機で想定されるような旋回流等の影響を考慮した試験を実施する予定である。スケールの影響を確認する観点から、愛媛大学において１/10 スケールでの水流動試験を開始しており、流速分布及び変動圧力のパワースペクトル等の測定を実施している状況である。また、コールドレグ配管について、多段になったエルボにおける流力振動評価を実施するため、H20 年度に 1/4 縮尺試験装置の設計・製作等を実施する。また、東北大学では 1/7 スケールの水流動試験の準備を進めて、ホットレグと同様に試験スケールの影響について評価を進める予定としており、計画通り進捗している。さらに、これらの試験研究に加

え、乱流モデルの扱いの異なる流体解析コード（電中研、原子力機構、メーカ）を用いて試験解析を行い、Re 数及び流速に対するエルボ周辺での渦の剥離挙動の解明を進め、実機条件で想定される状況を予測し、技術的成立性を見通すべく研究開発を展開しており、計画通り進捗している。【添付資料 4.1-3】に詳細を示す。

(2)これまでの主要な検討成果

実用炉の仕様の設定について、FaCT 設計要求の観点から、ヒートバランス、ポンプ揚程、１次系配管方式等について検討を実施した。図 4.1.6-1-3 に示すように、実用炉のヒートバランスを設定した。また、図 4.1.6-1-4 に示すように、FS フェーズⅡからの進捗を反映した機器高低差及び圧力損失特性に基づく、ポンプ揚程を設定した。

２ループ化にともなう課題について、大口径配管の流力振動については、ホットレグ配管について実機で想定されるような旋回流および偏流の影響を評価するため、旋回流発生装置および偏流発生装置を製作した。2008 年度及び 2009 年度にそれぞれ試験実施の予定である。

(3)今後の検討課題と検討方針

これまで、系統設計については、設計影響を及ぼすような大きな課題は発生していないが、今後、崩壊熱除去系に関する除熱容量の最適化等を図っていく方針である。また、大口径配管の流力振動に関する課題は、入口条件等の相違に基づく流力振動への影響評価であるが、今後、試験データを取得する方針であり、解析的評価手法との比較評価によって、実機評価手法を確立する方針である。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の技術開発に関する研究計画

設計に関する 2010 年成果目標は、それまでに、実用炉 150 万 kW の概念設計を取りまとめるとともに、その技術を実証するための実証炉に関するサイズ（75 万 kW あるいは 50 万 kW）を暫定するために必要な設計情報を整理することであり、現状の計画工程通りに設計と R&D が進捗すれば、目標は達成できる見通しである。

大口径配管の流力振動評価については、これまで、解析的評価手法を既実施試験に適用し、評価手法の妥当性を予備的に検討して大口径配管内流動特性を適切に捉えられることを確認した。今後、入口条件等の異なる試験の解析及びスケールの影響等を評価することにより、実機条件での流力振動評価を可能とする解析的評価手法を確立できる見通しである。

尚、大口径配管の流力振動に関しては、2011 年以降についても、引き続き、上部プレナムとの連結に伴う現象等に関する試験及び解析を進める計画である。

表 4.1.6-1　１次主冷却系系統設計仕様

プラント出力	1500MWe
原子炉熱出力	3530MWt
対象炉心	高内部転換型（改良内部ダクト型）
ループ数	2 ループ
冷却材定格流量	3.24×10^{4}t/h/ループ
冷却材原子炉入口温度	395℃
冷却材原子炉出口温度	550℃
中間熱交換器形式	縦置無液面斜行流式直管型
中間熱交換器１次系流路	管内
１次主冷却系ポンプ形式	単段片吸込型（下吸込み）
ホットレグ本数	1 本/ループ
コールドレグ本数	2 本/ループ

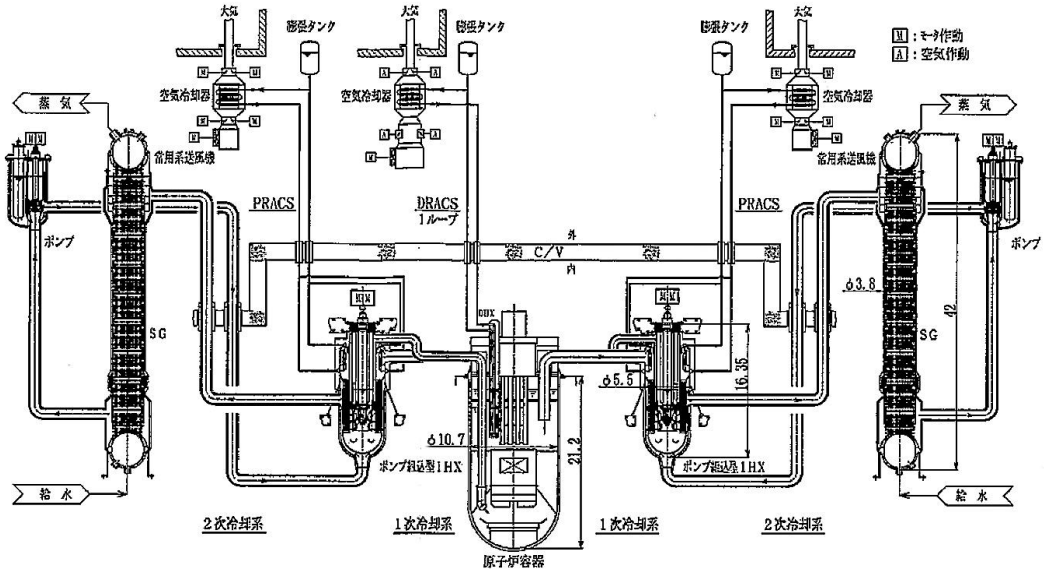


図4.1.6-1-1 ループ構成（２ループ）

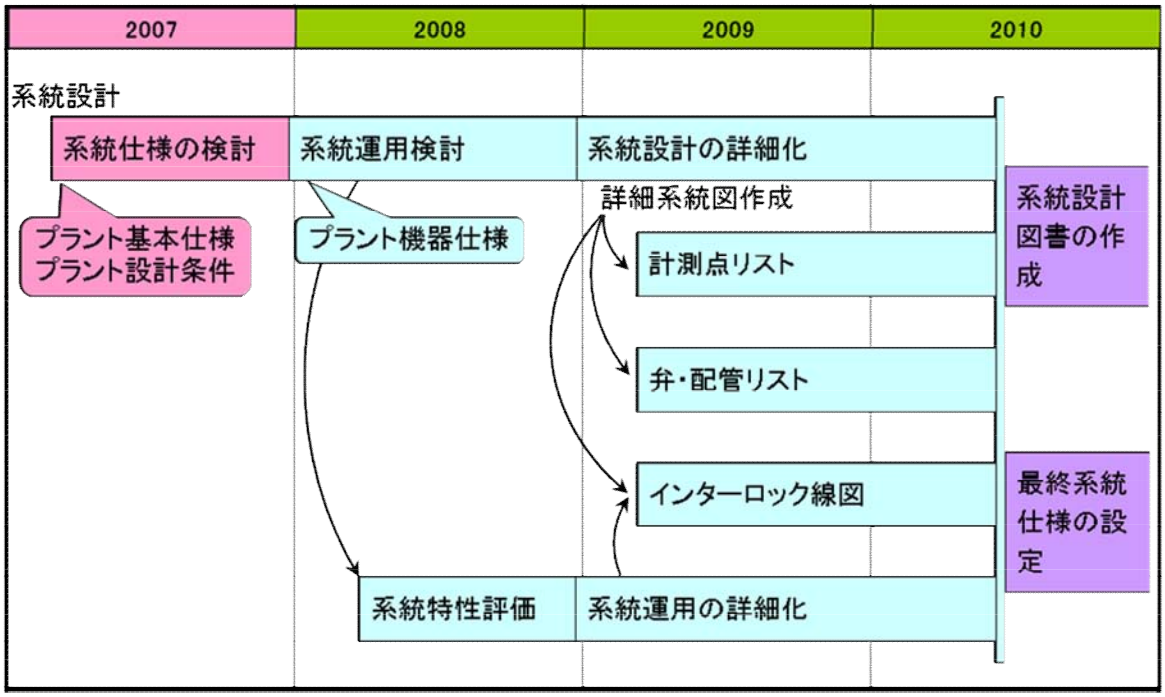


図4. 1. 6-1-2 系統設計工程

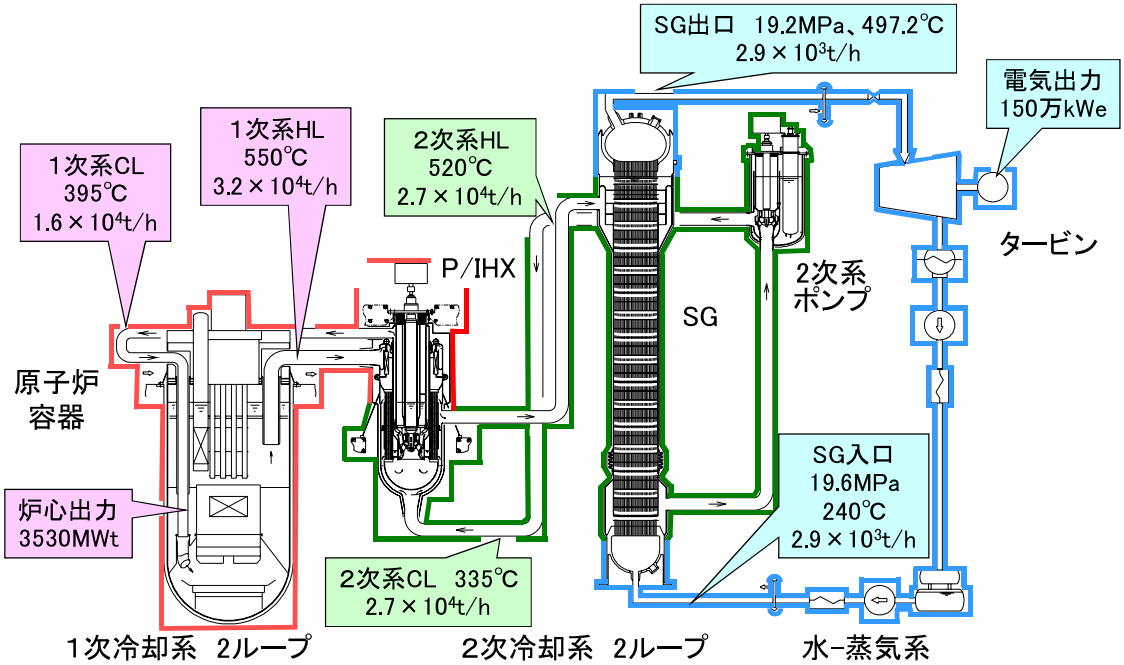
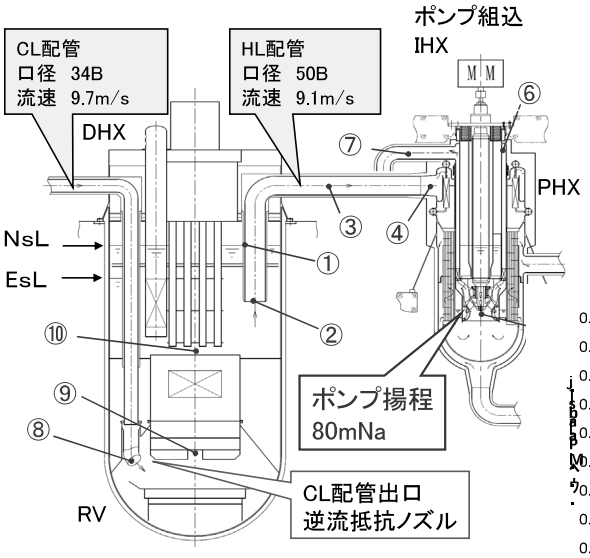


図4. 1. 6-1-3 ヒートバランス

実用炉

主冷却系　1次系

機器設計の進捗を反映したポンプ揚程



フェーズⅡ設計の反映
自然循環流路の確保
→機器高低関係
ポンプ軸固着時の炉心流量確保
→CL出口に逆流抵抗
機器設計進捗の反映
IHXの伝熱管本数変更
⇨ 系統圧損：0.7MPa　→ポンプ揚程

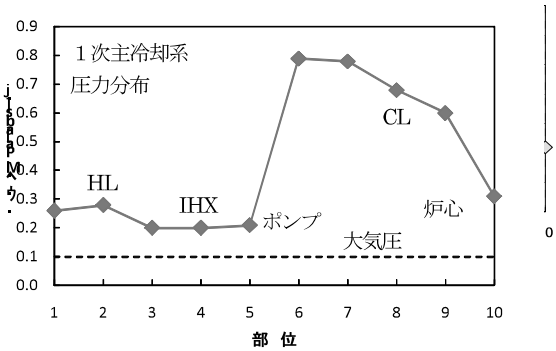


図4.1.6-1-4　1次系ポンプ揚程設定結果

4.1.6-2 1次系配管設計

(1)計画の進捗状況

１次ナトリウム系主配管の構造設計を従来の 12Cr 鋼から改良 9Cr 鋼に変更して実施した。これは、12Cr 鋼は高温強度や低熱膨張率等に優れていると考えられるが、延性・靭性、組織安定性を向上させる必要があること、現時点では量産化の課題があること、及び強度基準策定のために試験データを拡充する必要があることの理由により、改良 9Cr 鋼を採用することにしたものである。

配管設計では、機器配置をコンパクトにするための配管引き回しと、溶接部に着目した構造健全性の確保が重要である。配管引き回しについては、１次系ホットレグ配管は最もコンパクトとなる逆 L 字型形状（図 4.1.6-2-1)、コールドレグ配管は１次ホットレグ配管と兼ね合いや炉容器径を小さくするため３つのエルボからなる２配管方式をリファレンスとしている。

配管溶接部の構造健全性については、大口径薄肉配管の製作性検討に基づく溶接部の位置、溶接部に生じる熱応力、及び溶接部の TYPE－IV 損傷を考慮しての設計評価が必要である。現時点では、配管製作方法の検討から溶接部位置を想定し、また TYPE－IV 損傷についてはこれまでの試験データ等に基づき最も保守的な強度基準を暫定的に設定して、配管熱応力解析による評価を実施している状況である。

配管製作性の検討については、シームレス管による製作はミルメーカの設備増強対応が必要となることが判明し、2010 年までの試作が困難となった。このため机上にて製作方法を検討している。TYPE－IV 損傷の発現に関する R&D については予定通りに試験を実施している。

(2)これまでの主要な検討成果

配管の熱膨張はエルボと直管部の変形で吸収する仕組みであるが、ホットレグ配管はコールドレグ配管に比べて温度が高く、エルボが一つであることから優先して評価した。溶接部においては改良 9Cr 鋼 TYPE－IV 損傷の発現について評価することが必要とされていることから、最も保守的な制限値を暫定的に設定し、その制限値を満たすように配管構造設計を実施中である。

溶接部の強度については、改良 9Cr 鋼 TYPE－IV 損傷が発現する可能性を評価するために試験データの拡充と、そのデータ評価を実施している。

(3)今後の設計検討課題と検討方針

改良 9Cr 鋼 TYPE－IV 損傷は、600℃を越える高温条件で使用される火力配管で経験されているが、FBR の温度条件(550℃)では発生する可能性は低いと考えてきた。しかし、ASME　Sec. I の火力対応 WG では、改良 9Cr 鋼の配管軸方向溶接部は 510℃以上では一律強度低減率 0.5 を乗じる内容の追補版を本年 7 月に発行する見込みとなったこと、物質･材料研究機構の材料試験で留意すべきデー

タが取得され、FBR の温度条件で TYPE-Ⅳき裂の発生懸念が惹起された。　現在の設計温度条件(550℃)で設計寿命 60 年の間に TYPE-Ⅳき裂の発生可能性を排除できない場合は、主配管の設計温度を 20-40℃程度低下させて、その発生可能性を排除した設計を構築していく必要があるが、それにより熱効率の低下と熱交換器物量が増加することが懸念される。このため、まず，改良 9Cr 鋼溶接継手のクリープ強度に関して、既往のデータ（電力実証炉開発時に ORNL 及び旧動燃で取得したデータ）と最近の物質・材料研究機構データの整合性を含めた総合的な分析評価を行って FBR 条件における TYPE-IV 損傷発生の可能性を評価するとともに、設計に際して参照する溶接継手強度値を暫定する。さらに，改良 9Cr 鋼溶接継手の高温強度データ取得の計画を，2010 年の技術判断への反映も考慮して定め，これを着実に実行する。設計においては，今後の議論の動向を踏まえ、温度条件を数十度下げる方策や引き回しによる応力低減方策を検討するとともに、これらに伴う熱効率低下による発電コストの増加や熱交換器の物量増加による建設コストの増加を評価する。なお，関連する規格として ASME B&PV Code Sec III の高温規格（Subsection NH）等における溶接継手強度の取り扱いに関する動向も注視していく。

配管製作についてはシームレス管については「熱間押抜」「鍛造削出し」によるシームレス配管・エルボの製作、「鍛造半割の溶接」によるエルボ製作の内、第 1 候補としてきた実規模の熱間押抜は、ミルメーカの設備対応が必要になることが判明し、2010 年までに試作試験が困難となった。例えば、エルボ部を溶接構造にする場合は、許容応力の低下に伴い成立性、検査要求が厳しくなることが懸念される。このため、改良 9Cr 鋼製の薄肉大口径直管・エルボについて製作方法の検討を進める。「シームレス配管・同エルボ」に関しては、ミルメーカ、三菱、JAEA が参加する WG において各製作方法における技術的課題の摘出や製作コストに係る検討を進める。溶接管については、三菱で製作性の検討と検査要求、検査方法などの検討を行う。これらの検討に基づき，2010 年までに少なくとも一つ以上の有望な製法について見通しを得る。溶接構造を採用する場合は、検査期間の増加程度やどのような検査機器の開発が必要になるかについて明確にすることとした。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の技術開発に関する研究計画

改良 9Cr 鋼 TYPE－IV 損傷の評価に関しては、試験温度を１次系ＨＬ配管の定格時温度 550℃より 25℃高めた加速試験を開始して材料データを取得中であり、取得したデータを基に、TYPE－IV 損傷が発生しない条件を求めていく方針としている。また、「4.1.5 原子炉構造」で述べたように、流動を最適化した設計を行うために、今後、早期に高精度・大規模解析等による評価手法整備に関する検討を行う必要がある。尚、2011 年以降についても、継続して材料試験データの取得等を進めていく。

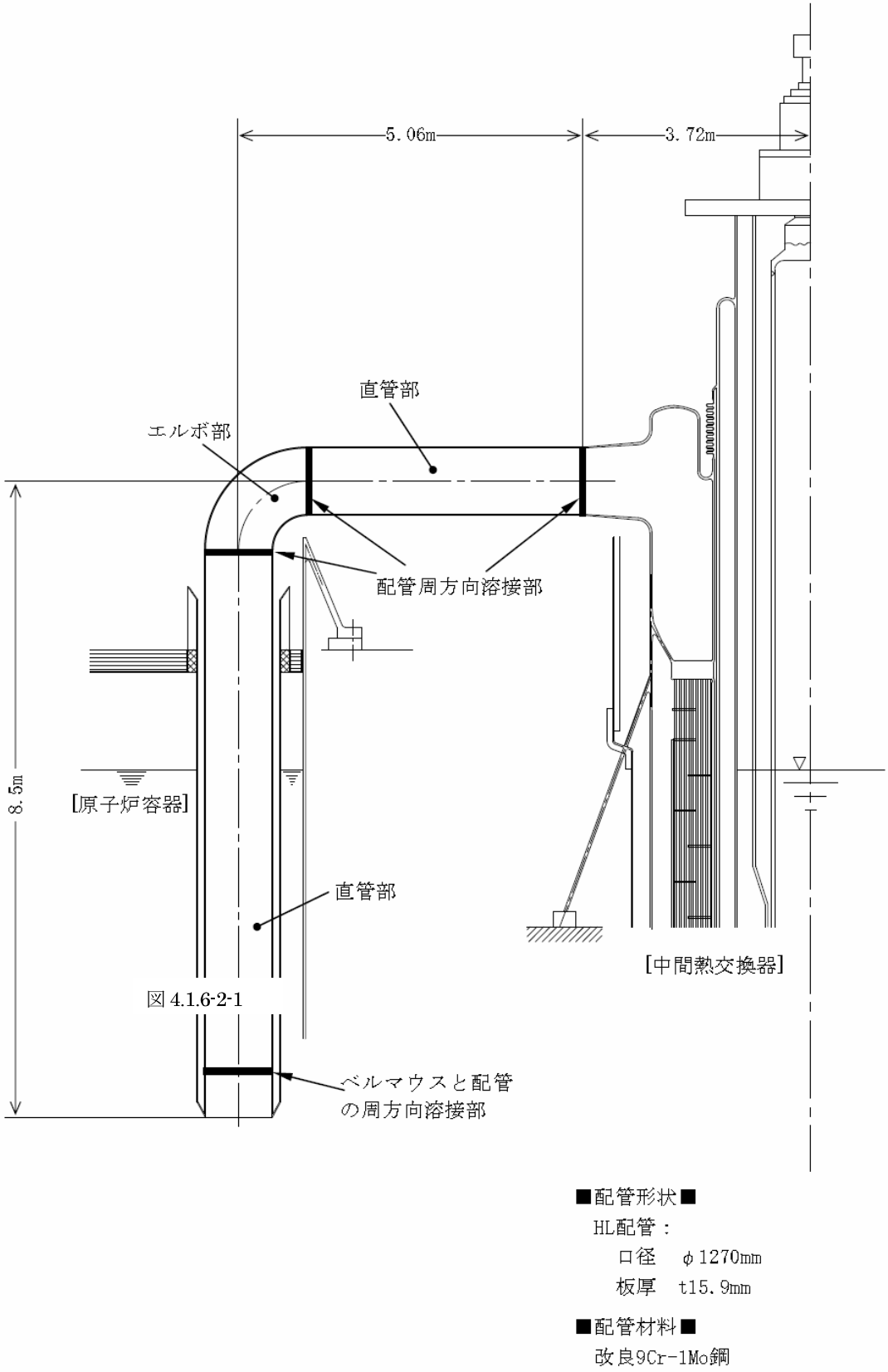


図 4.1.6-2-1　　1 次系ホットレグ逆 L 字配管構造概念（実用炉）

4.1.6-3 1次系配管の外管設計

(1) 計画の進捗状況

１次系配管の外管はナトリウム漏えい対策設備として設置されているものである。関連する項目として早期に確実にナトリウム漏えいを検出するための、レーザー励起型検出計の R&D が進められている。

ナトリウム配管は外管で覆われていることにより２重配管構造となっている。これまでの検討では２重配管構造における保温材設置、漏えい空間の区画構造、及びナトリウム配管と外管の取り合いなどについて詳細化した。今後は配管の検査や漏えい後の補修法の具体化を行うこととしており、ナトリウム漏えい対策設備の設計については計画通りの進捗である。

レーザー励起型検出計の R&D については、詳細は保守・補修性のところで詳細を述べているが、検出要素の試験により動作確認が実施されており、これについても予定通りの進捗である。

(2) これまでの主要な検討成果

１次系ナトリウムの漏えい対策設備の基本方針として、以下の安全性と経済性の要求条件が設定されている。

[安全上の要求条件]

ⅰ）原子炉冷却材を確保し、炉心崩壊熱の除去に影響の無いこと。

ⅱ）放射性物質（１次ナトリウムとそのエアロゾル）の放出・拡散を抑制すること。

ⅲ）ナトリウム燃焼を防止すること。

ⅳ）安全機能を有する機器や構造物へのナトリウム漏えい燃焼による熱、圧力及びエアロゾルの影響が無いこと。

ⅴ）漏えい先行型破損（Leak Before Break)の考えに基づく微少漏えいの検出ができること。このために、不活性ガス雰囲気において、100g/hour の微小漏えいを 24 時間以内に検出すること。

ⅵ）ナトリウム主配管の両端破断時（設計基準外事象）におけるパイプホイップから外管の健全性を確保すること。

[経済性の要求条件]

ⅰ）早期に漏えいを検出し、且つその影響範囲を限定することにより、補修・清掃ができること。これにより、プラント復旧が可能であること。

ⅱ）補修においては、漏えいナトリウムがドレンでき、且つ破損場所を特定できる構造であること。

ⅲ）ナトリウム配管・機器の定期検査が可能なナトリウム漏えい対策設備とすること。

これらの基本方針に基づき、次に示す観点に着目して外管の詳細構造を検討し、設計に反映した。

・保温材の設置位置（外管内面設置）
・ナトリウム漏えい時の影響範囲限定のための仕切（区画）構造
・配管検査と漏えい後の配管破損箇所の同定ための外管検査孔の位置
・配管支持位置
・ナトリウム主配管と外管の取り合い構造
・外管のベローズ設置位置

ナトリウム漏えい対策設備の構成を図 4.1.6-3-1 に、外管とナトリウム主配管の２重配管構造の具体例を図 4.1.6-3-2 に示す。

(3) 今後の設計検討課題と検討方針

特段の新たな課題は発生していない。

(4) 2010 年成果目標の達成見通しと今後の技術開発に関する研究計画

外管の設計については、ナトリウム主配管の検査手順や、漏えい後の補修方法、及び補修期間の詳細な検討を行う。また外管と接合部を介してのナトリウム主配管への影響の無いことの検討、確認も行う。

レーザー励起型ナトリウム漏えい検出計の R&D については、検出要素単体での検出試験に成功しており、今後はエアロゾルの拡散の影響やサンプリング配管引き回しなどシステムとしての開発を実施する予定である。これまでの試験結果と、今後の計画の実行することにより、漏えい検出計の検出感度、信号信頼性、及びプラント適用条件を満たすシステム仕様の設定に関する目標は達成できる見通しである。

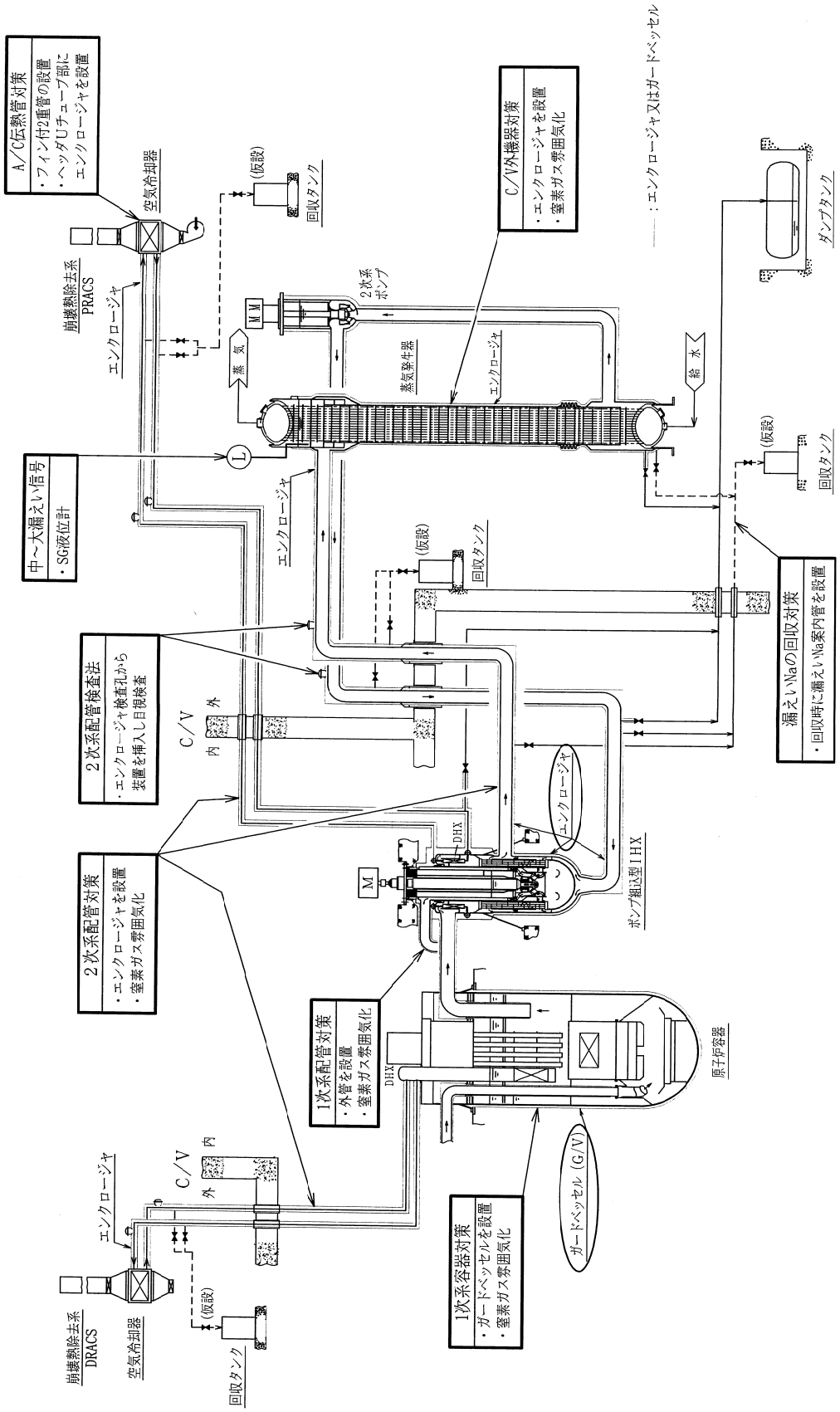


図4.1.6-3-1　ナトリウム漏えい対策設備

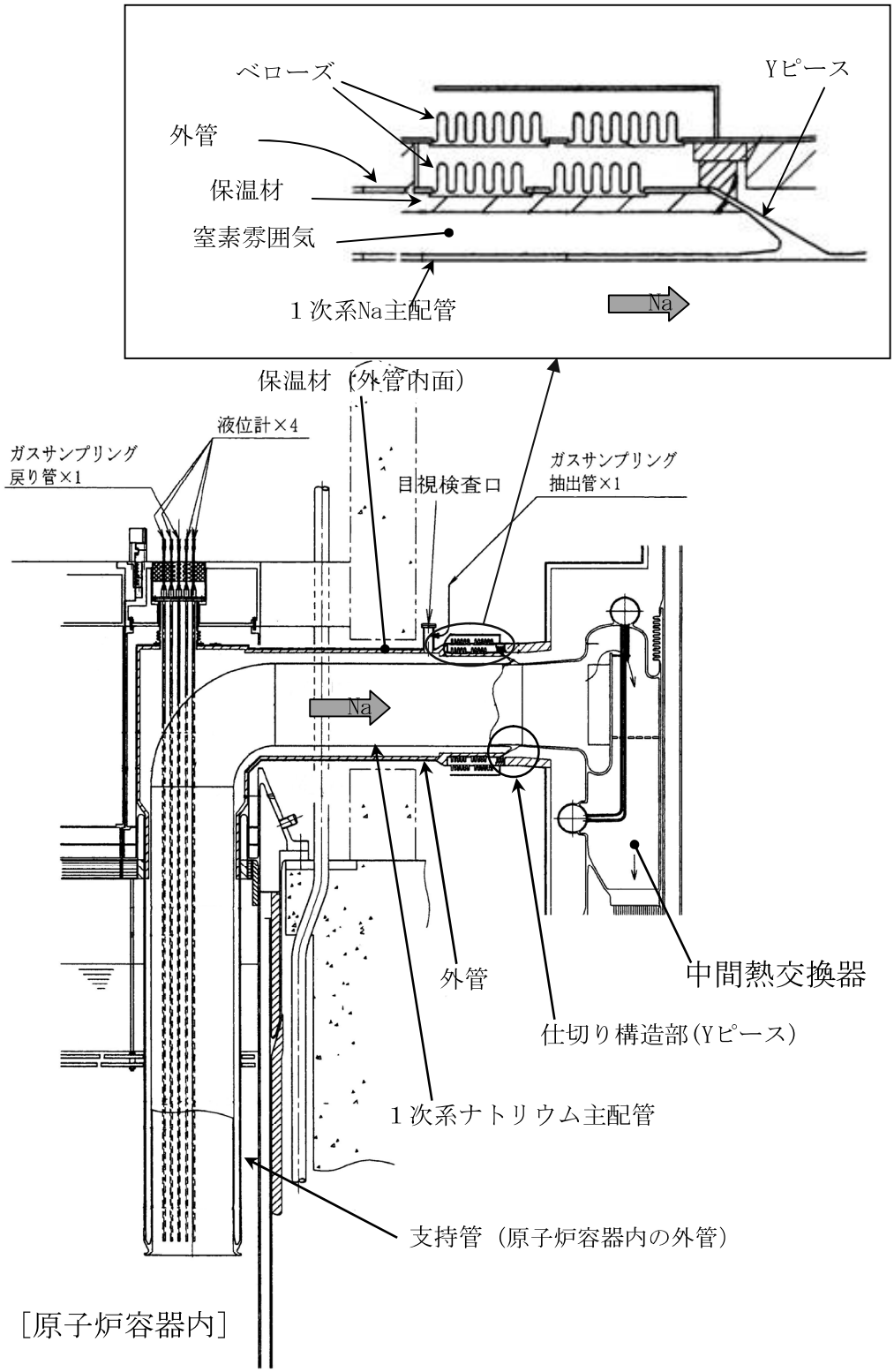


図4.1.6-3-2　１次系ナトリウム配管（ホットレグ）と外管／支持管

4.1.6-4 ポンプ組込型 IHX

ポンプ組込型 IHX は、冷却系物量削減、配置スペース削減、及び機器保守性向上を狙い、IHX の中心部に主循環ポンプを設置することにより機器合体した概念である。本概念を成立させるために採り入れた主要な革新技術は、以下のとおりである。

・振動伝達を制御する設計技術
ポンプから IHX 伝熱管への有害な振動伝達を防止するために、3 次元振動伝達解析により、各部の振動特性を制御する技術である。

・長軸ポンプの回転安定性確保技術
機器に組み込む主循環ポンプは IHX 中心部に収めるためケーシング径は細く、かつ長軸となる。これを実現するため、回転安定性を確保するために高減衰下部軸受（ダンパ付静圧軸受）を開発する。

現状の知見に基づき設定したリファレンスの機器仕様を表 4.1.6-4-1 に、機器概念図を図 4.1.6-4-1 に示す。

(1)計画の進捗状況

実用炉の設計は、2010 年までに概念設計を取りまとめることを目標としている。ポンプ組込 IHX の機器設計は、図 4.1.6-4-2 の実施工程に示すように、FS フェーズⅡ（～2005 年度）で設定された基本概念について、構造の詳細化、要素試験項目の摘出、要素試験の計画・実施、要素試験成果の設計への反映、の順に進めていく。現在の進捗状況としては、要素試験の計画段階にあり、従来から進めている 1/4 スケール試験体を用いた試験を含め多種の要素試験の準備を進めており、試験体・試験装置の設計・製作を進めている。

また、実証炉の設計は、2011 年頃より概念設計を開始することとしており、その前の 2010 年頃までに、概念検討として、実証炉の出力規模及び実用炉に至るまでに必要な炉の基数等を暫定するために必要な情報を整理することとしている。ポンプ組込型 IHX に関しては機器容量（流量・交換熱量）により構造の固有値が変化するため、振動伝達を制御する設計を個々に実施する必要がある。75 万 kWe プラント及び 50 万 kWe プラント用の機器それぞれについて概念成立性を見通すために振動伝達制御を中心に設計検討を進めている。

(2)これまでの主要な検討成果

主要な設計検討に関する検討内容を以下に記す。

(a)振動伝達を制御する設計

IHX 伝熱管及び管束は熱交換器として合理的な設計を採ることが経済性目標達成のためには必要であり、その観点から伝熱部は表 4.1.6-4-1 に示すとおり設定した。この設計の結果、伝熱管束の固有値がポンプの運転により発生する振動の周波数域に存在するため、伝熱管固有値との共振による振動応答を低減することが設計上の課題である。

この課題に対し、機器設計では IHX とポンプ部の支持を分離すること、IHX 構造とポンプ構造の間にガス層を設け熱影響及び振動伝達を低減するこ

と、IHX 構造とポンプ構造が接続される部位には CSEJ 等の柔軟構造を介することにより振動伝達を低減する等、の設計対応をした。

更に、図 4.1.6-4-3 に示す 1/4 スケールモデルを用いた振動伝達試験を通じて開発・検証された振動伝達解析モデルを用いて、伝熱管束の振動応答を低減させる観点で機器構造の最適化を図った。その結果、伝熱管の健全性に影響する有意な振動伝達を発生させない機器設計が成立する見通しが得られている。

今後の機器設計では、現在実施中の R&D である伝熱管束水中振動試験、及び 1/1 伝熱管ワークレート取得試験結果を伝熱管健全性評価手法に反映し評価精度をより高めた上で、伝熱管摩耗量評価を定量的に実施し、設計成立性を確認する計画である。

これまでの主要な検討成果は以下のとおりである。

①部分出力時のポンプ N 成分と管束1次固有値の共振

ポンプ N 成分と管束部 1 次及び 2 次固有値の共振に関しては、伝熱管に有意なフレッティング摩耗が生じることが無いよう、上記の設計対策によりポンプから伝熱管への振動伝達は十分に低減した。これらの対策の有効性を評価するために、保守的な条件において伝熱管固有値にポンプ振動が共振することを想定した摩耗量評価を実施した。評価方法としては、機器内の振動伝達に関しては 1/4 モデル試験で検証済みの多次元振動伝達解析モデル、伝熱管の振動及びワークレート（摺動摩耗強さ）評価には MHI 保有の IVHET コードを用いて単管梁モデルを構築して評価した。

評価結果を表 4.1.6-4-2 に示す。本表に示すポンプ振動と伝熱管束共振によるワークレートは管束振動モデルによるパラメータサーベイの中で最大値を抽出した値である。また、それと重ね合わせる伝熱管摩耗要因に関しても保守的な条件を仮定している。この結果、伝熱管摩耗深さは 0.290mm と評価され、現機器設計における伝熱管肉厚余裕（0.415mm）と比較して半分程度となった。本解析に含まれる保守的な条件を以下に挙げる。

保守的な条件：

- 伝熱管に伝わる振動の振幅は、部分出力時においても最大の振幅（定格運転の振幅を与えた。
- 物性値である比摩耗率として、より摩耗しやすい材料である 2･1/4Cr 鋼のデータを適用した。
- 運転期間（60 年）全期間を特定の部分負荷出力運転することを想定。

これらの評価結果より、ポンプ振動の伝達を低減する設計対策の成立性に見通しが得られた。

②ポンプ NZ 成分と管束高次モードの共振回避

ポンプの NZ 成分と管束部高次モード（２次及び３次固有値）の共振に関しては、図 4.1.6-3-4 に示す通り、1/4 スケールモデルを用いたポンプ回転試験の結果から、以下の設計方針を得た。

ポンプ NZ 成分は管束部の 2 次及び 3 次固有値と共振し伝熱管の振動応答を生じる可能性を有する。定格回転数における伝熱管束の固有値への共振はその運転時間の長さを考慮すると共振を避けるべきであることから、設計対応により共振を防止する。

この設計方針に従い伝熱管束の周波数計画を検討した。伝熱管束の固有値とポンプ NZ 成分の共振を回避する方法としては、ポンプ回転数変更、管束部固有値変更、ポンプ羽枚数変更、の３種類の設計対応が考えられる。ポンプの回転数変更案として、ポンプの定格回転数を僅かに増速することにより共振を回避できることが見通せた。今後、本周波数計画について詳細な振動伝達解析及び伝熱管摩耗量評価を実施し、成立性を確認する。

(b)長軸ポンプの設計

FS の成果から、長軸かつ小径ケーシングでケーシング剛性が低い構造のポンプでは、回転安定性を確保するために下部軸受けに振動減衰機能が求められた。また、下部軸受の機能・健全性を監視するためのモニタリング手法の開発も求められている。

これまでの主要な検討成果は以下のとおりである。

①高減衰軸受の概念設計

振動減衰機能を持ち、かつ信頼性・保守性に優れる下部軸受について概念設計を実施した。軸受け設計の考え方は以下のとおり。

(ｱ) 振動減衰性能の確保

静圧軸受をケーシングに剛性の低い支持棒を介して据え付けることにより、軸受-ケーシング間に滞留する冷却材に振動減衰機能を持たせる。

(ｲ) 信頼性確保

支持棒が構造保持機能と振動減衰系のバネ機能を持つため重要な信頼性の面で重要な構造要素となる。そのため、支持棒を多数本化し、内１本の支持棒が破損した場合にも十分な振動減衰機能を持つこと。

(ｳ) モニタリング機能

支持棒が１本破損した場合には連続モニタリングにより早期に検出できること。

これらの考え方を反映した軸受の概念を構築した。軸受概念を図 4.1.6-4-5 に示す。本概念については、要素試験とポンプとしてのナトリウム試験を準備中であり、それらから得られたデータを反映して技術を確立する計画である。それぞれの試験内容については、【添付資料 4.1-3】及び【添付資料 4.1-15】を参照。

②軸受健全性モニタリング手法の開発

軸受健全性モニタリングに関しては、概念検討と軸の動特性解析により上部軸受の上部の空気雰囲気中で軸の変位を監視することにより、支持棒１本の破損を検出できる見通しを得た。本概念については、要素試験とポンプとしてのナトリウム試験を準備中であり、それらから得られたデータを反映して技術を確立する計画である。それぞれの試験内容については、【添付資料 4.1-3】及び【添付資料 4.1-15】を参照。

(c)保守･保守性の向上

ポンプ組込型 IHX は従来型の独立した IHX では実現できなかった IHX 伝熱管へのアクセス性を、ポンプを上部へ引き抜くことによって確保した保守性に関しては優れた特性を持つ IHX である。これにより、IHX 伝熱管破損時にも、IHX 全体を交換することなく、破損した伝熱管を同定・施栓するこ

とにより補修することを可能とした。

一方、実用段階のナトリウム冷却炉が具備すべき保守性の検討が行われており、その中では保守・補修性の方針案が検討されている（4.1.11 章参照）。ポンプ組込型 IHX の保守・補修性向上のため、PRACS 伝熱管及び IHX 上部プレナムを含む１次系ナトリウムバウンダリのアクセス性確保のための概念検討を実施中である。

（3）今後の設計検討課題と検討方針

前項に示す成果を受け、今後、以下の設計検討を進める。

（a）振動伝達を制御する設計

①部分出力時のポンプ N 成分と管束１次固有値の共振

前項で示した伝熱管摩耗量評価より、以下の課題が得られた。

評価上の課題：

・バッフル板と伝熱管の接触条件として、固定したバッフル板に伝熱管が衝突することを想定しているが、バッフル板は機器振動とともに移動することを考慮する必要がある。

・伝熱管振動摩耗の要因としては、ポンプ振動伝達よりも２次 Na の外部流れによる流力振動の方が大きく、流力振動の評価精度を向上させる必要がある。

これらの課題に対応し解析評価精度を向上させるために、1/1 伝熱管の振動試験を計画しており、2009 年度に試験を実施する予定である。試験結果を解析モデルに反映させることにより十分な評価精度が得られると考えている。」

②ポンプ NZ 成分と管束高次モードの共振回避

2008 年度後半にポンプ NZ 成分と管束高次モードの共振回避の設計対応に関して、振動伝達解析を進めその成立性を確認する。

（b）長軸ポンプの設計

現在準備を進めている要素試験を実施して 2009 年度にデータを取得する。それらのデータを 2010 年度に機器設計へ反映する。

（c）保守・補修性の向上

現在検討中の PRACS 伝熱管及び IHX 上部プレナムを含む１次系ナトリウムバウンダリのアクセス性確保のための概念を比較・評価し、必要な設計検討を実施し機器概念に反映する。

（4）2010 年成果目標の達成見通しと今後の技術開発に関する研究計画

設計に関する 2010 年成果目標は、それまでに実用炉の概念設計をとりまとめるとともに、その技術を実証するための実証炉に関するサイズ（75 万ｋWe あるいは 50 万ｋWe）を暫定するために必要な設計情報を整理することであり、現状の計画工程通りに設計と R&D が進捗すれば、目標は達成できる見通しである。

表4.1.6-4-1　ポンプ組込型IHX　機器仕様

IHX部　仕様		
IHX形式	縦置き無液面斜交流直管型	
1次側流路	管内	
基数	２基	
交換熱量	１７６５　MWｔ	
伝熱面積	４４８０　m^2	
伝熱管	外径	２５．４　ｍｍ
	肉厚	１．１ $^{+0.2}_{-0}$　ｍｍ
	管長	６．０　ｍ
	本数	９３６０
	配列パターン	正三角形
	配列ピッチ	３２．０　ｍｍ
定格流量	1次側	３．２４×１０^7　ｋｇ／ｈ
	2次側	２．７０×１０^7　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	改良９Ｃｒ鋼	
ポンプ部　仕様		
ポンプ形式	単段片吸込斜流型（下吸込）	
基数	２基	
定格流量	６３０　ｍ３／ｍｉｎ	
定格運転温度	３９５　℃	
定格揚程	７９　ｍＮａ	
定格回転数	５５０　ｍｉｎ－１	
ＮＰＳＨav	２５　mNa	
ポンプ軸動力	９４００　ｋＷ	

表 4.1.6-4-2　伝熱管摩耗量評価

項目	評価値	備考
アンバランス励振力による ワークレート(N･mm/s)	0.354	ポンプ振動と伝熱管共振パラメータサーベイによるワークレート最大値
流体励振力による ワークレート(N･mm/s)	1.35	
管外流れによる ワークレート(N･mm/s)	1.00	
ワークレートの合計(N･mm/s)	2.704	
運転時間(秒)	1.74×10^{9}	60 年間×稼働率 92%
比摩耗量(mm^2/(N))	2.13×10^{-8}	保守的に 2･1/4Cr 鋼の物性値を適用
摩耗体積(mm^3)	100.33	
摩耗深さ(mm)	0.290	
伝熱管肉厚余裕（許容摩耗深さ）(mm)	0.415	耐圧上の必要肉厚：0.54mm ナトリウム腐食代：0.13mm 熱変位摺動摩耗代：0.015mm

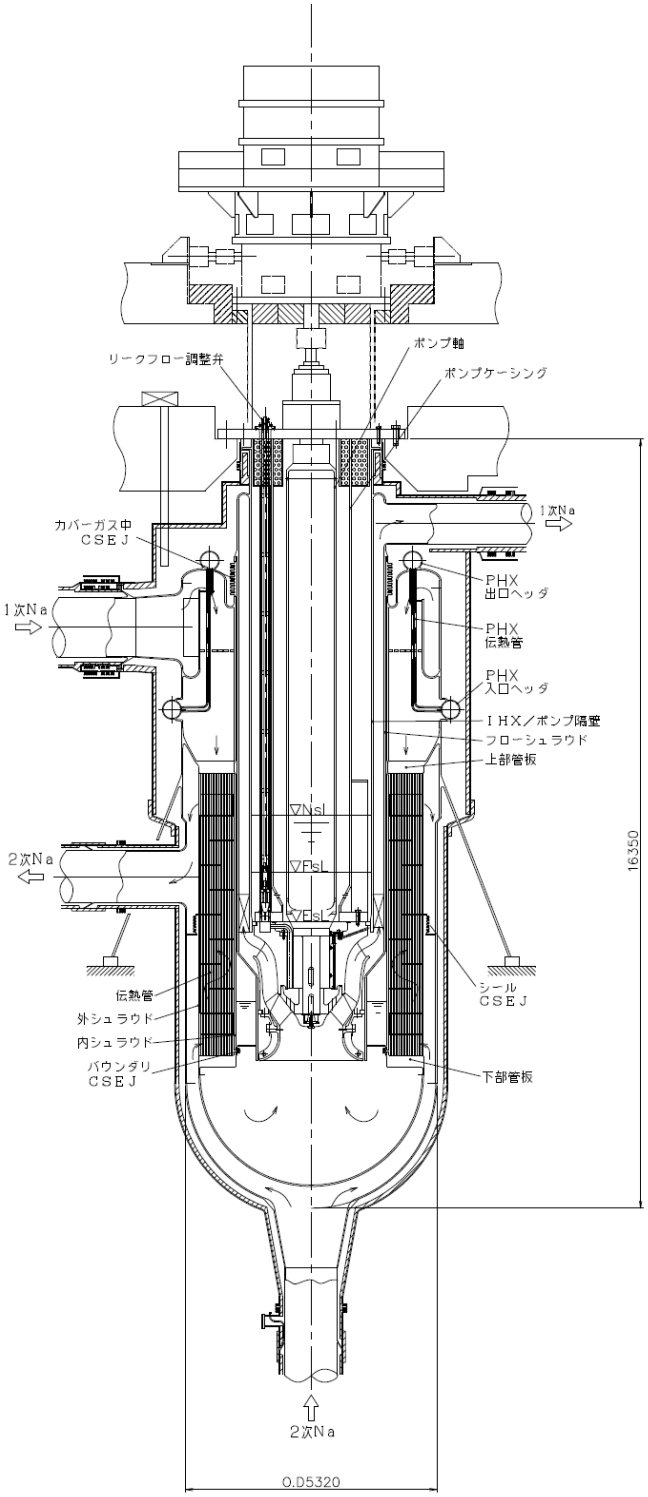


図4.1.6-4-1　ポンプ組込型IHXレファレンス機器概念

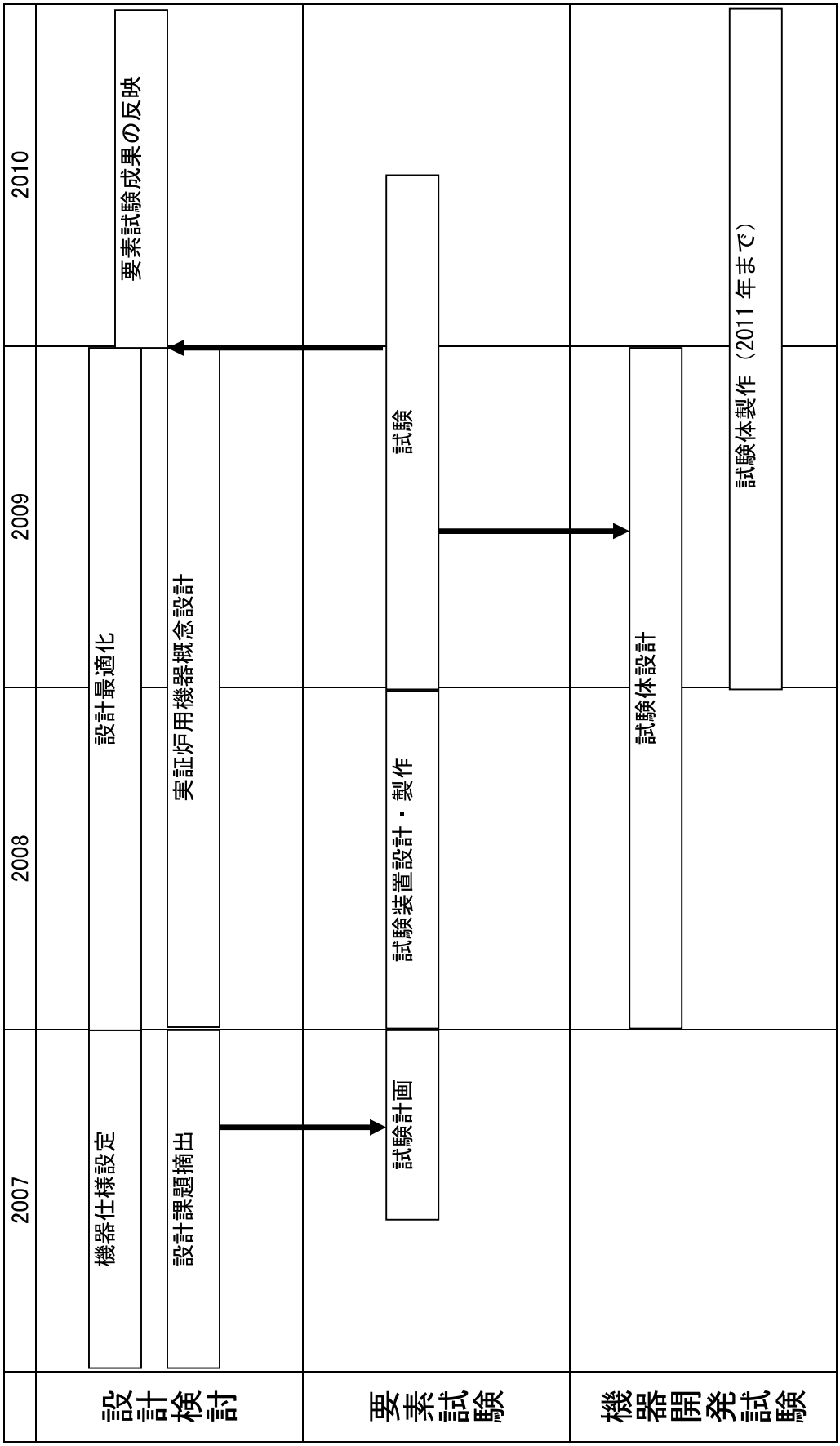


図4.1.6-4-2　ポンプ組込型IHX機器設計検討　実施工程

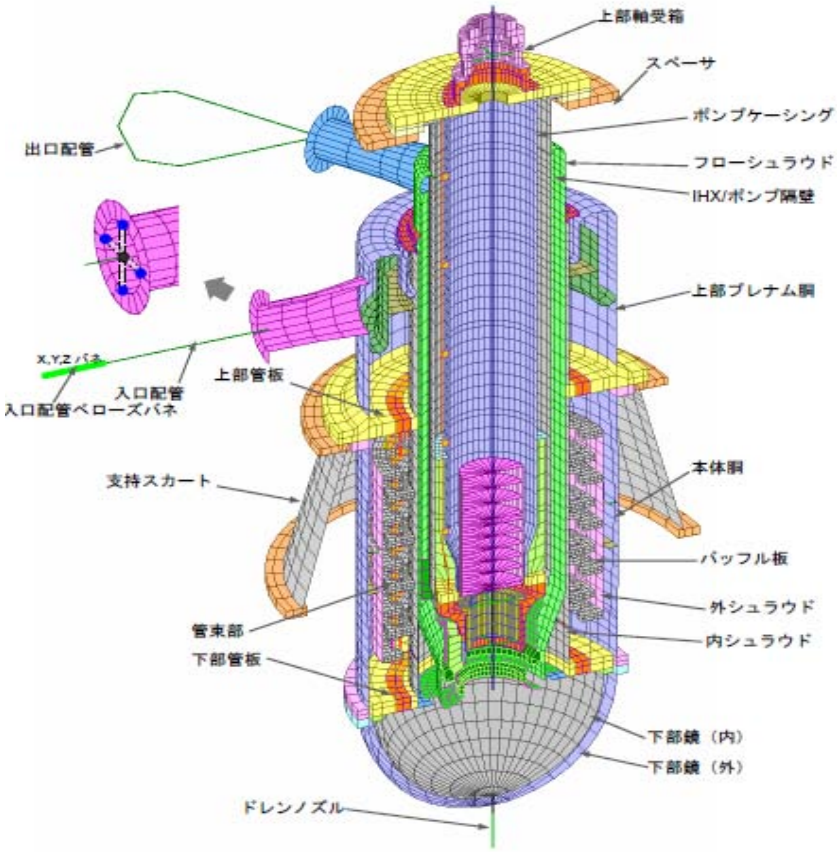


図 4.1.6-4-3　振動伝達解析モデル

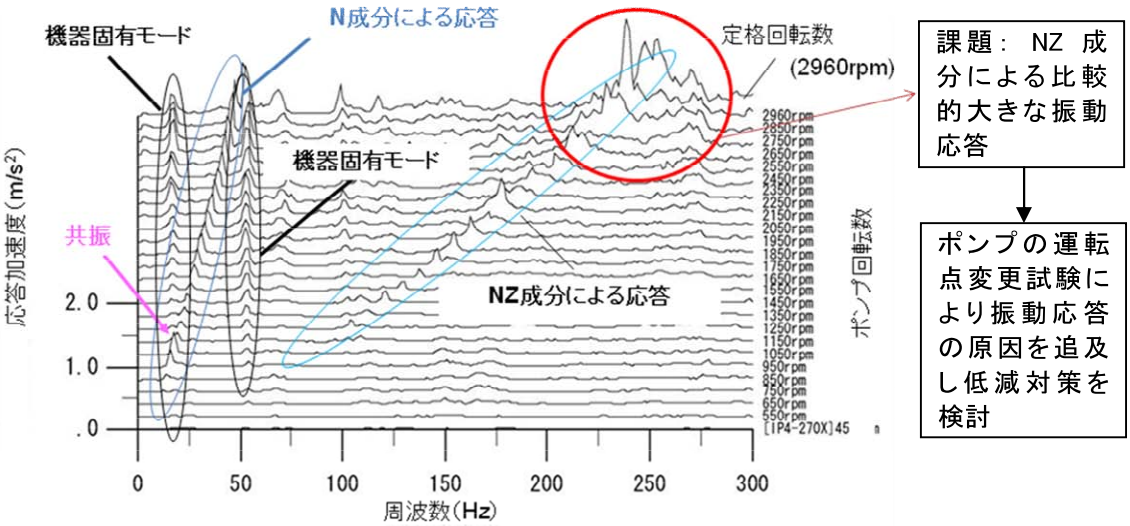


図 4.1.6-4-4　1/4 縮尺試験体による試験結果の例

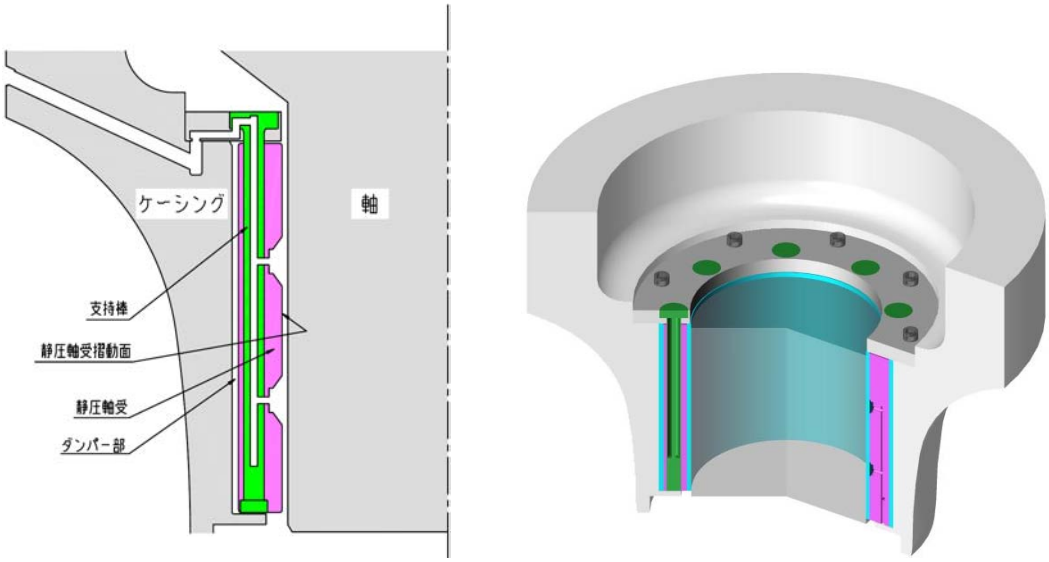


図 4.1.6-4-5　高減衰下部軸受概念

4.1.7 2次主冷却系

4.1.7-1 系統設計

系統設計については、表 4.1.7-1-1、図 4.1.7-1-1 及び図 4.1.7-1-2 に示す主要な仕様、ループ構成及びヒートバランスを定めてきた。これまでの検討によって、実用炉のループ構成は NSSS 物量、原子炉建屋容積に対する大きな合理化が得られる２ループ構成を選択している。

一方、２ループ化に伴う課題として、蒸気発生器の大型化、ナトリウム流量増大にともなう配管の流力振動、及び１系統故障や破損による影響の増大に対する安全性評価が摘出されており、それぞれの研究開発を実施している。

(1) 計画の進捗状況

実用炉の設計は、2010 年までに概念設計を取りまとめることを目標としている。２次主冷却系の系統設計は 2007 年度にプラント仕様と諸条件に基づき、系統圧損や IHX 破損時のインリーク対策などの観点で、系内圧力分布の評価と機器の高低に関する設計検討を実施した。2008 年度は系統の運用及びプラント機器仕様の具体化作業を実施している。今後、2009 年度には計測機器、弁・配管等に関する系統設計の詳細化を実施し、2010 年度における概念設計結果としての系統仕様に反映する計画である。

そのため、２次主冷却系の設計については、これまで、2007 年度に設定した設計方針及びプラント基本仕様に基づき、2008 年度より仕様の具体化を図っている状況である。今後、2009 年度までに系統仕様の具体化を進め、2010 年度にそれらの成果をまとめることとしており、計画通り進捗しており、大きな変更及び遅延はない。

(2) これまでの主要な検討成果

２次ナトリウムループの圧力損失、ポンプ揚程、ポンプキャビテーション防止、ナトリウム熱膨張による液位変動幅、中間熱交換器（IHX）破損時における１次ナトリウムの２次系浸入防止の観点から、２次系機器のレイアウト（高低差）とカバーガスを設定した。

この検討結果に基づく２次主冷却系の圧力分布を図 4.1.7-1-3 に、また機器の高低関係を図 4.1.7-1-4 に示す。

(3) 今後の設計検討課題と検討方針

これまで、系統設計については、設計影響を及ぼすような大きな課題は生じていない。

(4) 2010 年成果目標の達成見通しと今後の技術開発に関する研究計画

設計に関する 2010 年成果目標は、それまでに、実用炉 150 万 kW の概念設計を取りまとめるとともに、その技術を実証するための実証炉に関するサイズ（75 万 kW あるいは 50 万 kW）を暫定するために必要な設計情報を整理することであり、現状の計画工程通りに設計と R&D が進捗することにより、目標は達成できる見通しである。

表 4.1.7-1-1　２次主冷却系仕様

プラント出力	1500MWe
原子炉熱出力	3530MWt
ループ数	２ループ
蒸気発生器	縦置き有液面密着２重直管型
冷却材定格流量	2.7×10^4 ton/hr
冷却材ホットレグ温度	520℃
冷却材コールドレグ温度	335℃
ホットレグ配管／流速	44B（外径 1117.6mmφ　板厚 14.3mmt） ／ 流速 9.7m/sec
コールドレグ配管／流速	44B（外径 1117.6mmφ　板厚 14.3mmt） ／ 流速 9.2m/sec
配管材料	改良 9Cr-1Mo 鋼

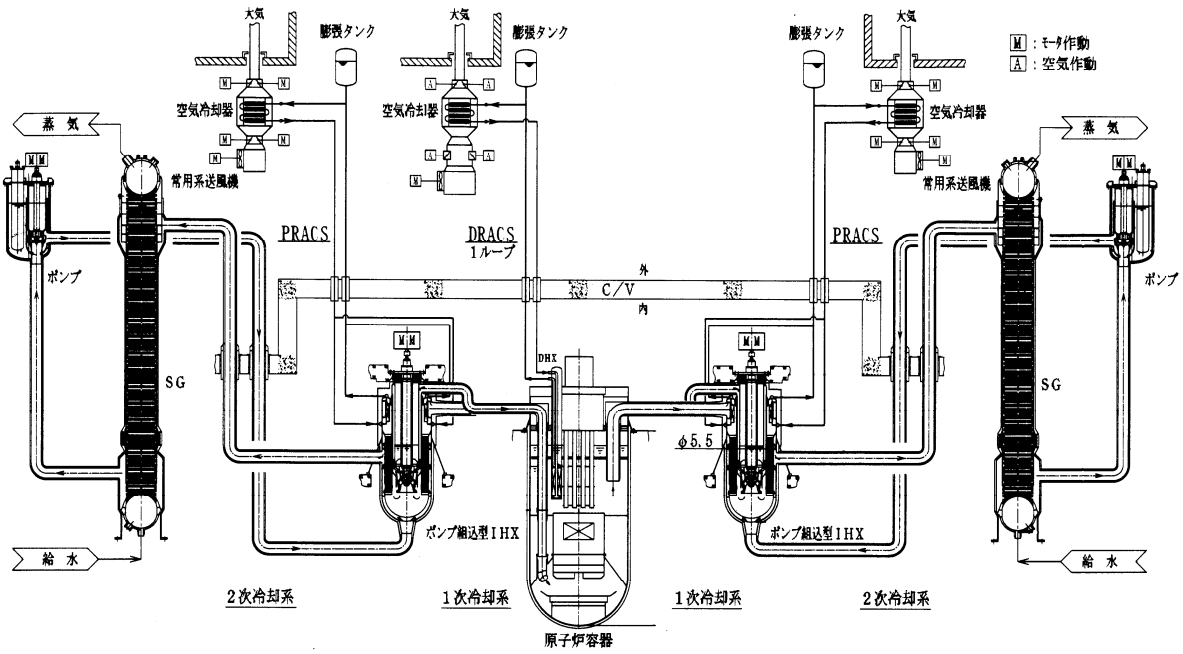


図 4. 1. 7-1-1 ループ構成 （2ループ）

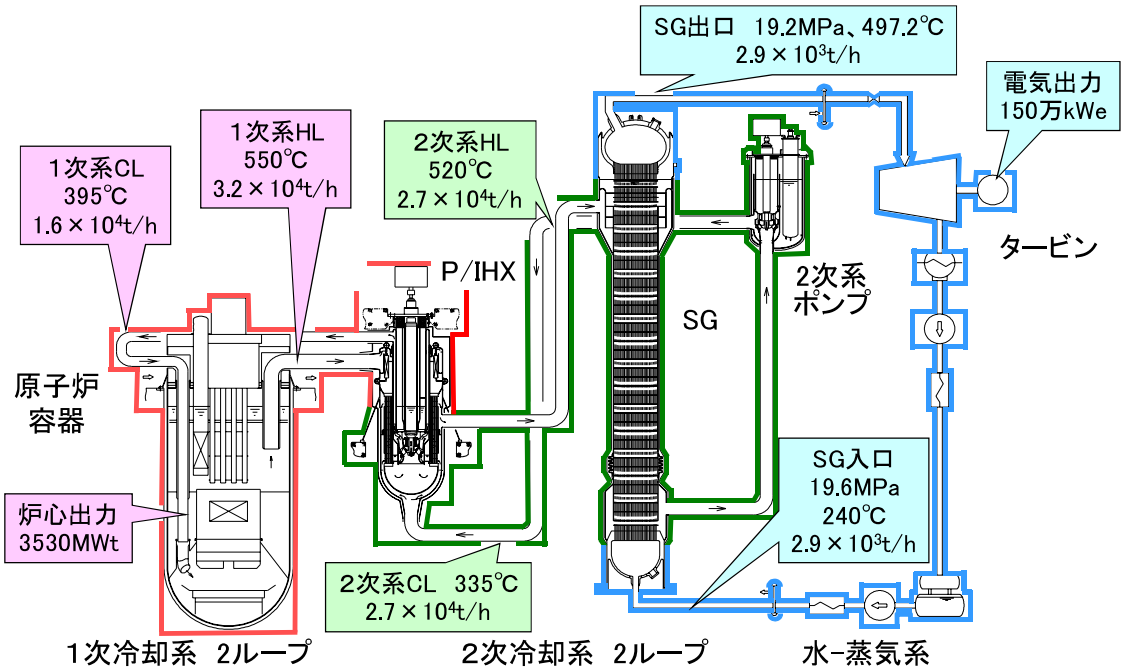
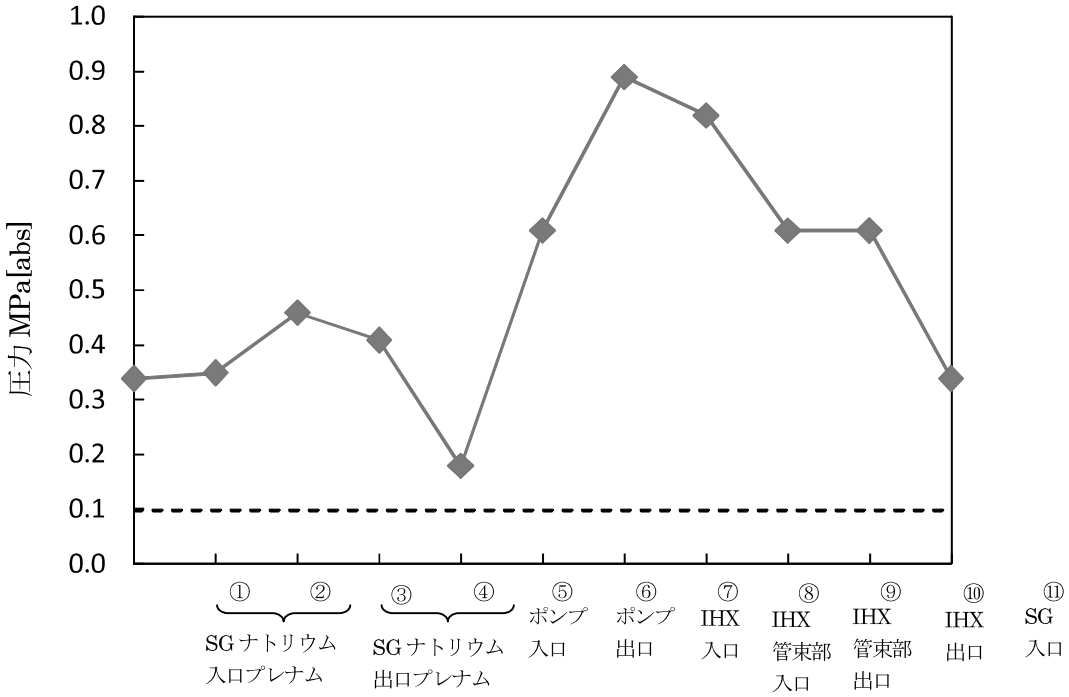


図 4. 1. 7-1-2 ヒートバランス



（横軸の①～⑪の場所は図 3.1.7.1-4 に示す）

図 4.1.7-1-3　２次ナトリウム系圧力損失分布

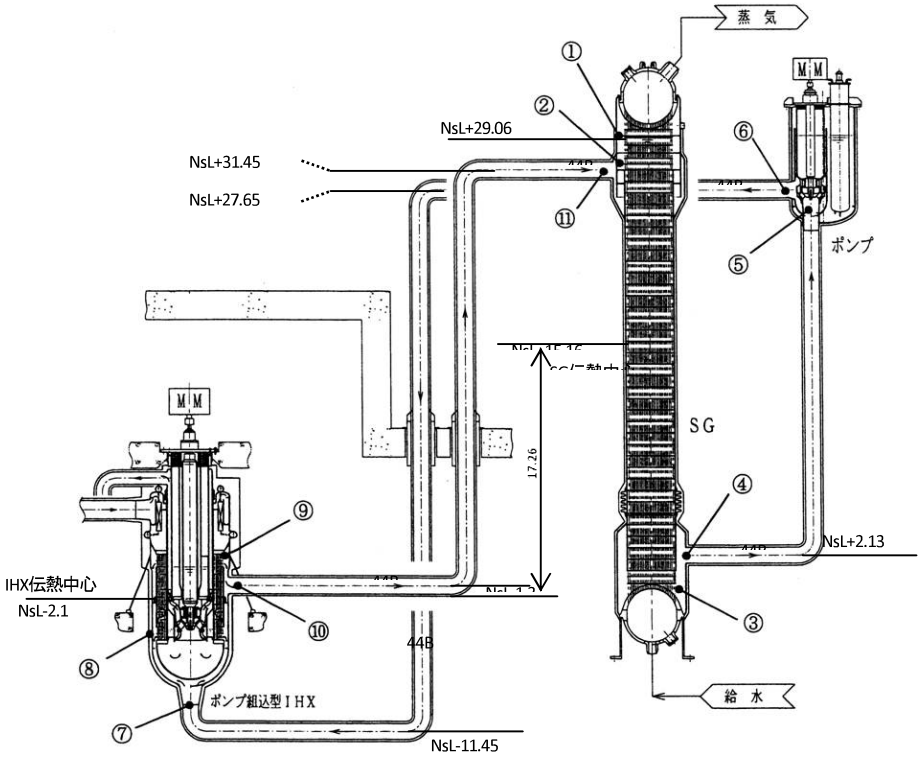


図 4.1.7-1-4　２次主冷却系機器の高低関係図

4.1.7-2 2次系配管設計

(1) 計画の進捗状況

２次系ナトリウム配管の基本仕様と２次系主要機器（IHX, SG 及び２次系ポンプ）の最新構造と配置条件に基づき、改良 9Cr 鋼製配管による引き回しの設定とその構造評価を行った。12Cr 鋼から改良 9Cr 鋼に変更した理由は、12Cr 鋼は高温強度や低熱膨張率等に優れていると考えられるが、延性・靭性、組織安定性を向上させる必要があること、現時点では量産化の課題があること、及び強度基準策定のために試験データを拡充する必要があるためである。

配管設計においては、機器配置をコンパクトにし、且つ配管熱膨張を吸収する引き回しが重要であり、設定した引き回しに対して熱膨張応力、耐震性、及び自重応力の解析評価を行った。

なお、配管溶接部の構造健全性については、大口径薄肉配管の製作性検討に基づく溶接部の位置、溶接部に生じる熱応力、及び溶接部の改良 9Cr 鋼 TYPE－IV 損傷が 505℃～520℃程度の範囲で発生するかどうかを見極めた上で、設計評価が必要である。現時点では、配管製作方法の検討から溶接部位置を想定し、また改良 9Cr 鋼 TYPE－IV 損傷についてはこれまでの試験データ等に基づき最も保守的な強度基準を暫定的に設定して、配管応力解析による評価を実施した。

配管製作性の検討については、シームレス管による製作がミルメーカの設備増強対応が必要となることが判明し、2010 年までの試作が困難となった。このため机上にて製作方法を検討している。改良 9Cr 鋼 TYPE－IV 損傷の発現に関する R&D については予定通りに試験を実施している。

(2) これまでの主要な検討成果

できるだけ少ないエルボ数で２次系主配管の引き回し構造を設定した。図 4.1.7-2-1 に実用炉２次系主配管の引き回し概念を示す。これに基づいて配管の熱膨張応力、耐震性、及び自重応力についての構造健全性の解析評価を行った。

熱膨張応力評価については、熱膨張応力の厳しい温度条件として、ホットレグ配管では定格運転時、ミドルレグとコールドレグ配管はホットショック時を想定した。応力解析の結果、いずれにおいても応力制限値よりも小さく、十分に余裕をもった構造となっていることがわかった。

耐震性については、流力振動防止と地震の観点から固有振動数は、上下モードを 12Hz 以上、水平モード共に 7Hz 以上に制限することとした。解析の結果、両振動モードともに上記の制限条件を満足した。

自重による応力についても、その制限値よりも小さく成立性見通しを得た。

溶接部の強度については、TYPE－IV 損傷が発現する可能性を評価するために試験データの拡充と、そのデータ評価を実施している。

(3) 今後の設計検討課題と検討方針

改良 9Cr 鋼 TYPE－IV 損傷については、当初は FBR の温度条件（550℃）で発生する可能性は低いと考えられてきたが、ASME では 510℃以上において強度低減率を乗じることが検討されていることや、国内研究機関（物質・材料研究機構）で、留意すべきデータが得られるなどしている。このため、新たに溶接部強度試験を実施してデータの拡充を行い、旧動燃における過去の改良 9Cr 鋼の溶接データと合わせて、TYPE－IV 損傷の発現する可能性について評価する。

配管製作についてはシームレス管については 2010 年までの試作が困難であるため机上にて各製作方法についての検討や、技術的課題の摘出を行うと共に、製作コストに係わる評価も行う。シーム管については溶接部検査への要求や検査方法の検討を行う。以上の検討に基づき少なくとも一つ以上の有望な配管製法について見通しを得ることとしている。

(4) 2010 年成果目標の達成見通しと今後の技術開発に関する研究計画

改良 9Cr 鋼 TYPE－IV 損傷の評価に関しては、試験温度を１次系ＨＬ配管の定格時温度 550℃より 25℃高めた加速試験を開始して材料データを取得中であり、取得したデータを基に、TYPE－IV 損傷が発生しない条件を求めていく方針としている。

耐震性については、新潟県中越沖地震による地震条件の見直しにより地震条件が厳しくなると予想される。これまでは配管固有振動数を耐震性確保の観点で検討しており、詳細評価については今後実施する。ダンパにより２次系配管の耐震成立性を確保することとしているが、配管の引き回しと厚肉化での対応の可能性については、今後の検討により判断する。ダンパのオイル式／メカニカル式の判断についてもこの検討作業の中で決定していく。

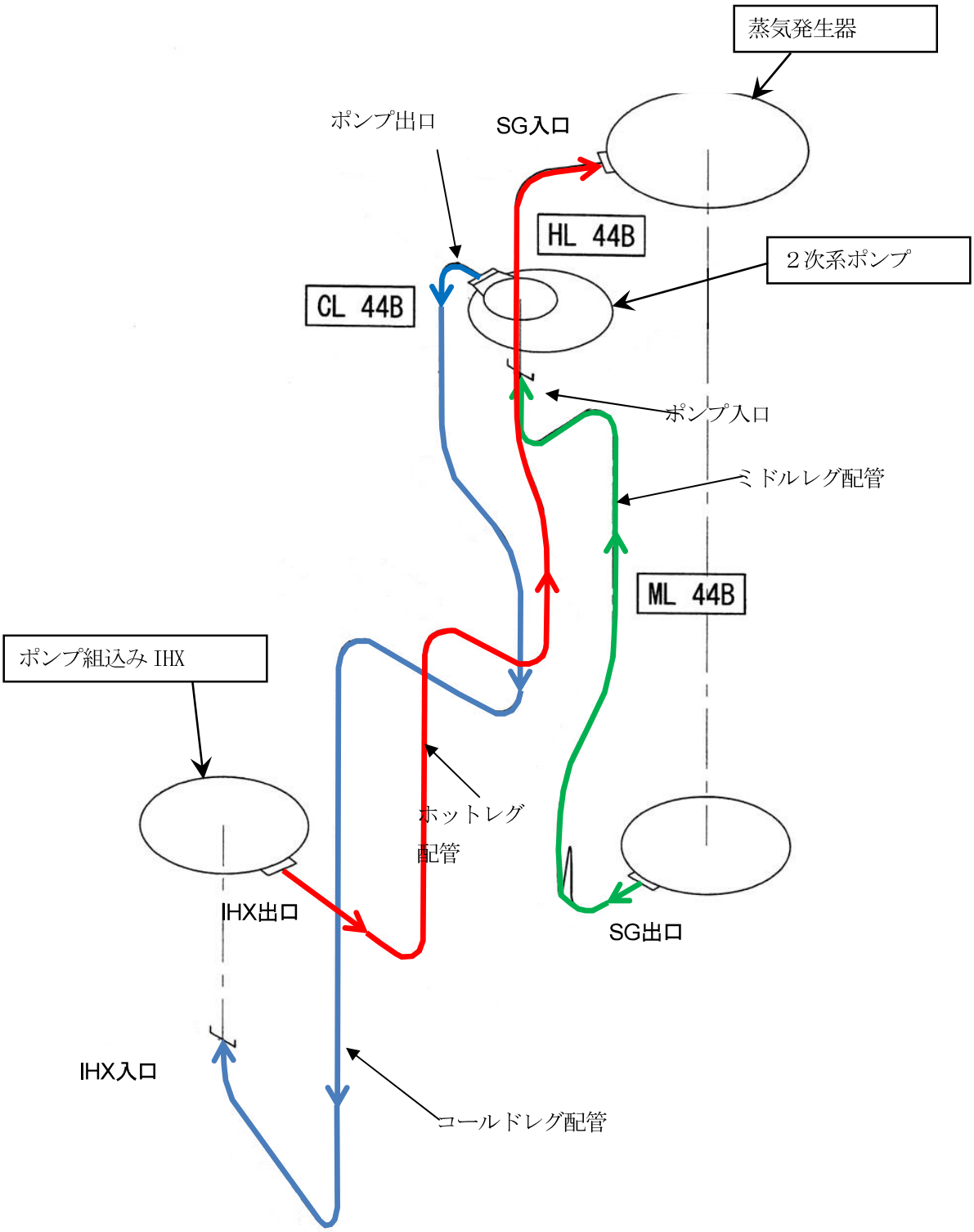


図 4. 1. 7-2-1　２次系主配管引き回し構造概念図

4.1.7-3　2次系配管エンクロージャー設計

(1) 計画の進捗状況

２次系配管のエンクロージャーはナトリウム漏えい対策設備として設置されているものである。関連する項目として早期に確実にナトリウム漏えいを検出するための、レーザー励起型検出計の R&D が進められている。

ナトリウム配管はエンクロージャーで覆われていることにより２重配管構造となっている。これまでの検討では２重配管構造における保温材設置、漏えい空間の区画構造、及びナトリウム配管とエンクロージャーの取り合いなどについて詳細化した。今後は配管の検査や漏えい後の補修法の具体化を行うこととしており、ナトリウム漏えい対策設備の設計については計画通りの進捗である。

レーザー励起型検出計の R&D については、詳細は保守・補修性のところで詳細を述べているが、検出要素の試験により動作確認が実施されており、これについても予定通りの進捗である。

(2) これまでの主要な検討成果

２次系ナトリウム及び崩壊熱除去系ナトリウムの漏えい対策設備の基本方針として、以下の安全性と経済性の要求条件が設定されている。

［安全上の要求条件］

ｉ）炉心崩壊熱の除去に影響が無いこと。

ⅱ）ナトリウム燃焼を防止すること。

ⅲ）安全機能を有する機器や構造物へのナトリウム漏えい燃焼による熱、圧力及びエアロゾルの影響が無いこと。

ⅳ）漏えい先行型破損(Leak Before Break)の考えに基づく微少漏えいの検出ができること。このために、100g/hour の微小漏えいを 24 時間以内に検出すること。

［経済性の要求条件］

ｉ）早期に漏えいを検出し、且つその影響範囲を限定することにより、補修・清掃が容易であること。これにより、プラント復旧が速やかに行われること。

ⅱ）補修においては、漏えいナトリウムがドレンでき、且つ破損場所を特定できる構造であること。

ⅲ）従来のプラントで採用している、室内鋼板ライナーや窒素ガス注入設備を不要とすることで、漏えい対策設備の合理化を図ること。

ⅳ）ナトリウム配管・機器の定期検査が可能なナトリウム漏えい対策設備とすること。

これらの基本方針に基づき、次に示す観点に着目してエンクロージャーの詳細構造を検討し、設計に反映した。

・保温材の設置位置（エンクロージャー内面設置）
・ナトリウム漏えい時の影響範囲限定のための仕切（区画）構造
・配管検査と漏えい後の配管破損箇所の同定ためのエンクロージャー検査孔の位置
・配管支持位置
・主配管とエンクロージャーの取り合い構造
・エンクロージャーのベローズ設置位置

ナトリウム漏えい対策設備の構成を図 4.1.7-3-1 に、エンクロージャーとナトリウム主配管の２重配管構造の具体例を図 4.1.7-3-2 に示す。

(3) 今後の設計検討課題と検討方針

特段の新たな課題は発生していない。

(4) 2010 年成果目標の達成見通しと今後の技術開発に関する研究計画

配管２重管化の設計については、ナトリウム主配管の検査手順や、漏えい後の補修方法、及び補修期間の詳細な検討を行う。またエンクロージャーと接合部を介してのナトリウム主配管への影響の無いことの検討、確認も行う。

レーザー励起型ナトリウム漏えい検出計の R&D については、検出要素単体での検出試験に成功しており、今後はエアロゾルの拡散の影響やサンプリング配管引き回しなどシステムとしての開発を実施する予定である。これまでの試験結果と、今後の計画の実行することにより、漏えい検出計の検出感度、信号信頼性、及びプラント適用条件を満たすシステム仕様の設定に関する目標は達成できる見通しである。

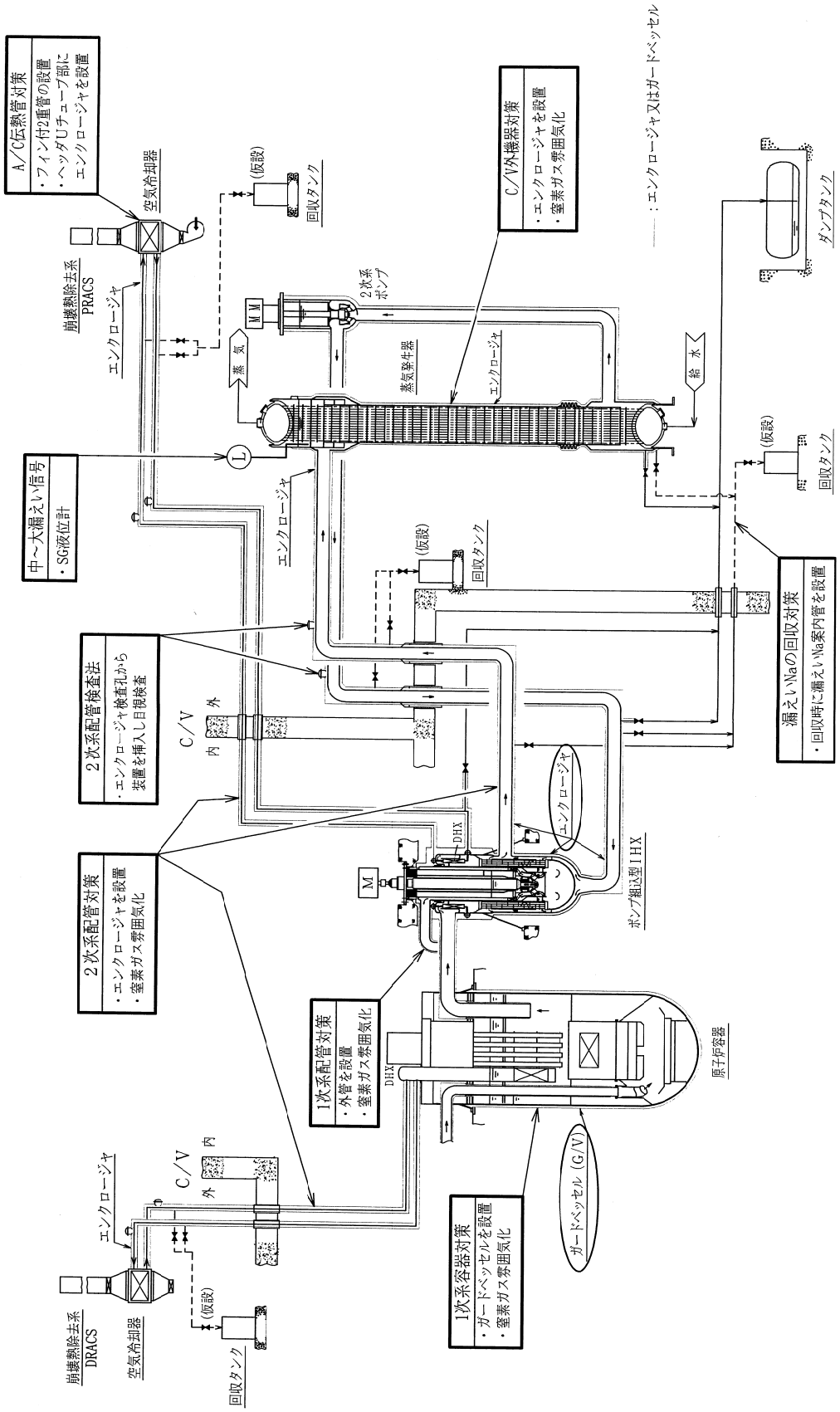


図4.1.7-3-1　ナトリウム漏えい対策設備

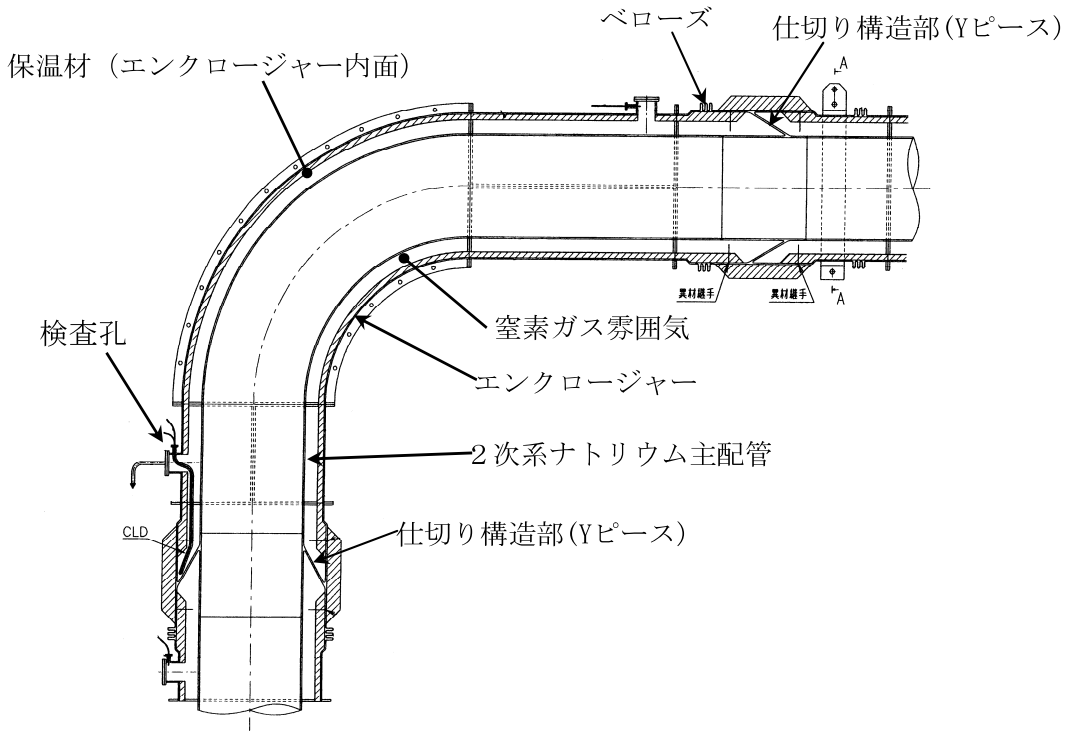


図4.1.7-3-2　２次系ナトリウム配管とエンクロージャー

4.1.7-4 蒸気発生器

(1) 計画の進捗状況

直管型２重管蒸気発生器については、2010 年採択の可否判断を目指して設計研究をフェーズ II から継続すると共に、FaCT において必要な R&D に着手した。

設計研究では、伝熱管材料を改良 9Cr 鋼とした場合の仕様設定、２重伝熱管の貫通破損抑制（ナトリウム/水反応抑制）の確認試験、及び管板の熱過渡構造健全性解析を実施した。密着直管２重管 SG の基本仕様と構造図を表 4.1.7-4-1 と図 4.1.7-4-1 に示す。

R&D としては、管束部の温度分布の均一化や水側不安定流動防止等のための熱流動評価技術開発、新型水リーク検出計（水素計）開発、SG 主要構造要素（２重伝熱管、管-管板継手、CSEJ）の製作技術開発、ナトリウム/水反応評価手法の開発に着手した。

直管２重管 SG 成立性の可否判断には、特に管板熱過渡時の構造健全性評価、大型管板（厚肉鍛造構造物）の製作性、及び長尺２重伝熱管の製作性が重要となってきているが、上記の設計研究と R&D は予定通り進捗している。なお、密着２重管 SG に対する代替 SG についての概念検討も合わせて実施した。

(2) これまでの主要な検討成果

設計検討としては、直管２重管 SG の仕様を設定し、２重管 SG におけるナトリウム／水反応抑制、及び管板の構造健全性を評価した。さらに直管２重管 SG に対する代替 SG についても検討した。

a) 直管2重管蒸気発生器の設計

伝熱管材料を 12Cr 鋼から改良 9Cr 鋼へ変更したことにより、材料物性値が変わるためこれらを構造設計に反映した。これに伴い、ナトリウム側の熱流動条件（流速、熱伝達率）も変わるため、これらも考慮した。

２重伝熱管の肉厚設定における耐圧代の考え方は従来と同様で、プラント運転中は水・蒸気側圧力は内管と外管で分担するものとする。さらに管径や管-管ピッチの設定では、２重伝熱管への検査プローブの挿入性や管-管板継ぎ手の施工性をも考慮した。

b) 伝熱管破損抑制に対する取り組み（ナトリウム／水反応抑制）

２重管 SG においては片側管（内管または外管）破損時には、もう片側管（外管または内管）が存在することにより、ナトリウム/水反応を防止することとしている。このためには、片側管から発生したき裂は界面部で停止すること、界面部に間隙が生じないこと、検査(ISI)によって内外管の欠陥が検出できることが要求されている。

界面でのき裂進展防止については、２重伝熱管の繰り返し疲労試験により、

き裂停止機能に期待できる可能性のあることがわかった。今後は運転中に界面で間隙が生じることはなく、また間隙部でのリーク流量は極めて小さいことを解析や実験によって確認する。２重管の ISI 技術については、別途 R&D により超音波探傷技術や ECT(渦電流探傷検査)技術による検査方法を開発中である。

c）熱過渡時の管板構造健全性

管板形状については、従来の球形管板から蒸気管板を平管板と球形管板の組み合わせ、給水管板を平管板とした。これは、蒸気管板ではコールドショック時のタガ締め応力を考慮して、剛性バランスは平管板、水室胴との取り合いは球形管板として両管板方式の長所を組み合わせたためである。給水管板については製作性と低温側であることを考慮して平管板とした（図 4.1.7-4-1 参照)。

熱過渡条件については、蒸気管板のコールドショック事象（手動トリップ、給水管破損）と給水管板のホットショック事象（外部電源喪失）を対象とした解析評価を行った。蒸気管板コールドショック（手動トリップ）については、水・蒸気系による崩壊熱除去を想定した場合において、従来の球形管板では応力が大きく厳しい結果であったため、上述したように蒸気管板を平管板と球形管板の組み合わせとした。この結果、熱応力は低減できたものの、材料の許容応力条件を満足するには至らなかった（図 4.1.7-4-2)。よって SG 運用を変更する（手動トリップ後、崩壊熱除去系の動的機器運用で除熱する）ことで、高い応力を回避することとした。しかし、給水管破損による蒸気管板コールドショックと、外部電源喪失による給水管板ホットショック（図 4.1.7-4-3）については、材料の許容応力値を現在では満足できていない。このため、蒸気管板については、構造の見直しを継続するとともに、管板熱過渡試験による評価クライテリアの合理化や、熱過渡条件の詳細化による過度な保守性の排除を検討し、給水管板については構造を見直して成立性について検討を行うこととした。

d）代替 SG 概念の検討

ナトリウム／水反応の発生可能性を実質的に排除できる密着型直管２重伝熱管 SG を主概念として開発を進めている。２重管 SG は多くの開発要素を含むことから、より開発要素が少ない設計オプションで構成される代替 SG 概念の構築が求められる。代替 SG 概念の検討にあたって、その検討方針は以下のとおり。

・安全性（炉心保護性能）が主概念と同等であること
・資産保護性が主概念と同等であること
・経済性の観点で実現性を有すること
・研究開発の合理性・継続性の観点で主概念と共通の技術基盤を有する概念であること

本方針に基づき代替 SG 概念を検討した。検討方法としては、主概念の２重管

SG の開発課題を起点として、開発難易度が高い項目である 35mの長尺伝熱管、冷間加工密着２重伝熱管を代替する技術を探索し、検討方針を満足する SG 概念を構築することとした。

２重伝熱管に変わる候補として防護管付き伝熱管と被覆管付き伝熱管の２種類の伝熱管概念を提示した（表 4.1.7-4-2)。防護管付き伝熱管は、改良 9Cr 鋼製伝熱管（単管）を SUS の様な耐ウェステージ性に優れた材料（防護管）で取り囲み、両管の間はナトリウム領域として伝熱性能を確保するものである。防護管の存在により、ターゲットウェステージから隣接伝熱管を保護できる。防護管付き伝熱管の SG は組み立て工数が増加し、防護管の検査は困難と予想されるが、開発課題は少なく且つ水リーク後の伝熱管損傷本数を抑制できる。

被覆管付き伝熱管は SUS 等の耐ウェステージ性に優れた材料を改良 9Cr 鋼伝熱管の外表面に接合するものである。被覆部と母材部の接合方法や熱膨張差を評価する必要があるものの、水リーク後の伝熱管損傷本数も抑制できる。さらに被覆管付き伝熱管は一般産業界において使用実績があることも有利である。また、曲げ加工ができることからヘリカルコイル方式への適用も可能である。

以上の様に、プラグ本数を十分に少なくできる代替 SG 概念として、防護管付き伝熱管と被覆管付き伝熱管を検討した。これらの伝熱管は、溶接構造の採用が可能なことから、２重管 SG の重要課題である 35m 級長伝熱管の製作性を排除可能な概念として、これらのフィージビリティーについて調査を実施している。

(R&D の検討成果)

２重管 SG の主要構造に関して、35m 級長尺小径薄肉の２重伝熱管については、従来製造実績の範囲を超えることから、太径短尺管の試作から着手し、段階的に長尺化を指向することにより、製作見通しを得る計画としており、2010 年までは現状設備で対応可能な 15m 級長の２重管を試作することにより成立性を判断する。これまでに、長尺化に関する製作性と課題摘出の観点から、10m 級長さの２重管を試作するとともに、工業的製作性を有する潤滑剤と引き抜き速度の把握の観点から、5m 級長さの２重管を実用的な引き抜き速度(15m/sec)にて試作し、内外管の目標のギャップ幅、面圧及び表面状態を満足する２重管の加工条件を把握し、寸法精度、仕上りに対する引抜き長さの影響が小さいことを確認した。CSEJ については、改良 9Cr 鋼鍛鋼品から切削加工により実機の 1/10 程度の試験体を試作し、製作性を確認するとともに、変形挙動試験と常温の疲労試験により、有効性と健全性を評価した。管-管板継手については模擬試験体により開先形状などの溶接条件や、狭隘部での溶接施工法を検討した。また同継手部の２重管の拡管については、部分模擬試験体により、その施工性と接合強度を確認し、最適な拡管条件を検討した。

熱流動特性の評価については、水側の評価のためのヒーター伝熱管加熱試験

体を製作し、熱伝達率、圧損、ボイド率に関する基礎データを取得した。また、ナトリウム側の温度・流速分布評価のための水流動試験装置の設計、及び解析による予備評価を実施した。さらに、SG 熱流動評価多次元コード(MSG)を過去の大型直管 SG の試験データに基づいて検証・整備を行い、数値解析上の精度を向上させた。

水リーク検出計については、固体電解質水素計、光ファイバー式温度計、及びニッケル拡散膜式水素計の改良について基礎試験や解析による検討を行った。これらのうちニッケル拡散膜水素計の改良が最も有望であると判断され、その概念検討と基本仕様を設定した。

ナトリウム／水反応評価技術の高度化については、汎用性の高い数値解析評価手法を開発し、実用炉 SG の設計成立性評価と合理的な安全論理構築に寄与することを目的として、1)化学反応機構解明とモデル化、2)伝熱管ウェステージ（損耗）現象の機構解明とモデル化、3)高温ラプチャ（破裂）評価に関する基礎データ整備、4)解析評価システムの構築に関する試験、検討に着手した。

表 4.1.7-4-1　直管２重管 SG の構造仕様

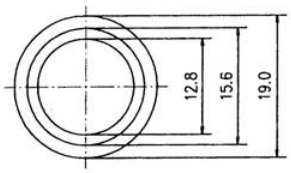
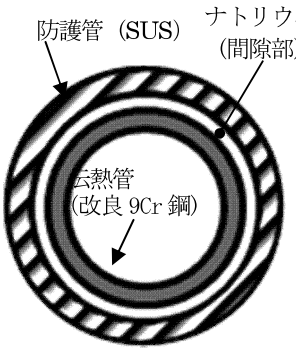
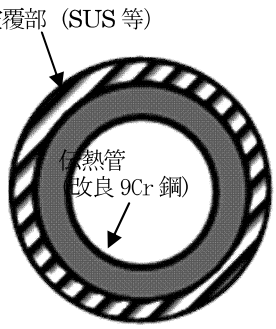
形　　式	縦置有液面密着２重管直管型	
管内流体	水・蒸気	
管外流体	ナトリウム	
交換熱量	1765MWt	
伝熱面積	13850m^2	
伝熱管	外径（内管/外管）	15.6/19.0mm
	肉厚（内管/外管）	1.4/1.7mm
	有効伝熱管平均長さ	29.0m
	本　数	8000 本
	管ピッチ	40.0mm
定格流量	水・蒸気側	2.884×10^{6}kg/h
	ナトリウム側	2.700×10^{7}kg/h
定格温度	給水入口	240℃
	蒸気出口	497.2℃（19.2MPa）
	ナトリウム入口	520℃
	ナトリウム出口	335℃
材　　質	改良９Cr 鋼	
重　　量	1069 ton	

表 4.1.7-4-2　代替 SG 伝熱管の概念

候補概念	防護管付 SG	被覆管 SG
伝熱管仕様		
破損伝播防止	可能	
プラグ本数	２本以内	２本以内
２重管 SG に対して有利な点	・２重管製作不用 ・管–管継ぎ手採用可能（長尺伝熱管製作不要）	
直管／ヘリカルコイル	直管のみ	直管またはヘリカルコイル
特徴	伝熱管の外側に耐ウェステージに優れた防護管を設置する構造であり、プラグ本数が少なく、開発課題も少ない。	伝熱管外面に耐ウェステージに優れた被覆を冶金的に結合させる構造であり、一般産業界での使用実績はある。プラグ本数も少ない。

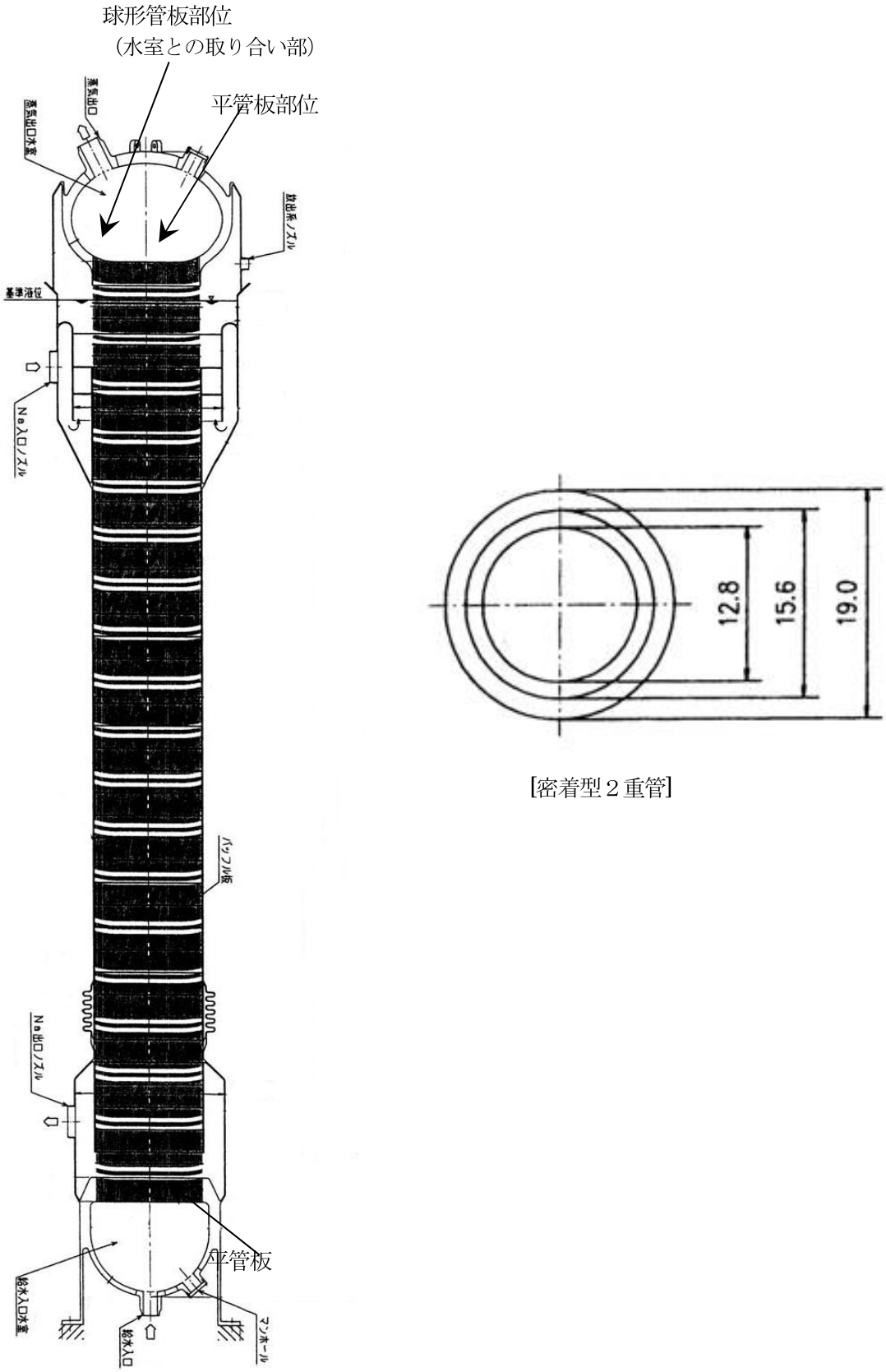


図 4.1.7-4-1　直管 2 重管 SG の構造概念図

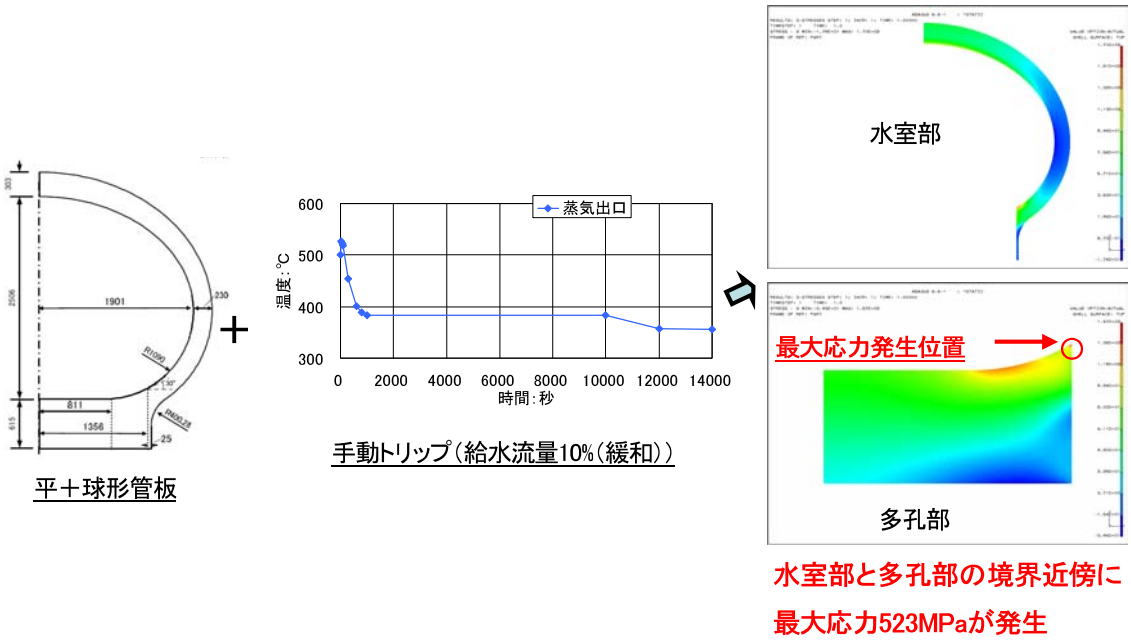


図 4. 1. 7-4-2　蒸気管板の平形と球形の組み合わせによる応力軽減方策

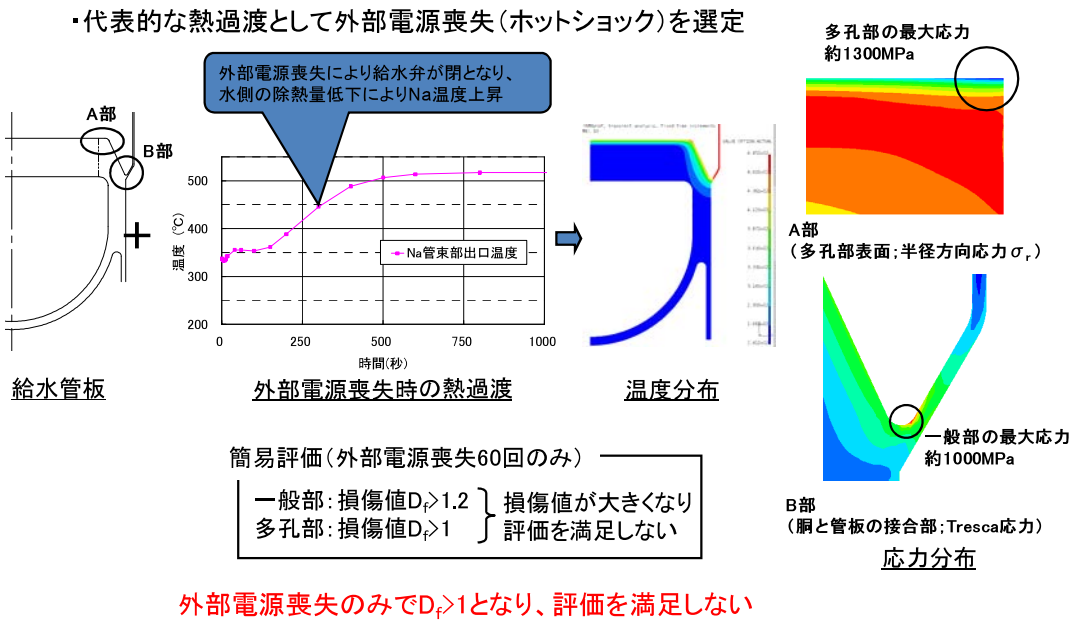


図 4. 1. 7-4-3　給水管板の構造健全性解析結果

(3) 今後の設計検討課題と検討方針

SG 本体総重量は 1000ton を超えることから、製作工場内で移送及び据付方法についての検討が必要である。

管板構造健全性について、SG 運用を変更する（手動トリップ後、崩壊熱除去系の動的機器運用で除熱する）こととしたが、給水管破損による蒸気管板コールドショックと、外部電源喪失による給水管板ホットショックによる材料の許容応力値を満足できていない。このため、蒸気管板については、構造の見直しを継続するとともに、管板熱過渡試験による評価クライテリアの合理化や、熱過渡条件の詳細化による過度な保守性の排除を検討し、給水管板については構造を見直して成立性について検討を行う。検討にあたっては、これらの物量も明らかにする。

実証炉規模の SG 管板を想定した実規模極厚鍛造品の試作は、ミルメーカの繁忙により 2010 年までに実施できない。大型鍛鋼品の製作上の課題についてミルメーカを含めて議論・整理し、必要な開発ステップを検討した結果、当該物量の半分程度の規模の鋼塊(50 トン)を用いた鍛錬や熱処理条件を模擬した試作試験および雰囲気制御等に係る研究によって，実規模極厚鍛鋼品の製作性を見通せる可能性があることがわかり、この方針で検討を進める。

35m 級長尺小径薄肉の２重伝熱管については、従来製造実績の範囲を超え、設備上の課題がある。2010 年までは現状設備で対応可能な 15m 級長の２重管を試作することにより成立性を判断する。実機長の密着二重管の製作に必要な設備投資をするか否かの判断にあたり、製作上の技術課題についてミルメーカにて必要な開発ステップ、設備投資額などについて検討する。これと同時に 2008～2009 年度に実施予定の 15m 伝熱管の試作試験で実機長の製作性を見通す方法について検討する。

(4) 2010 年成果目標の達成見通しと今後の技術開発に関する研究計画

伝熱管破損抑制に対する取り組み（ナトリウム／水反応抑制）については、内外管でのき裂進展停止に関する検証を進めるとともに、万一内外管が（異なる位置で）同時破損しても、水リーク流量が十分に制限されること、運転中に界面で間隙が生じることがないことを解析や実験によって、2 重伝熱管の成立性を確認できる予定である。

管板の熱過渡構造健全性については、蒸気管板、給水管板共に、引き続き構造の見直しを検討し、熱過渡条件の詳細化（過度な保守条件の排除）や管板熱過渡試験による評価クライテリアの合理化により成立性について検討を行う。

代替 SG の検討については、2010 年までの試作や要素試験等によってフィージビリティーを確認し、成立性について検討を行う。

SG 主要構造に関して、長尺 2 重管の製作については、これまで実施した 10m 級の試作結果により、目標のギャップ幅、面圧及び表面状態を満足する２重管

の加工条件を把握し、寸法精度、仕上りに対する引抜き長さの影響が小さいことを確認しており、2010 年目標の 15m 級の小径薄肉管の製作目標は達成の可能性が高いと判断する。CSEJ については、小規模試験体の試作により、切削による製作精度は高く、常温の変形特性・疲労試験により、変形及び疲労特性に対する材料、加工方法による影響が小さく、基本的な製作性を確認しており、成立性が高いと判断する。今後、高温の疲労試験を実施する。管-管板継手については、狭隘部の溶接施工性及び拡管施工性に着目した試作及び健全性試験により成立性を確認する予定である。

ナトリウム/水反応評価技術の開発については、伝熱管ウェステージ試験や化学反応メカニズム解明試験などによって、精度の高い合理的な評価手法の開発は達成可能な見通しである。また、今後、早期に、Na-水反応のように熱、流動、化学反応、構造などの複数の要素現象が互いに結合する挙動を多次元で精度良くシミュレーションする高度な技術によりナトリウム／水反応時の伝熱管の破損伝播に対する安全裕度を評価する手法を開発し、安全解析手法として整備する必要がある。

熱流動特性については、現在実施中の伝熱管ヒーター加熱水流動試験や、試験計画中のナトリウム側を模擬した水流動試験により詳細な特性が把握される予定であり、これらを SG 多次元熱流動解析コードに反映して評価する計画である。

水リーク検出計については、ニッケル拡散膜方式水素計の改良が有望であることが明らかになってきており、これまでに検討した具体的な改善策に基づいて、膜部構造の最適化、健全性等に関する R&D を実施することにより、リーク検出系センサ部開発の目標は達成できる見通しである。安全保護系に適用可能なリーク検出系としての実証試験は、2010 年以降に実施する計画である。

4.1.8 電気計装

(1)計画の進捗状況

(a)　開発要素の多い計測制御設備への要求項目並びにフェーズⅡの設計検討内容を整理して、電気計装設備設計及び研究開発のためのロードマップを策定し、これに基づき設計及び研究開発を実施している。

電気設備については、常用電源、非常用電源について電源計画の策定し、電気負荷リストを作成するとともに変圧器容量等を検討し、全体単線結線図を作成した。また、主要な電気盤をリスト化し、計装盤と併せて原子炉建屋内の盤配置計画を行い、盤配置に必要なスペースを把握するとともに、原子炉格納容器を貫通するケーブルを概算し電線ペネリストを作成し、これらを合わせて原子炉建屋配置計画用のデータベースとした。

計装設備については、全体設備構成概念を設定するとともに、主要な構成設備の盤構成を検討し、主要な計装盤をリスト化した。また、安全解析及び熱過渡解析に必要な主要な安全保護系及び安全保護系以外の計測制御設備の性能（精度・応答性）リストを作成し、安全解析及び熱過渡解析用データベースとした。

今後、他設備の設計進捗に伴い、電気設備、計測制御設備の設計を進め、2010年に設計図書類を整備する計画である。

(b)　電気計装関係の研究開発項目は次のとおりであり、これまでのところ計画通り進捗している。詳細はそれぞれの添付資料を参照。

・超音波流量計の開発（添付資料 4.1-2）

　従来の電磁流量計が使用できない磁性体である高クロム鋼の大口径配管に適用する安全保護系流量計測計として、超音波伝搬時間差多測線方式流量計を開発する。要素レベルの研究開発課題について解決できる見通しが得られた。

・破損燃料位置検出系(FFDL)の開発（添付資料 4.1-4(3)）

　原子炉容器のコンパクト化を図るため、大型炉ではスリット付き炉上部機構が採用されており、これに適合したセレクタバルブ(SV)方式 FFDL を開発する。

　1/5 部分モデル水試験を実施し、定格出力時についてはスリット部の破損燃料集合体の同定ができる見通しを得た。

・微小ナトリウム漏洩検出計の開発（添付資料 4.1-8）

　従来技術の難点であった信号信頼性の向上と高感度を実現しうるナトリウム検出技術(レーザーブレークダウン蛍光発光法)を開発する。

　試作要素を用いたナトリウムエアロゾル計測の結果、ナトリウムを選択的に検出可能であることを確認した。

(2)これまでの主要な成果

(a)　電気設備

・電源構成については、動力負荷及び母線運用計画を具体化した上で、2006年度までに検討された所内単線結線図の見直しを行った。この内、動力負荷に関しては、既存の原子力発電所の事例を参考に、発電所の機能維持に必要な廃棄物処理設備や補助ボイラ設備等の付帯設備の負荷について検討し、電源容量に反映した。

・母線運用計画については、動力負荷に対して、各母線の負荷を極力均等化するとともにプラント定検時の1母線点検時に、定検工事等に必要な設備の電源が確保できることとし、系統構成と設備容量に反映した。また、ガスタービン発電装置については、自然循環採用で非常系の高圧側発電装置が不要となり、非常系(440V)×3 台、常用系(6.6kV)×2 台とした。単線結線図を図 4.1.8-1 に示す。

・盤配置計画については、電源構成の検討結果等に基づき、原子炉建屋及び補助建屋内あるいはタービン建屋内の主要な区画に設置する電源や計測制御のための盤類のリストを作成し、盤配置と必要となる配置スペースを設定した。

・本プラントでは、1 次及び 2 次主循環ポンプの電源として、VVVF（Variable Voltage Variable Frequency；可変電圧・可変周波数制御装置）を用いる計画であるため、そのインバータ等の系統構成や設備概念を具体化した上で、その配置を設定した。VVVF を完全 2 重化することとしたため、物量が多く屋配置上大きなスペースを占めることから、2008 年度は物量削減を目的として VVVF の構成の見直し検討を行う。

(b)　計装設備

・全体設備構成概念については、機能、安全設計方針に基づく分離要求、運用性等の観点から、原子炉計装設備、プロセス計装設備、安全保護設備及び制御設備で構成することとし、その全体構成図を作成した。図 4.1.8-2 に全体構成図を示す。

・設備間の情報伝送には基本的には光ケーブルによる多重伝送経路を用いることで系統分離を図る。安全保護系のうち、主炉停止系作動信号と後備炉停止系作動信号は、それぞれ相互に独立な 4 チャンネル構成とし、崩壊熱除去系起動と格納容器隔離を行う工学的安全施設起動信号は相互に独立な 2 トレイン構成とした。安全保護系及びそれ以外の計測制御設備の性能については、安全保護系等の作動ロジックを設定すると共に、それぞれの計測項目、回路構成を検討し、検出精度と応答時間を設定した。原子炉トリップロジックの例を図 4.1.8-3 に示す。

・工学的安全施設起動信号については、軽水炉では通常運転中に関連系統の機能確認試験が行えるため定期検査期間短縮につながるメリットがあることから 4 トレイン化を図っている例があった。本プラントにおいて、このような観点での 4 トレイン化のメリットを検討したが、特段見出せなかった（崩壊熱除去系を例にとれば、系統構成が単純で定期検査上クリティカルとならない上、系統の隔離ができないため通常運転時の実働試験が困難である。また、2 トレイン構成でも目標とする信頼性確保が可能であることを簡易評価で確認している。）ことから、2 トレイン構成としている。

・中性子計装について、初装荷および第 2 サイクル炉心における中性子束およびガンマ線の分布から炉外および炉内 NIS の成立性を評価した。その結果、軽水炉取出 TRU 組成を想定した初装荷炉心では、炉外 NIS のみでは初回起動時の出力監視に必要な最小計数率 1.5cps を確保できないこと、並びに外部中性子源を装荷しなくても炉内 NIS（これまで開発を進めてきた中性子検出器を適用可能）を設置することにより必要な最小計数率を確保できることが明らかになった。炉内 NIS 案内管は、検出器の交換性や流力振動対策として余裕を考慮して設定した。（図 4.1.8-4）今後は炉内中性子計装の中性子検出器交換装置の概念、交換手順等を明確化する。

・集合体出口温度計装に関して、制御棒誤引抜事象に対する炉心安全性を確保するための方策について、図 4.1.8-5 に示すように、制御棒運用を 1 本引抜とバンク引抜の 2 ケースの比較評価を行った。この結果、バンク引抜により安全性の制限を満足できる見通しが得られた。また、バンク引抜とすることにより原子炉の出力歪が大幅に低減し、検出器数を削減できる可能性が示された。なお、バンク引抜により炉心に投入される総反応度は増加するが、1 体あたりの反応度は小さく、出力歪も小さくなるため、設計基準事象だけでなく、炉心損傷事故においても安全に事象終息する見通しがあり、今後詳細評価を実施する。（図 4.1.8-6）燃料集合体出口温度計ウエルについて、引回しスペース、熱電対の交換性、流力振動対策と炉上部プレナム内流動への影響および耐震性を考慮して構造概念を設定した。（図 4.1.8-7）今後、バンク運用並びにこれに関連する設備仕様を具体化して制御棒誤引抜に係る安全解析を実施し、制御棒誤引き抜きに対応する原子炉トリップ信号の仕様を明確にする。それに基づき、炉心出口温度計装の仕様、熱電対交換装置概念を具体化する。

・耐震条件の見直しによる電気・計装設備設計への影響は特にない。

(3)今後の設計検討課題と検討方針

・１次/2 次主循環ポンプ用電源に VVVF(6.6kV、13,500kＶＡ／台)を採用する予定であるが、VVVF の単一故障時にもプラント運転可能なように VVVF を完全 2 重化することとしたため、物量が多く建屋配置上も問題が生じている。1 台の予備機をポンプ 2 台で共用する方式又はインバータセルの容量アップを図る方式等、信頼性を確保しつつ物量削減を図る方策を検討する。

・FFDL については、現状計画の集合体一体毎の検出を実現するには、実用炉では UIS 下端部分に 600 本を超えるサンプリング配管を配置する必要があり、これらが通常運転時の冷却材流動による流力振動により健全性が損なわれないこと、及び十分な保守・補修性を有することを確認する必要がある。構造の具体化は、今後実施する予定であるが、設置数が多いことから、細径で振動を受けやすい構造となる可能性があり、炉上部構造が複雑となるために保守・補修性が低くなる可能性がある。このため、今後、構造を具体化した上で、流力振動評価による健全性確認及び保守・補修性の検討を行い課題を明確にした上で、その結果によっては燃料集合体を一体毎に検出する設備から複数集合体毎に検出する設備などへの変更を検討する予定である。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

設計面では 2010 年に設計図書類を整備することとしており、現在のところ問題なく進捗している。

前述の電気計装関係研究開発についても計画通り進捗しており、2010 年成果目標の達成にあたって特段の問題は生じていない。

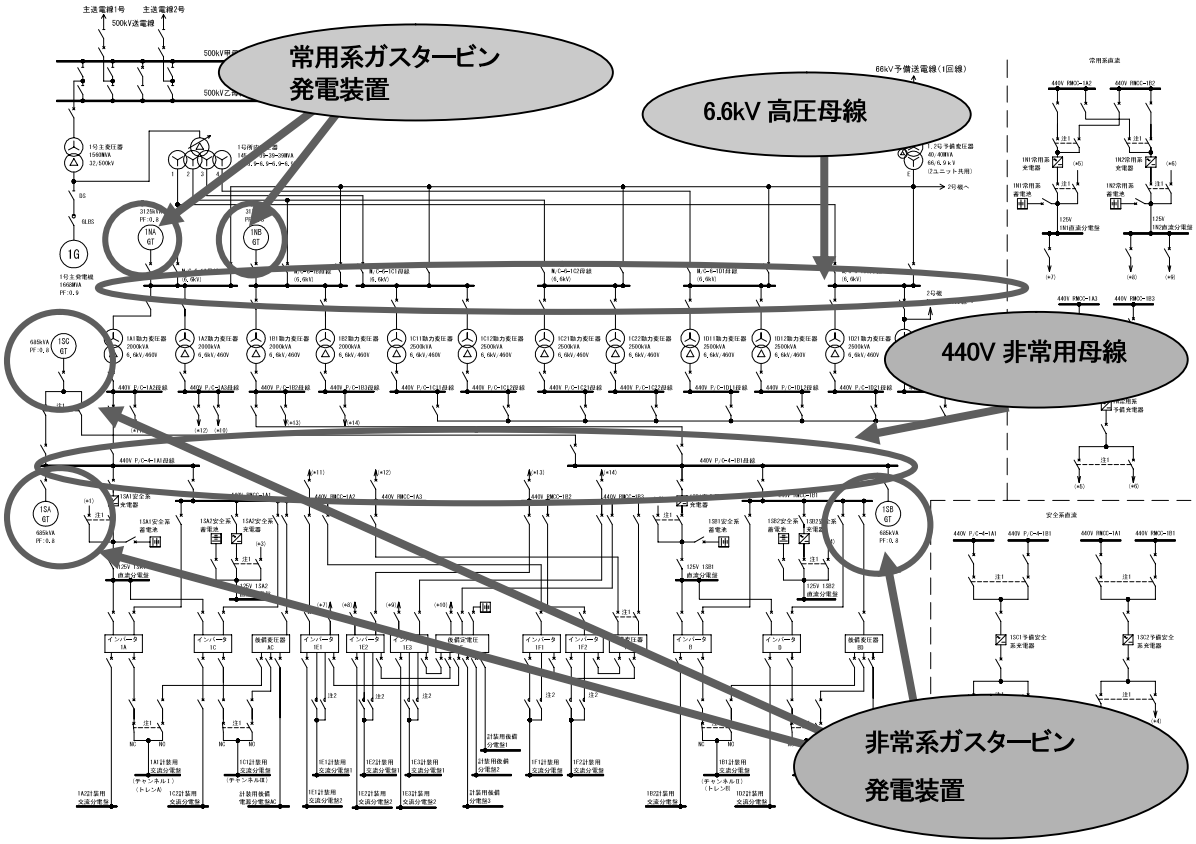


図4.1.8-1　単線結線図

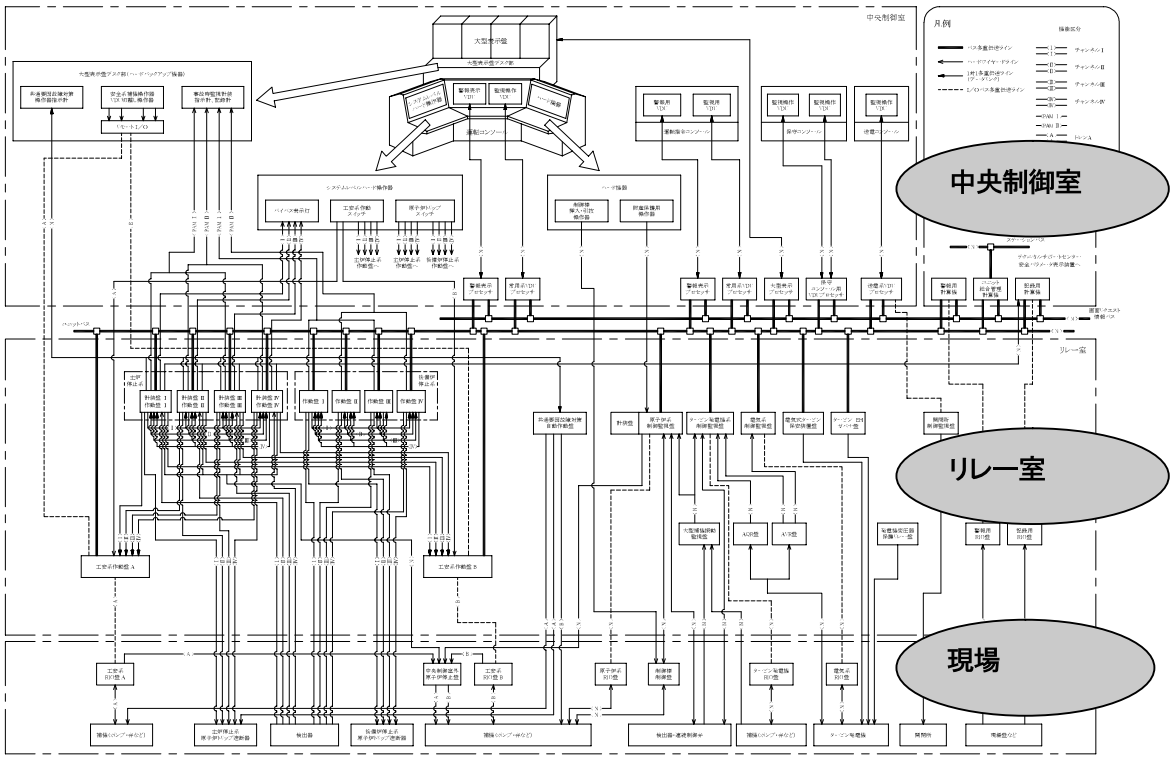
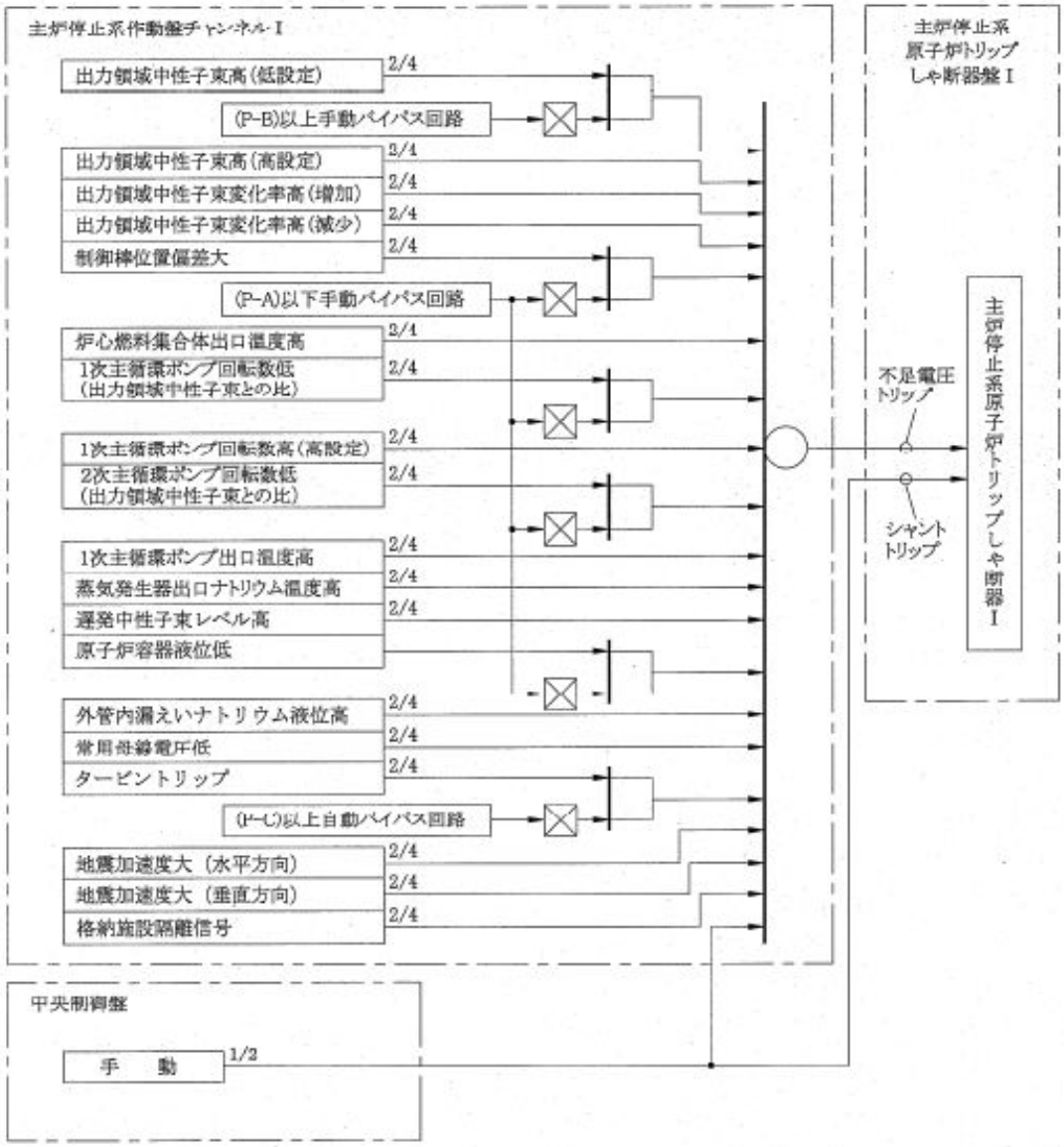


図4.1.8-2　計装設備全体構成図



注1)本図はⅠチャンネルを主体に示す。Ⅱ、Ⅲ、Ⅳチャンネルは Ⅰチャンネルと同様である。
注2)1/2は1 out of 2、2/4は2 out of 4ロジック処理を表す。

図4.1.8-3　原子炉トリップロジック(主炉停止系)

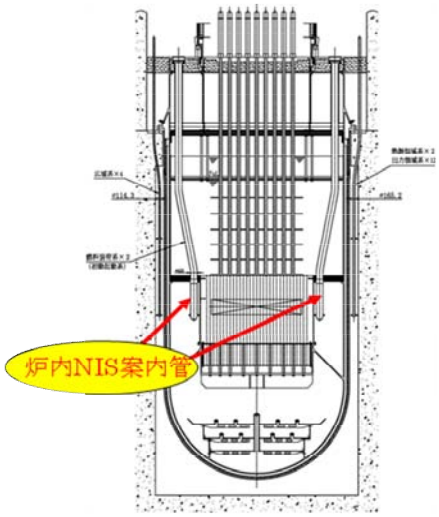
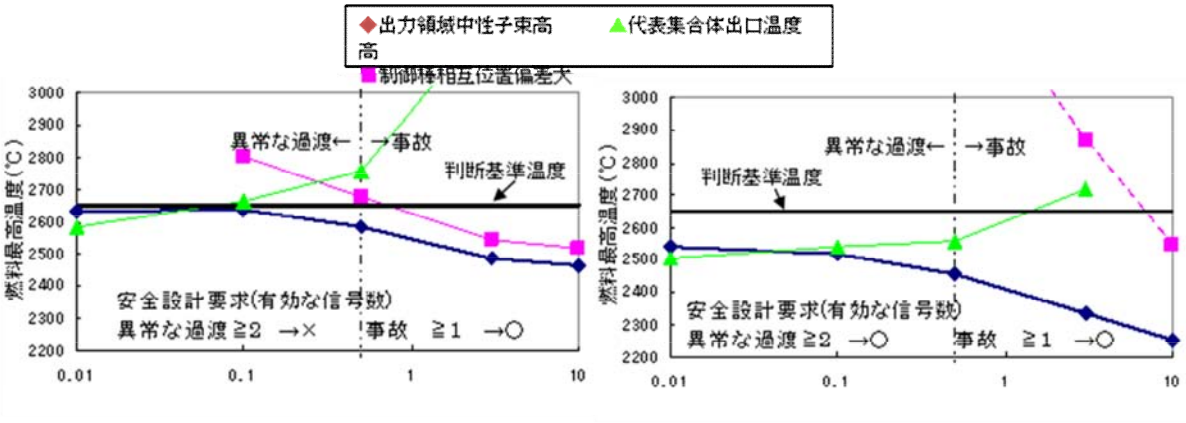
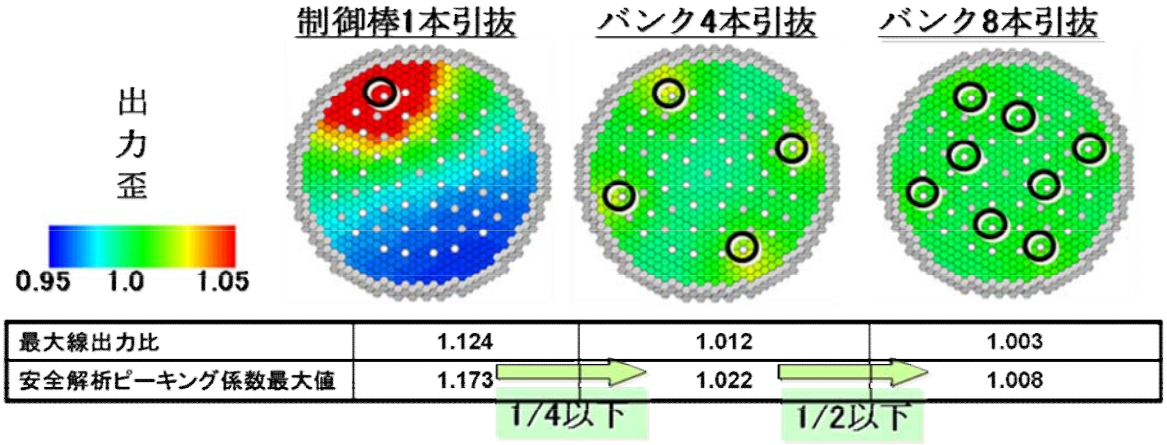


図4.1.8-4　炉内ＮＩＳ案内管概念図



（一本引抜）　　横軸：反応度投入率（¢/s）　　（バンク引抜）

図 4.1.8-5　制御棒誤引抜事象における過渡解析比較



最大線出力比	1.124	1.012	1.003
安全解析ピーキング係数最大値	1.173	1.022	1.008

図 4.1.8-6　制御棒誤引抜事象における出力歪評価

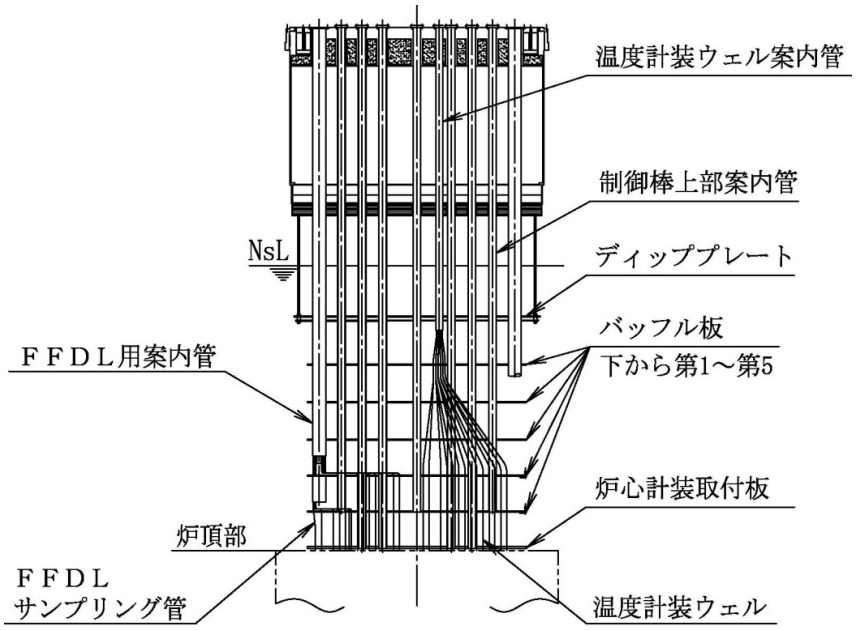


図4.1.8-7　燃料集合体出口温度計の計装ウエル構造概念図

4.1.9 BOP

4.1.9-1 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、新燃料、使用済燃料、破損燃料、及び制御棒等を取扱う設備であり、系統構成を図 4.1.9-1-1 に示すように、燃料交換機、炉外燃料貯蔵設備(EVST)、燃料出入機等から構成する。燃料取扱設備は、経済性の観点から建屋容積・物量の削減を図るために、従来設計から更にシステム簡素化を図ることを基本方針とし、移送交換方式については単回転プラグ+切込型 UIS+パンタグラフ式燃料交換機、燃料貯蔵方式についてはコンパクトプラグ EVST(炉外燃料貯蔵設備)方式を基本仕様として設定している。

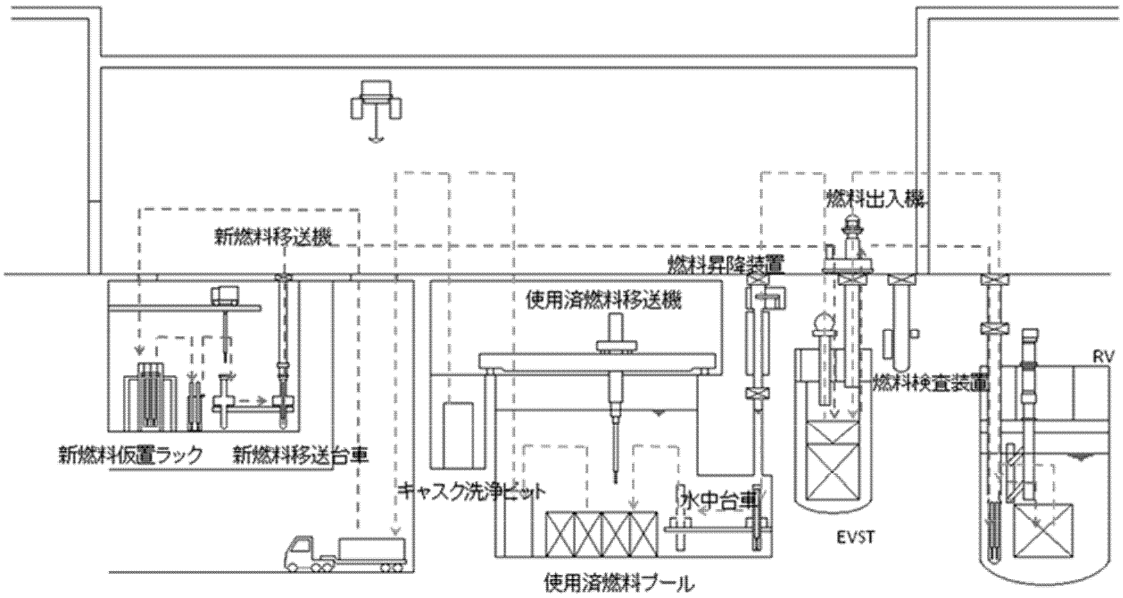


図 4.1.9-1-1 燃料取扱設備構成図

(1)計画の進捗状況

燃料取扱設備の系統設計は、現在までに、図 4.1.9-1-2 の実施工程に示すように、予備的作業として、暫定取扱燃料仕様に基づき設備構成・容量設定をするとともに EVST 簡素化検討を実施した。2008 年度は取扱燃料仕様に基づき、系統設計及び機器設計を実施し、建屋配置条件、電気・計装条件を提示する計画である。今後 2009 年度には、特性評価及び設計の詳細化を実施するとともに、添付資料 4.1-5 に実施内容を示す要素技術開発成果を反映し、2010 年度の概念設計結果としての系統仕様に反映する計画としている。

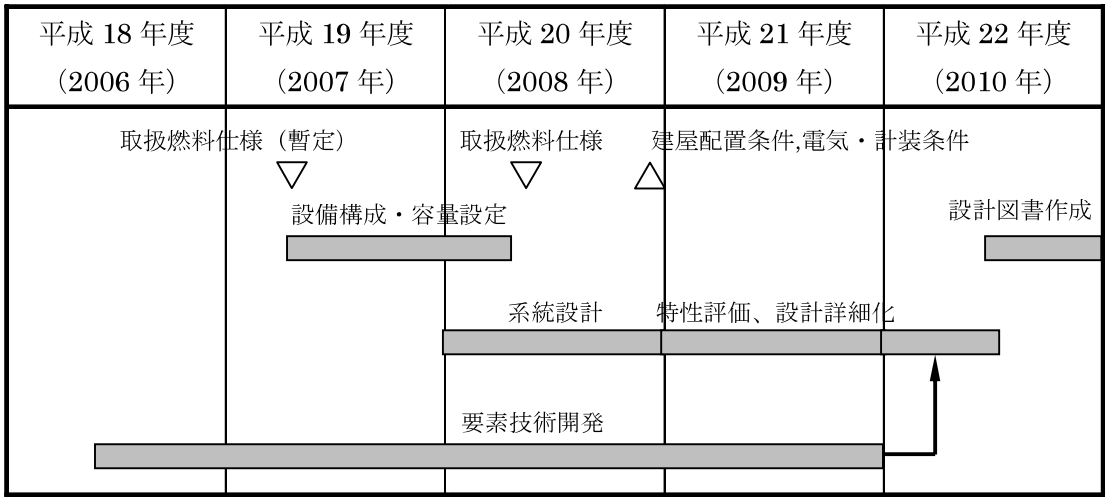


図 4.1.9-1-2　燃料取扱設備系統設計工程

(2)これまでの主要な検討成果

実用炉の主要仕様の設定について、MA 含有燃料を考慮して発熱量増加に伴う安全機能の要求を追加した。また 2007 年度には暫定ＭＡ含有燃料条件に基づき、設備構成・容量設定及び EVST 簡素化等について予備検討を実施した。今後は炉心設計の進捗(燃料発熱量、運転サイクルパターン)を反映した設計条件を設定し、概念設計の具体化を図る必要がある。

要素技術開発においては、燃料交換機の開発として型式選定、燃料移送系の成立性確認として２集合体ポットの仕様設定、燃料水浸漬システムの開発として乾式洗浄条件検討、新燃料輸送時の除熱性評価として移送キャスクの概念構築を実施した。

これまでの検討に基づく主要構成設備の仕様を表 4.1.9-1-1 に示す。また各設備について検討成果を以下に示す。

表 4.1.9-1-1 燃料取扱設備仕様表

No	項目	仕様
基本条件	使用済燃料集合体	炉停止後 17 日において 23.6kW／体(暫定)
	燃料交換体数(燃交１回あたり)	222 体
	使用済燃料貯蔵容量	EVST393 本、使用済燃料プール 1591 体
	新燃料移送キャスク	5 体収納ヘリウムガスキャスク
燃料交換機 炉内燃料集合体移送方式		単回転プラグ＋パンタグラフ式燃料交換機 ２集合体ポット
炉外燃料貯蔵設備(EVST) 槽内移送方式		段違い案内管無し貯蔵回転ラック式 液位制御型槽内移送機+ターンテーブルによる移送
燃料出入機		レールレス走行台車式

(a)燃料取扱設備の簡素化検討

燃料取扱設備の主要機器である炉外燃料貯蔵設備(EVST)について、容器規模増加を抑えつつ構造見直し検討を行い、構造概念を設定した。また燃料洗浄設備について、EVST からの燃料搬出入時間短縮の検討により、EVST 上部での洗浄に対応した案内筒構造を設定した。

① EVST の簡素化検討

装置規模最小化の観点で、大回転ラック・小回転プラグ方式を採用した。EVST 構造を図 4.1.9-1-3 に示す。

なお今後の条件見直しにて、地震条件が厳しくなった場合や EVST の貯蔵本数が増加する場合には、荷重支持上有利な固定ラック方式等の適用も検討する。

② 乾式洗浄設備(案内管)の構造概念検討

MA 添加燃料採用により、EVST での減衰待ち時間が長期化した場合の搬出スケジュールを検討し、昼夜３交替とすることで従来貯蔵設備設計にて対応可能であることを確認した。また乾式洗浄の運転手順を検討するとともに、乾式洗浄設備の全体系統構成及び案内管の構造概念を構築した。今後は炉心設計の進捗を反映した条件において設計見直し及び具体化を図る必要がある。

(b)燃料取扱設備の設備容量の検討

予備検討として暫定の MA 含有使用済燃料の取出しと高発熱(3kW)新燃料及び 5 体収納新燃料キャスクの受入を考慮した燃料取扱設備の燃料取扱フローを検討し、構成機器の容量を検討した結果、本体設備の容量増加無しで設備対応が可能であることを確認した。今後は炉心設計の進捗を反映した条件において設計見直し及び具体化を図る必要がある。

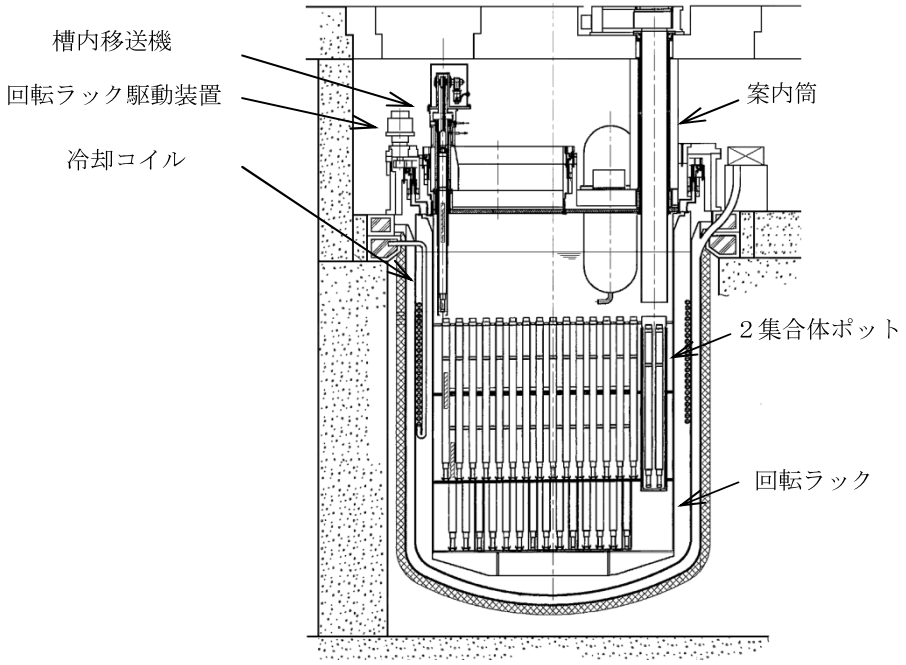


図 4.1.9-1-3　炉外燃料貯蔵設備(EVST)構造

(c)燃料交換機の型式選定

要素技術開発として実施している新型燃料交換機の開発(添付資料 4.1-5 参照)において、原子炉容器のコンパクト化に対応するスリット付き炉上部機構に適応する実用燃料交換機概念について比較評価し、異常時対応及び狭隘部での燃料交換適合性があることからパンタグラフ式燃料交換機を選定した。

(3)今後の設計検討課題と検討方針

(a)燃料交換機

高発熱燃料を安全かつ高い信頼性のもとで取扱うために、燃料交換中(特に燃料引抜き途中)での可動部固着等の異常時対応方法及び燃料交換機構成要素のナトリウム環境における信頼性確証を図る必要がある。

このため、2010 年までに、要素技術開発で実施している耐震対応を含めた燃料交換機の構造具体化を踏まえて考慮すべき事象の整理を行い実機での異常時対応方針を策定する。また 2010 年度以降に実施するナトリウム中要素試験及び異常時対応確認試験にて技術的成立性を確認し、2015 年までに実機設計に反映する。

(b) 炉外燃料貯蔵設備(EVST)

高発熱・高線量燃料及び新耐震条件において EVST コンパクト化を達成するために、想定温度条件下で鋼製プラグ及び液位制御式槽内移送機の成立性を確認する必要がある。

このため、2010 年までに鋼製プラグ温度分布評価、回転構造部の構造成立性検討、遮蔽評価に基づき EVST 構造概念を構築するとともに、槽内移送機除熱評価を行うとともに槽内移送機作動試験の計画を行う。さらに 2015 年までに、EVST ホットデッキ試験により想定温度条件下で鋼製プラグの成立性を確証する、またナトリウムを使用した槽内移送機動作試験によりナトリウム環境下で作動性に影響を与えないことを確証する。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

要素技術開発として実施しているシステム簡素化のための燃料取扱系の開発は予定通り進捗しており、2010 年成果目標を達成できる見通しである。

燃料取扱設備の設計については、現在のところ予定通り進捗しており、2009 年度末までに設計詳細化を図り、2010 年度には、並行実施している要素技術開発の成果を設計に反映し設計としてまとめる予定である。

4.1.9-2 水・蒸気・タービン設備

実用炉条件での水・蒸気・タービン設備の仕様を表 4.1.9-2-1 に示すとともに、系統構成を図 4.1.9-2-1 に示す。本設備は、既往プラント設計を参考にしてシステム最適化を図ることを方針としている。

(1)計画の進捗状況

実用炉の設計は、2010 年までに概念設計を取りまとめることを目標としている。水・蒸気・タービン設備の系統設計は、図 4.1.9-2-2 の実施工程

に示すように、プラント主要仕様の設定に基づき、2007 年度に予備的作業として設備容量を設定した。2008 年度は系統設計及び機器設計を実施し、今後 2009 年度には、2 次主冷却系及び SG の設計結果を反映した設計詳細化を図り、2010 年度には概念設計結果としてまとめる計画としている。

表 4.1.9-2-1 水・蒸気・タービン設備仕様表（実用炉条件）

項　　目	仕　　様
系統	
定格電気出力	1500 MWe
熱効率	42.5%
蒸気タービン	タンデムコンパウンド型
高圧タービン	高圧１車室、中圧１車室
低圧タービン	２車室
蒸気条件	18.7MPa, 495℃, 5,767t/h
再熱蒸気加熱	湿分分離加熱器による２段再熱
発電機	
数量	1基
容量	1667MVA
力率	90%

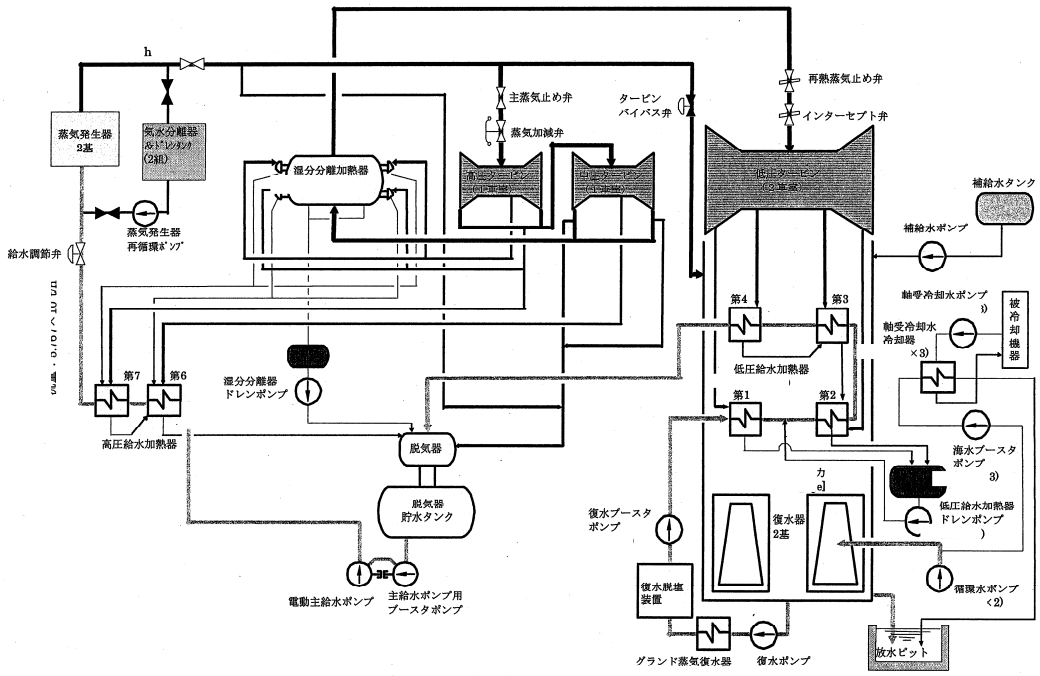


図 4.1.9-2-1 水・蒸気・タービン設備系統構成(実用炉条件)

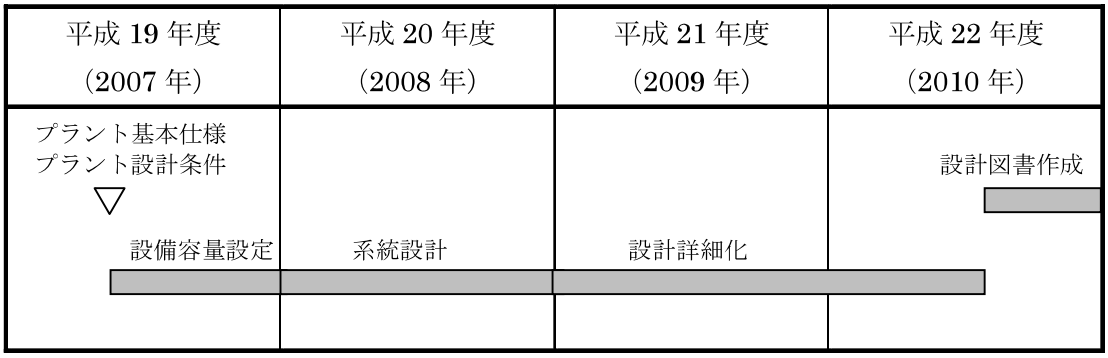


図 4.1.9-2-2　水・蒸気・タービン設備計画工程

(2)これまでの主要な検討成果

直管 SG の選定に伴う水側流動安定性確保のための主蒸気条件の変更を反映した熱サイクルを設定して、タービンプラント設備の系統構成及び設備仕様の検討を実施するとともに、蒸気発生器側との取合条件となる蒸気・給水条件(表.4.1.9-2-1 参照)を検討した。

(3)今後の設計検討課題と検討方針

耐震性に係わり本設備の免震-非免震建屋間配管の変位吸収が設計課題としてあげられる。既に予備解析で成立の見通しを得ているが、系統詳細化を反映し 2009 年度以降に詳細解析を行う予定である。

2010 年には詳細化検討をまとめる。また、更なるタービン効率向上方策を検討する。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

水・蒸気・タービン設備の系統設計については、現在のところ予定通り進捗している。2009 年度末までに設計詳細化を図り、2010 年度には、概念設計としてまとめる予定である。

4.1.9-3 その他 BOP 設備

実用炉条件でのその他主要 BOP 設備の構成及び主要設備構成(暫定)を表 4.1.9-3-1 に示す。その他 BOP 設備の設計は、設計進捗により具体化される建屋配置、プラント設計と整合を取り設計検討を進めていく。

表 4.1.9-3-1 その他主要 BOP 設備構成(暫定)

項　　目	構　　成
補機冷却系設備	補機冷却水系 補機冷却海水系
放射性廃棄物処理設備	気体廃棄物処理設備 液体廃棄物処理設備 固体廃棄物処理設備
換気空調設備	原子炉格納容器空調系 非常用ガス処理系 ｺﾝﾌｧｲﾝﾒﾝﾄｴﾘｱ換気系 炉外燃料貯蔵槽室空調系 原子炉建屋管理区域換気系 中央制御室換気空調系 原子炉建屋一般換気系 蒸気発生器室換気系 非常用電気設備室空調系 非常用発電機室換気系 タービン建屋換気系 焼却炉建屋換気系

(1)計画の進捗状況

その他 BOP 設備の系統設計は、図 4.1.9-3-1 の実施工程に示すように、2007 年度に予備的作業として暫定設備仕様を設定し、2008 年度は設備仕様の設定、今後 2009 年度には、プラント検討の進捗を反映した系統概念検討の見直しを実施し、2010 年度には概念設計結果としてまとめる計画としている。

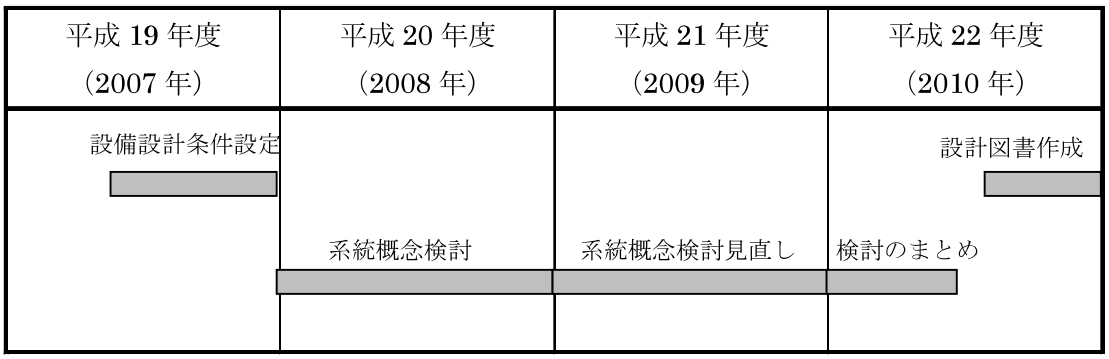


図 4.1.9-3-1　その他 BOP 設備計画工程

(2)これまでの主要な検討成果

その他 BOP 設備については、予備的作業として従来設計に基づいた暫定設備仕様を設定した。

(3)今後の設計検討課題と検討方針

水・蒸気・タービン設備と同様に、耐震性に係る免震-非免震建屋間配管(補機冷却系設備等の配管)の変位吸収が設計課題としてあげられる。既に

予備解析で成立の見通しを得ているが、系統詳細化を反映して 2009 年度以降に詳細解析を行う予定である。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

その他 BOP 設備の設計は、現在のところ予定通り進捗している。プラント設計の進展による建屋規模及び安全性要求変更の影響がなければ 2010 年度には概念設計としてまとめられる見通しである。

4.1.10 建屋・配置

建屋・配置設計にあたっては、安全性・信頼性目標達成の観点からは、必要な耐震性能を有するとともに、運転・保守管理にあたっての運用性に優れた配置を検討することとしている。経済性目標達成の観点からは、建屋容積を削減するとともに建設工期を短縮することが効果的なので、SC 構造の格納容器（SCCV)の開発を行い設計に反映することとしている。また、水平免震装置を採用し合理的な設計としている。

(1)計画の進捗状況

これまでに原子炉建屋の基本配置計画、SCCV の躯体構造の概念計画について検討を実施しており、計画通り進捗している。また、「SC 造矩形建屋一体型格納容器の設計評価法の開発」については、SC 造格納容器の評価手法を開発し、概念設計に使用できる程度に整備するとともに、技術指針の骨子案を示すことを目的に、試験条件の設定、FBR 条件での材料特性、部材強度、鋼板パネル挙動等に関する試験、及び評価手法整備のための解析評価等を実施している。これまでに試験、解析の一部を実施しており、計画通り進捗している。(添付資料 4.1-6 参照)

(2)主要な検討成果

- SCCV の採用、及び建屋への SC 造・S 造による大型ユニット工法の採用などを念頭に、原子炉設備の設計状況を踏まえ、原子炉建屋の基本配置の概念を検討し配置図を作成した(図 4.1.10-1、図 4.1.10-2 参照)。検討にあたっては、格納容器周囲に通路あるいはコンファインメントエリアを設け、大型ユニット工法のブロック化およびユニット間接続を容易にするとともに格納容器貫通部の電気ケーブル処理のためのスペースを確保した。また、工期短縮のために中央制御室と電気設備室を低層階に集中配置するとともに、耐震性向上のために建屋高さの低階層化を図った。
- 従来の設備設計状況を反映した結果では、原子炉建屋寸法は 99m×77m×H70.3mで、同建屋容積は約 17 万 m3 となっている。また、2007 年度の電気計測制御設備設計を反映した　場合、原子炉建屋容積は、約 20 万 m3～25 万 m3 程度となる見通しである。(図 4.1.10-3 参照)
- SCCV について実施された試験については、目的とするデータは得られている。また、水蒸気逃がし試験の結果、設計基準外事象としてナトリウム漏えいを想定すると、ナトリウム火災による加熱に伴いコンクリート内に発生する水蒸気により鋼板内部の圧力が上昇することが確認され、水蒸気を逃がす構造が必要なことを確認した。

(3)今後の設計検討課題と検討方針

- 原子炉建屋寸法は、設計の具体化に伴い配置スペースの増加が予想されるので、今後、プラント全体としての合理化を含めて効率の良い建屋配置計画を構築していく予定である。

・原子炉容器の耐震性検討の結果、水平免震装置の上下振動数を１０Hz以下にする必要があることが判ったので、今後、これを満たす水平免震装置の構造概念等について検討する予定である。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

(a) SC 造矩形建屋一体型格納容器の設計評価法の開発

2010 年までに「①建屋一体型矩形格納容器に適した SC 基本構造が提示されること。②SC 造部材の耐熱・耐荷重試験データに基づき、設計基準を超える想定であるナトリウム漏えい燃焼に伴う荷重を受けた際の鋼板の健全性及び構造耐力を評価する解析手法を、概念設計に使用できるレベルに整備すること。③整備された評価手法を用いて、設計成立性の見通しを示すこと。」を成果目標としている。これまでのところ、試験、解析等は計画通り進捗し所要のデータ整備が進んでいる。また、現在のところ目標達成の支障となる課題等は生じていない。

今後の研究計画に関しては、試験条件の設定検討を進める中で、苛酷事象（ナトリウム漏えい）終息後に地震が発生する場合の評価要求があることも想定して、耐震特性に関する試験・解析を追加実施することとした。また、水蒸気逃がし試験については、試験結果から逃がし構造が必要と判断されたので追加試験の要否については、今後、逃がし構造を検討した上で判断することとしている。

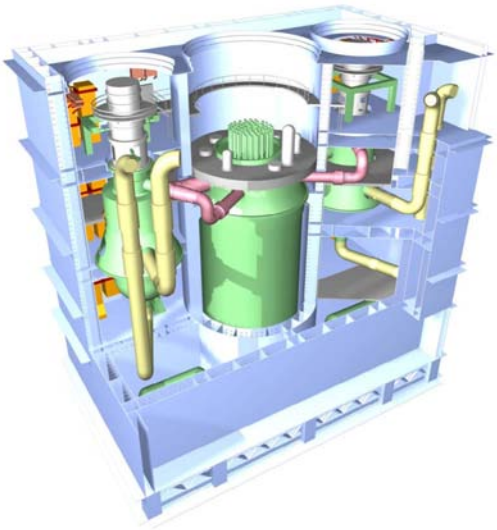


図 4.1.10-1　SCCV 概念図

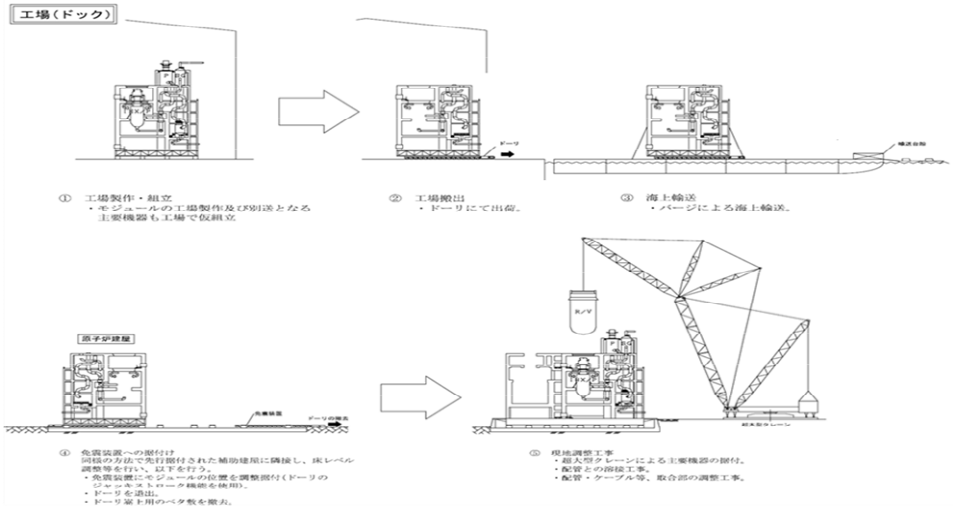


図 4.1.10-2　大型ユニット工法概念図

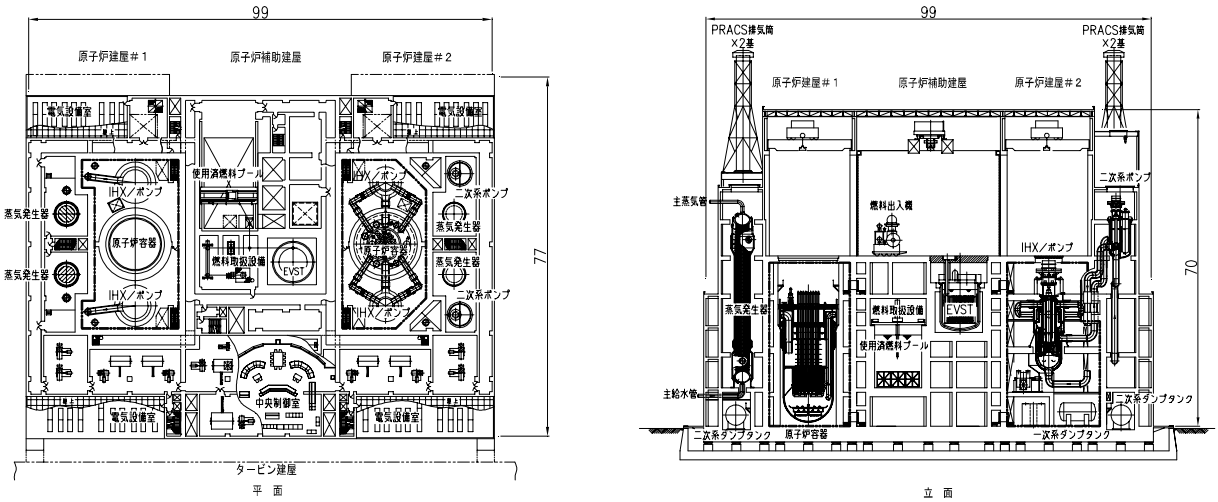


図 4.1.10-3　原子炉建屋配置図

4.1.11 保守・補修

保守･補修性を考慮したプラント設計は、実用化段階の FBR の重要な技術課題の一つである。冷却材である液体金属ナトリウムは、構造材との共存性に優れ、水・蒸気系に比べ構造材の腐食が起こりにくいという利点がある。一方、不透明なため、冷却材中にある機器は光学的な手段により検査することができない。また、ナトリウムは化学的に活性なことから、機器類を大気開放しての保守作業ができない。これらの FBR の特徴を考慮した保守・補修方針を策定し、それを可能にする保守・補修技術を開発する。

(1)計画の進捗状況

軽水炉の枠組みを参考にして FBR の特徴を考慮した保守方針及び補修方針を策定し、この方針に基づき機器毎の保守・補修内容を設定した。各機器の保守・補修が実施可能なように、設備の設計に反映するとともに、必要な検査技術の開発を進めている。

FBR の運転経験が少ないことを考慮し、さらにアクセス性確保の観点から保守性を向上させる検討を 2008 年度から実施する。

2010 年度には策定した保守内容に基づいた定検工程を再検討し、設計要求を満足することを確認することとしている。

保守・補修面のニーズに基づき実施している検査技術開発は次のとおりである。

①ナトリウム中検査装置・補修法の開発
ナトリウム中で炉内構造物等の検査（目視検査、体積検査）を行えるナトリウム中検査装置(センサ)の開発及びセンサを搭載したナトリウム中搬送装置を開発する。
現在までにセンサ部分モデルを試作し、ナトリウム中で基本性能を確認した。搬送装置については電磁推進機構を含め製作中である。

②２重管蒸気発生器伝熱管検査・補修装置の開発
高クロム鋼製２重管 SG 伝熱管の効率の良い検査手法を確立するために、リモートフィールド ECT に加え、UT センサ及び超高速探傷が可能なガイドウェーブセンサの開発を行う。現在までに UT プローブ（回転式、マルチ式）を試作し、減肉欠陥とスリット状欠陥の検出ができることを確認した。ガイドウエーブセンサにて単管の部分減肉が検出できることを確認した。

③構造物の欠陥検査技術の開発
ピンホールやき裂状欠陥等の小さな傷の検出精度の向上を狙った、マルチコイル型リモートフィールド ECT(渦電流探傷)と磁気方式センサの開発を行う。現在までにセンサを試作し、単管試験により従来のセンサでは検出困難な小さな亀裂状欠陥の検出が可能であることを確認した。
④自己放出ガンマ線を用いたナトリウム透視技術の開発
放射化ナトリウムによるガンマ線を利用し、運転中に機器の外側から内部の構造物の状態（変形、変位）などを監視することを目的とするナトリウ

ム中透視技術を開発する。
小型検出器を試作し高線量環境下での動作を確認するとともに、信号処理アルゴリズムを構築した。

以上のように、これまでのところ設計研究及び検査技術開発は計画通り進捗しており、成果目標達成にあたって支障となる課題は生じていない。

(2)主要な検討成果

a. 保守方針、保守内容の検討

軽水炉の保守の枠組みを参考として、FBR 実用炉の保守方針を策定した。供用期間中検査（ISI）については軽水炉の維持規格を参考にしつつ、FBR 実用炉の特徴を考慮した ISI 方針を策定した。保守方針は、保守の重要度分類、保全方式、保守区分、FBR の特徴を規定している。保守方針の概要を図 4.1.11-１に示す。

保守内容(検査内容を含む)について、保守方針に基づき、機器設計進捗を反映した最新の系統図及び機器図を用いて、対象とする機器の部位を詳細化し、部位ごとの保守内容を設定した。また、供用期間中検査（ISI）のみならず、定期事業者検査、自主検査、保安規定で要求される検査等を網羅的に整理した。保守内容の例を表 4.1.11-1 に示す。

検査区分の基本的な考え方は次のとおりである。

・ＩＳＩ

軽水炉の維持規格では主として圧力バウンダリについての非破壊検査と漏えい試験の要求範囲が設定されている。FBR についてはガードベッセル等でナトリウムバウンダリを二重化することにより、ナトリウム漏えいが生じても液位、炉心流量が確保されるため、安全性は確保される。安全確保の観点からは漏えいが発生した後でそれを検知すればよい。米国のＦＢＲ原型炉向けに策定された ASME SECTION XI でも体積検査ではなく漏えい監視を中心としている。

以上より、FBR の ISI は軽水炉のような「体積検査」中心ではなく、「連続漏えい監視」中心とする。

ISI の対象部位は、機器毎に図 4.1.11-3 の選定手順に従い選定した。具体的には次の条件を全て満たす部位を ISI 対象とした。

・重要な安全機能に直接かかわる部位（重要度分類のクラス 1,2）
・安全機能上の多重性、多様性がない部位
・安全機能喪失前に運転監視で損傷を検知できない部位

・自主検査

ＦＢＲが商用炉としての運転実績がないことを考慮して、損傷の可能性は小さいが念のために実施するのが望ましいと考えられる部位に対して自主検査を実施することとした。

・当該機器の機能を損なう破損の発生が懸念される部位

（温度計装ｳｴﾙの流力振動による破損）
・ルースパーツ等が発生し運転性への支障が懸念される部位
・重要機器で漏えいした場合影響が大きい部位
（1 次ナトリウムバウンダリ溶接部の VT-2）
・相対的に条件が厳しい部位（原子炉構造の異材継手部の体積検査）等
さらに運転信頼性の向上のために実施するものも幅広に自主検査として設定した。

b. 補修方針、補修内容の検討

対象機器の破損の生じ易さを設定し、それに対応した補修対応レベルのカテゴリ分けを実施し補修方針を策定した。補修方針の概要を図 4.1.11-2 に示す。

この方針に基づき、対象機器の各部位に対して補修対応レベル、補修内容を設定した。補修内容の例を表 4.1.11-2 に示す。

c. 安全ロジック検討

安全ロジックの検討として、炉心支持構造物と IHX の 1 次/2 次バウンダリについて検討した。

炉心支持スカート部は現状の検査内容でき裂検知が可能であり、安全性は確保できる見通しを得た。ただし、スカートのＹピース部にリング鍛造が採用できない場合、縦方向の溶接部が生じることになり、その検査性について検討する必要がある。

IHX の 1 次/2 次バウンダリについては、破損しても 2 次系圧力を高く保ちリークイン設計とすることから、連続漏えい監視することで安全性は確保できる。しかし、微小リークを検知するのに SG 液位変化の監視では時間がかかることから、今後も微小リークの早期検知方法及びバウンダリの健全性確認方法を検討する。

・2008 年度から、設定した保守・補修内容が現状の機器構造で対応できるか否かを検討し、対応できない場合の改善策を検討する。
また、保守・補修のために必要な検査装置及び補修装置を抽出し、開発計画を策定する。2010 年度には設定した保守内容に基づいた定検工程を再検討し、設計要求を満足することを確認する。
・耐震条件の見直しにより、原子炉容器の炉壁厚さが増加しても原子炉容器の検査内容に変更はない。また、炉壁冷却構造が採用された場合でも、原子炉容器の体積検査（自主検査）は炉外から実施することから影響はない。

（3）今後の設計検討課題と検討方針

・FBR の運転経験の少ないことを考慮し、特にアクセス性確保の観点から保守性を向上させる検討を実施する。
現状の機器構造ではアクセスできない部位が複数個所存在する。順調に運転している限りは問題なくても、何らかの不具合が生じた場合、アクセスできないと原因究明もできず、長期間のプラント停止も想定さ

れる。例えば、1 次系配管の点検を実施する必要が生じた場合、外管のガスサンプリング管管台を検査機器が挿入できるような寸法にしておけば対応が可能である。また、IHX 上部プレナム部にアクセスするには機器構造の変更も検討する必要があることから、アクセス性確保の検討に際しては、経済性、信頼性のトレードオフの関係も含め、機器毎に対応していくものとする。

・IHX の 1 次/2 次バウンダリについては、微小リークの早期検知方法、バウンダリの健全性確認方法を検討する。

(4)2010 年成果目標の達成見通しと今後の革新技術に関する研究計画

当初計画した研究計画は、これまで遅滞なく進捗している。

下記の検査技術の開発については、これまでのところ着実に研究が進捗しており、成果目標達成にあたって支障となる課題は生じていない。

・ナトリウム中検査装置・補修法の開発
・２重管蒸気発生器伝熱管検査・補修装置の開発
・構造物の欠陥検査技術の開発
・自己放出ガンマ線を用いたナトリウム透視技術の開発

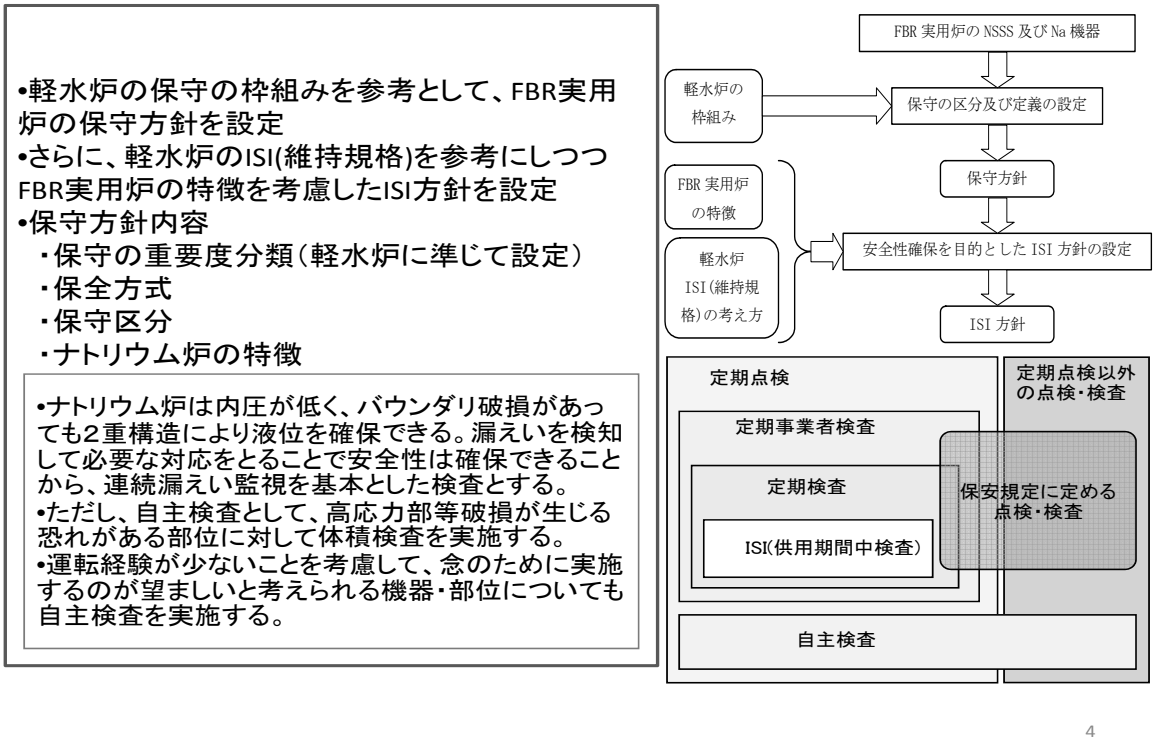
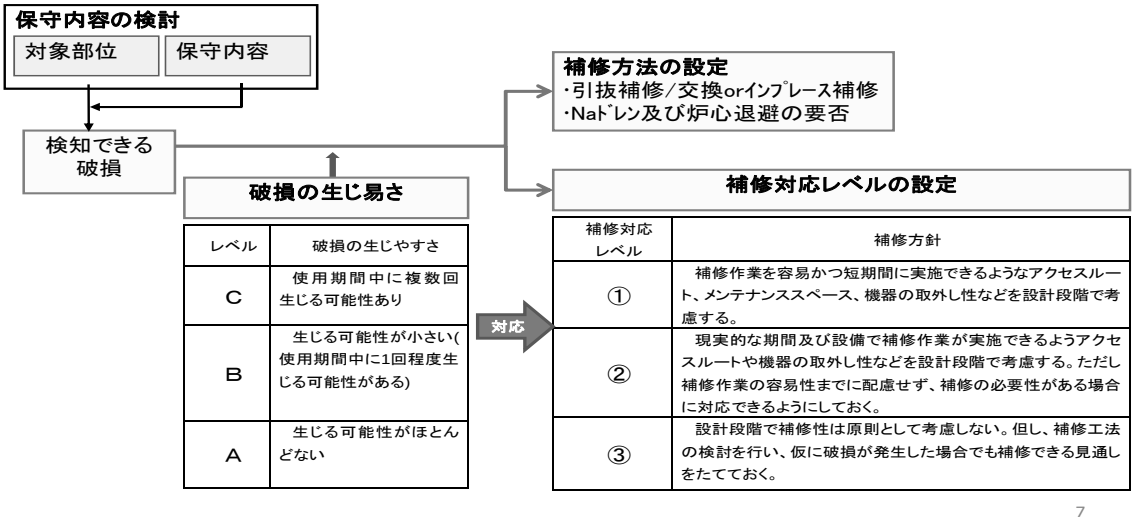


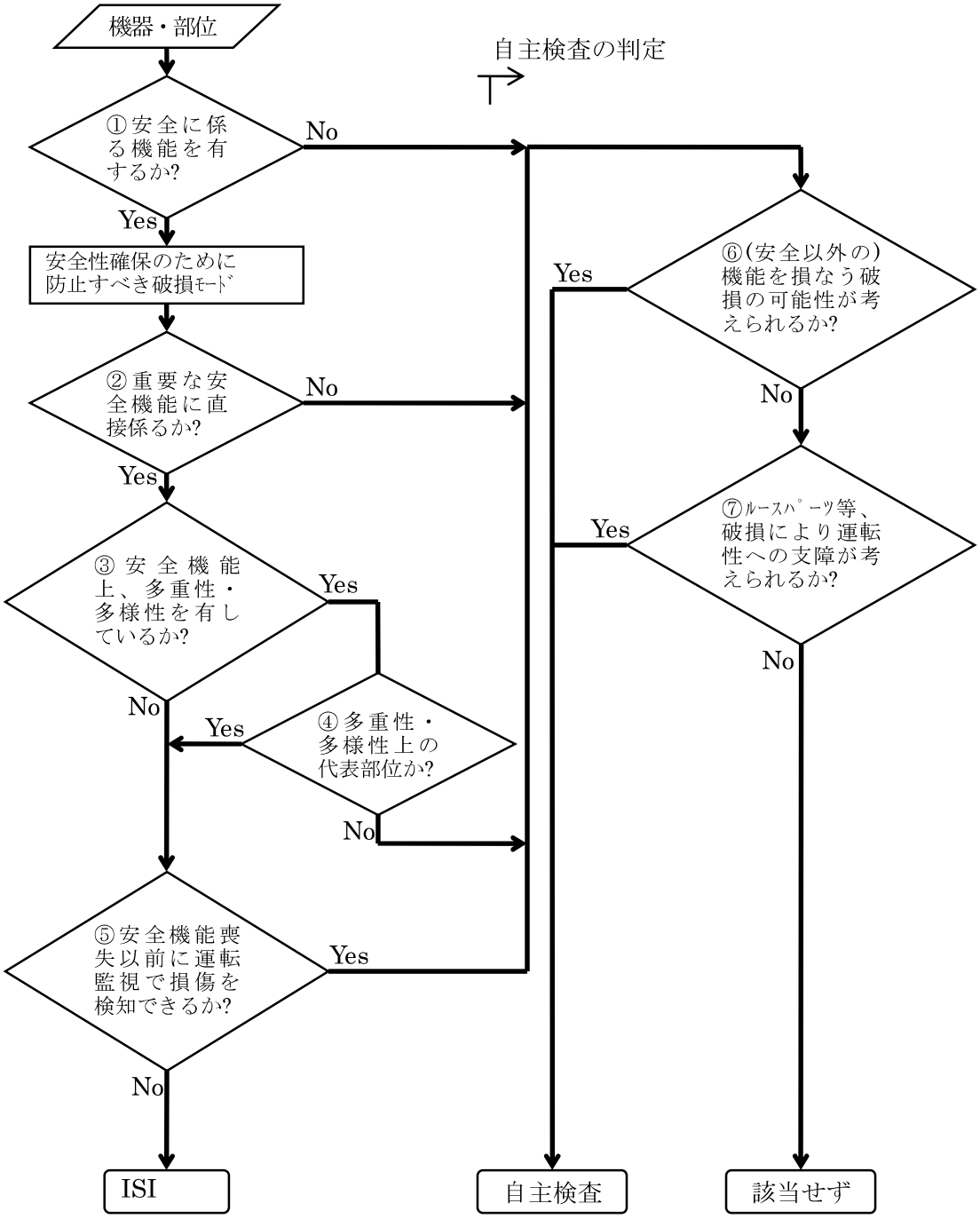
図 4. 1. 11-1　保守方針の策定



レベル	破損の生じやすさ
C	使用期間中に複数回生じる可能性あり
B	生じる可能性が小さい(使用期間中に1回程度生じる可能性がある)
A	生じる可能性がほとんどない

補修対応レベル	補修方針
①	補修作業を容易かつ短期間に実施できるようなアクセスルート、メンテナンススペース、機器の取外し性などを設計段階で考慮する。
②	現実的な期間及び設備で補修作業が実施できるようアクセスルートや機器の取外し性などを設計段階で考慮する。ただし補修作業の容易性までに配慮せず、補修の必要性がある場合に対応できるようにしておく。
③	設計段階で補修性は原則として考慮しない。但し、補修工法の検討を行い、仮に破損が発生した場合でも補修できる見通しをたてておく。

図 4. 1. 11-2　補修方針の策定



※重要な安全機能：安全重要度分類クラス 1 若しくは 2

図 4. 1. 11-3　ISI 選定フロー図

表 4.1.11-1　保守内容の例

設備	機器	部位	保守の重要度	区分	点検項目	頻度	範囲	H18 ISI		電力実証炉（類似部）		維持規格（類似部）	
								区分	項目	区分	項目	区分	項目
原子炉構造	容器	1次Naﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	A(MS-1)	ISI	連続漏えい監視	常時	圧力保持範囲	ISI	連続漏えい監視	ISI	連続漏えい監視	ISI	漏えい試験
				自主	VT-2	7.5%/検査間隔	溶接継手	自主	VT-2	ISI	VT-2	ISI	VT-2
					体積	7.5%/検査間隔	高温高応力部の溶接継手	自主	体積	ISI	体積	ISI	体積
		1次ｶﾊﾞｰｶﾞｽﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	B(PS-2)	ISI	連続漏えい監視	常時	圧力保持範囲	ISI	連続漏えい監視	ISI	連続漏えい監視	ISI	漏えい試験 VT-2
	炉心支持構造物	支持ｽｶｰﾄ	A(MS-1)	ISI	VT-3	7.5%/検査間隔	近接可能表面	ISI	VT-3	ISI	VT-3	ISI	VT-3
		炉心槽		自主	VT-3	7.5%/検査間隔	近接可能表面	自主	VT-3				
	UIS	温度計装ｳｴﾙ	A(MS-1)	自主	VT-3	1本/検査間隔	近接可能表面	自主	漏えい監視				
	ｶﾞｰﾄﾞﾍﾞｯｾﾙ	容器	A(MS-1)	ISI	漏えい試験	定検毎	圧力保持範囲	ISI	漏えい試験	ISI	VT-3		
ポンプ組込IHX	上部ﾌﾟﾚﾅﾑ	1次Naﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	A(PS-1)	ISI	連続漏えい監視	常時		ISI	連続漏えい監視	ISI	連続漏えい監視	ISI	漏えい試験 体積検査
				自主	VT-2	7.5%/検査間隔	溶接継手	自主	VT-2	ISI	VT-2	ISI	VT-2
		PRACS上下ヘッダ	A(PS-1/MS-1)	ISI	連続漏えい監視	常時	膨張タンク液位監視	ISI	連続漏えい監視				
	管束部	伝熱管	A(PS-1/MS-1)	ISI	連続漏えい監視	常時	SG液位監視	ISI	連続漏えい監視			ISI	漏えい試験 体積検査
	内シュラウド	ﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ CSEJ	A(PS-1/MS-1)	ISI	連続漏えい監視	常時	SG液位監視	ISI	連続漏えい監視				
	下部ﾌﾟﾚﾅﾑ	1次/2次ﾅﾄﾘｳﾑﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	A(PS-1/MS-1)	ISI	連続漏えい監視	常時	SG液位監視	ISI	連続漏えい監視				
	外胴	2次Naﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	B(PS-2)	ISI	連続漏えい監視	常時		ISI	連続漏えい監視			ISI	漏えい試験 VT-2 体積/表面
	ポンプ	1次ｶﾊﾞｰｶﾞｽﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	B(PS-2)	ISI	連続漏えい監視	常時	圧力保持範囲	ISI	連続漏えい監視	ISI	連続漏えい監視	ISI	漏えい試験 VT-2
				自主	VT-3	定検毎	ボルト(ﾌﾗﾝｼﾞ)					ISI	VT-1
	ｶﾞｰﾄﾞﾍﾞｯｾﾙ	容器	A(MS-1)	ISI	漏えい試験	定検毎		ISI	漏えい試験	ISI	VT-3		
1次系配管		1次Naﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	A(PS-1)	ISI	連続漏えい監視	常時		ISI	連続漏えい監視	ISI	連続漏えい監視/VT-2	ISI	漏えい試験/VT-2/体積
				自主	体積	25%/検査間隔	高温高応力部の溶接継手	自主	体積			ISI	体積
		外管	A(MS-1)	ISI	漏えい試験	定検毎		ISI	漏えい試験	ISI	VT-2		
2次系配管		2次Naﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	B(PS-2)	ISI	連続漏えい監視	常時		ISI	連続漏えい監視	ISI	連続漏えい監視/VT-2	ISI	漏えい試験/VT-2/体積
		ｴﾝｸﾛｰｼﾞｬ	(MS-3)	ISI	漏えい試験	定検毎		ISI	漏えい試験				
蒸気発生器	上部胴	2次Naﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	B(PS-2)	ISI	連続漏えい監視	常時	圧力保持範囲	ISI	連続漏えい監視	ISI	連続漏えい監視	ISI	漏えい試験 VT-2 体積/表面
	管束部	伝熱管	B(PS-2/MS-2)	ISI	連続漏えい監視	常時	水素計	ISI	連続漏えい監視	ISI	連続漏えい監視	ISI	漏えい試験
				ISI	体積	50%/定検	ECT,UT	ISI	体積	自主	体積	ISI	体積
DRACS/PRACS	熱交換部	伝熱管	A(PS-1/MS-1)	ISI	連続漏えい監視	常時	膨張タンク液位監視	ISI	連続漏えい監視	ISI	連続漏えい監視	ISI	漏えい試験 VT-2 体積/表面
	系統部	配管	B(PS-2)	ISI	連続漏えい監視	常時		ISI	連続漏えい監視				
		空気冷却器伝熱管	B(PS-2)	ISI	連続漏えい監視	常時		ISI	連続漏えい監視				

表 4.1.11-2　補修内容の例

機種	部位	点検項目	範囲・備考	想定事象	破損の生じ易さ	補修対応レベル	補修方法	Naドレン	炉心退避
原子炉容器	1次Naﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	連続漏えい監視	圧力保持範囲	貫通亀裂	A	③	引抜補修/交換	○	○
		VT-2	溶接継ぎ手						
		体積検査	高温高応力部の溶接継手	未貫通亀裂	B	②	ｲﾝﾌﾟﾚｰｽ補修	×	×
			異材継手の近接可能範囲	未貫通亀裂	B	②	ｲﾝﾌﾟﾚｰｽ補修	×	×
	1次ｶﾊﾞｰｶﾞｽﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	連続漏えい監視	圧力保持範囲	貫通亀裂	A	③	引抜補修/交換	○	○
	支持ｽｶｰﾄ	VT-3	近接可能表面	小規模亀裂	B	②	ｲﾝﾌﾟﾚｰｽ補修	×	×
				大規模亀裂	A	③	引抜補修/交換	○	○
	UIS温度計装ｳｴﾙ	VT-3	近接可能表面	大規模亀裂	B	②	回転ﾌﾟﾗｸﾞ引抜補修/交換	○	○
	燃料交換機	定事検	機能・性能試験	動作不良	C	①	代替機を用意、交換	×	×
ﾎﾟﾝﾌﾟ組込IHX	伝熱管	連続漏えい監視	SG液位監視	貫通亀裂	B	②	ｲﾝﾌﾟﾚｰｽ補修（伝熱管ﾌﾟﾗｸﾞ）	○	×
	全般	定事検	機能・性能試験	ﾎﾟﾝﾌﾟ不良	C	①	引抜補修/交換	○	×
1次系配管	1次Naﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘ	連続漏えい監視	圧力保持範囲	貫通亀裂	A	③	引抜補修/交換	○	×
	外管	漏えい試験		未貫通亀裂	B	②	ｲﾝﾌﾟﾚｰｽ補修	×	×
蒸気発生器	伝熱管	体積検査	ECT,UT	未貫通亀裂	C	①	ｲﾝﾌﾟﾚｰｽ補修（伝熱管ﾌﾟﾗｸﾞ）	○	×

補修対応レベル

①：補修作業を容易かつ短期間に実施できるようなアクセスルート、メンテナンススペース、機器の取外し性などを設計段階で考慮する。

（例：原子炉構造サーマルライナのボルト、SG 伝熱管）

②：現実的な期間及び設備で補修作業が実施できるようアクセスルートや機器の取外し性などを設計段階で考慮する。

ただし補修作業の容易性までに配慮せず、補修の必要性がある場合に対応できるようにしておく。

（例：原子炉容器高応力部の未貫通き裂、ポンプ組込型 IHX 伝熱管、１次系外管、SG の CSEJ）

③：設計段階で補修性は原則として考慮しない。但し、補修工法の検討を行い、仮に破損が発生した場合でも補修できる見通しをたてておく。

（例：原子炉容器の貫通き裂、ガードベッセルの貫通き裂、炉心支持構造の大規模き裂 ）

4.1.12 原子炉システム設計のまとめ

(1) 革新技術に関する研究開発状況と成果目標達成の見通しについて

前記 4.1.1 項で述べたように FaCT 開発にあたっては、安全性及び信頼性、持続可能性（環境保全性、廃棄物管理性、資源有効利用性）及び経済性に関する開発目標を設定し、当該目標を達成するために、各種の革新技術に関する研究開発を展開している。(添付資料 4.1-1～4.1-13 参照)

研究開発にあたっては、開発テーマ毎に「評価手法を確立する」、「機器の健全性見通しを示す」、「評価のためのデータを取得する」等の成果目標を定めて開発を実施している。添付資料 4.1-14 に示すように、これまでのところ、各革新技術開発は概ね計画通りに進捗しており、開発テーマ毎の研究成果目標は達成可能な見通しである。一方、次の(2)項に示すような設計に影響する可能性がある課題も摘出されており、設計と研究開発の連携を図りながら柔軟に検討を進めている。

(2)設計の状況と設計に影響する可能性がある課題と対応方針

2010 年時点で実用炉および実証炉の概念を提示するためにこれら革新技術を採用したプラントの設計を進めている。設計作業は、これまでのところ計画通り進捗している。一方、これまでの設計と研究開発の進捗によって判明した、設計に影響する可能性がある主要な課題を表 4.1.12-1 に示す。原子炉構造に関する炉容器壁厚さ及び大型リング鍛造に関する課題、冷却系配管に関する TYPE-Ⅳき裂による溶接継手クリープ強度の低下懸念等の課題、蒸気発生器に関する 2 重伝熱管の試作試験設備等に関する課題、燃料に関する照射試験の遅れ等の課題が摘出されており、これらの課題については、表 4.1.12-1 に示すように、対応方針を明確化して、2010 年の判断に向けて検討を深めていくこととしている。

また、並行して、4.1.1 項に示したように設計オプションとしての代替技術についても設計検討を実施している。表 4.1.12-2 に設計オプションとしての主な代替技術に関する検討方針を示す。今後、革新技術に関する研究開発の進捗をみながら、それらの設計オプションに関するプラント成立性を評価していくとともに経済性に関する比較評価を実施する方針である。

(3) 五者協議における論点に関する検討状況と見通しについて

五者協議における論点の検討については、4.1.1 項に記載したように、それぞれ技術的検討及び国際協力の協議を進めている。比較的早期に判断するべき論点に関する判断ポイントの検討状況を表 4.1.12-3 に示す。

特に、(PI-1-1)実証炉のサイズと基数については、実証炉を 75 万 kWe の場合と 50 万 kWe とした場合について、革新技術の実証性の観点から定性的な比較評価を実施しており（表 4.1.12-4)、150 万 kWe の実用炉に向けた技

術実証性の観点からは、75 万 kWe がより有効であるが、50 万 kWe でも同等の実証性が得られる革新技術も多い見通しである。今後、各出力規模プラントの設計及び革新技術の研究開発状況を踏まえ、技術的実証性のリスク等の観点も考慮して比較評価を実施していく方針である。

また、(PI-2)全系統システム試験の要否については、炉容器を含めた全系統のシステムを構築したナトリウム試験は、試験規模が大きいことから、施設建設、運転・保守、さらには施設の撤去等の開発費用が大きいため、その要否判断に関する慎重な検討が必要である。

(PI-2)全系統システム試験の要否を判断するためには、原子炉容器とこれに接続する中間熱交換器等、機器相互の熱流動に係る干渉を評価する必要があるので、炉容器と冷却系配管を接続した可視化試験及び３次元流動を考慮した熱流動解析、並びに、熱的な非対称性が生じやすい自然循環条件に関するナトリウム試験等の計画について検討を進めている。これらの要素技術開発成果を踏まえ、自然循環流動に関するより大きな体系でナトリウム伝熱流動試験の必要性を検討し、2010 年に全系統システム試験の実施要否を判断するための検討データが得られる見通しである。

（PI-4）国際協力のあり方について、FaCT プロジェクトにおいては、国際協力を有効活用することにより、米国及び仏国を始めとする諸外国と目標を共有し、我が国の技術の世界標準を目指すとともに、研究開発のリスクや資源負担の低減、研究開発期間の短縮などの我が国の国益にかなった国際展開を図っている。米国エネルギー省とは「国際原子力エネルギーパートナーシップ（GNEP)」、仏国原子力庁とは「原子力分野における協力のためのフレームワーク協定」に基づきそれぞれ FBR サイクルに関する協力を実施している。これらの協力を基礎に、ナトリウム冷却高速実証炉/プロトタイプ炉開発への取組みについて米国及び仏国との協力を強化するため、2008 年 1 月に「日本原子力研究開発機構、フランス共和国原子力庁及び米国エネルギー省との間のナトリウム冷却高速実証炉の協力に関する覚書」に署名した。本覚書の下、日米仏三国の間で、当該炉に対して設けるべき設計要求、炉型、燃料種類に加え、各国の関心事項、二カ国間及び三カ国間の協力の特性及び我が国の国益などを踏まえた上での米国及び仏国との協力範囲、日本側の実施体制、スケジュールなどについて協議をしている状況である。

以上のように、これらの検討から 2010 年の判断ポイントにおいては、当初計画していた判断材料を取得できる見通しである。一方、論点の議論のためには課題に対する関係者の認識を合わせる必要があることから、今後の判断ポイントに向けて、電気事業者、メーカー、原子力機構において課題の認識と研究開発に関する成果情報の共有を深めるよう取り組んでいく。

(4) 今後の計画について

前記(1)項に述べたように、これまで研究及び設計検討作業は計画通り進捗しており、前記(3)項に述べたような新たな課題が生じているが、技術開発方法の見直し及び設計検討の両面からこれら課題に対する対応を図る計画である。

論点については、(4)項に記載したように、関係者の課題認識と情報の共有を図りながら、2010 年の判断ポイントに向けて、実証炉のサイズ及び基数、全系統システム試験の要否、国際協力等について検討を進める計画であり、2010 年度の革新技術の成立判断に必要な情報及び実用炉・実証炉のプラント概念を提示するため、今後も計画的に FaCT に取り組んでいく。

また、2015 年には、基本設計に着手するために概念設計を提示することが必要であり、実証炉のサイズと商業炉に至るまでに必要な炉の基数を確定し、機器・構造実寸試作の要否・仕様を決定するための情報を整備することも求められている。このため、4.1.1 項で述べたように 2010 年以降においても、要素技術開発及び主要機器単体の機能や設計成立性を評価するための機器開発試験を継続実施するとともに、冷却系の縮尺モデルにより主要系統の特性評価を行うシステム試験に着手する等、引き続き研究開発を行う計画である。

表 4.1.12-1 設計に影響する可能性がある主要な課題（炉システム関連）

対象	課 題	設計影響	対応方針
原子炉構造	【①耐震条件の見直しに伴う原子炉容器の板厚増加】 ・中越沖地震を考慮した地震条件を用いて評価した結果、炉容器板厚が従来の 30mm から、60mm（実用炉）、50mm（実証炉）へ増大。 ・原子炉容器壁厚さの増加による物量増加と大型リング構造の成立性（液面近傍での応力増加）	・ホットベッセル概念を成立させるには、起動日数を 3 日程度に延ばすか、評価手法の高度化や材料データの充足が必要。 ・保守的な評価手法で起動日数を 1 日以内にするには炉壁保護構造に変更する必要あり。	・板厚増加に対してホットベッセル概念を成立させるために必要なプラント運用、評価手法の高度化、材料データの充足方法、原子炉容器の製作性、許認可見通し等について明確にする。 ・炉壁保護構造の具体化、炉内流量配分等の観点で炉壁保護構造が成立するかの検討、熱応力低減効果、許認可見通しについて検討し、炉壁保護構造の利害得失を明確にする。 ・耐震設計の検討を進めるにあたっては、水平免震装置の性能向上（変位量の抑制）、炉心耐震研究による燃料集合体の飛び上がり評価の緩和効果、原子炉容器の製作性なども含め合理的な炉容器板厚を検討する。 ・2010年段階で、ホットベッセル概念か炉壁保護構造か設計判断できるように、上記内容を具体的に検討していく。設計判断においては、物量、製作性、起動日数などの影響を評価した上で判断する。
	【②炉容器液面部の大型リング鍛造品製作性確認の問題】 ・ホットベッセル概念を成立させるには高応力部位となる原子炉容器液面部はリング鍛造とすることが必要。 ・150 万 kWe の大型炉を実現するには、大型リング鍛鋼品を高い品質で製造するための技術課題がある。この製造性について実証炉規模の製造試験を計画していたが、ミルメーカの設備容量上の限界などにより 2015 年までに実施することが困難な状況になってきた。	大型リング鍛鋼品が製造できない場合には、液面部に縦溶接を設ける設計に変更する。その場合は許容応力が低下するので、炉壁保護構造を採用する必要が生じる。さらに、溶接部追加に伴う検査対象箇所が増加し、検査期間が稼働率に影響する。	・実規模の試作試験により直接的な試験データを得ずに、ミルメーカによる製作上の課題検討および小規模な材料試験等によって大型リング鍛鋼品の製作見通しを検討できるよう、引き続き検討を進める。 ・炉容器支持フランジ部については、口径が大きく既設設備での対応が難しいために、分割リング構造として検討を進める。 ・炉心支持スカート接続部内側については、鍛鋼物量が少なく鍛鋼もし易く、製作上の課題はない見込み。炉心支持スカート接続部外側については、一体リング製作が可能か、分割リング＋縦溶接部の検査で対応すべきか検討を進める。 ・板材＋縦溶接構造を採用する場合は、炉壁冷却構造が必要になる可能性が高く、その場合は、物量増加に伴うプラント建設費増加、保守・補修性に関する見通しも同時に明確にする。
冷却系配管	【①TYPE-Ⅳき裂による溶接継手クリープ強度の低下懸念】 600℃を越える高温条件で使用される火力配管で経験されてきた「TYPE-Ⅳき裂」は、FBRの温度条件(550℃)では発生する可能性は低いと考えてきた。しかし、ASME Sec.Ⅰの火力対応WGでは、改良9Cr鋼の配管軸方向溶接部は510℃以上では一律強度低減率0.5を乗じる内容の追補版を本年7月に発行する見込みとなったこと、物質･材料研究機構の材料試験で留意すべきデータが取得され、FBRの温度条件でTYPE-Ⅳき裂の発生懸念が惹起された。	現在の設計温度条件(550℃)で設計寿命 60 年の間にTYPE-Ⅳき裂の発生可能性を排除できない場合は、主配管の設計温度を 20-40℃程度低下させて、その発生可能性を排除した設計を構築していく必要があるが、それにより熱効率の低下と熱交換器物量が増加。	・まず、改良9Cr鋼溶接継手のクリープ強度に関して、既往のデータ（電力実証炉開発時にORNL及び旧動燃で取得したデータ）と最近の物質・材料研究機構データの整合性を含めた総合的な分析評価を行ってFBR条件におけるTYPE-IV損傷発生の可能性を評価するとともに、設計に際して参照する溶接継手強度値を暫定する。 ・さらに、改良 9Cr 鋼溶接継手の高温強度データ取得の計画を、2010 年の技術判断への反映も考慮して定め、これを着実に実行する。 ・設計においては、今後の議論の動向を踏まえ、温度条件を数十度下げる方策や引き回しによる応力低減方策を検討するとともに、これらに伴う熱効率低下による発電コストの増加や熱交換器の物量増加による建設コストの増加を評価する。 ・なお、関連する規格として ASME B&PV Code Sec III の高温規格（Subsection NH）等における溶接継手強度の取り扱いに関する動向も注視していく。
	【②熱間押抜によるシームレス大口径配管の製作性の問題】 「熱間押抜」「鍛造削出し」によるシームレス配管・エルボの製作、「鍛造半割の溶接」によるエルボ製作の内、第 1 候補としてきた実規模の熱間押抜は、ミルメーカの設備対応が必要になることが判明し、2010 年までに試作試験が困難となった。	エルボ部を溶接構造にする場合は、許容応力の低下に伴い成立性、検査要求が厳しくなる。	・改良9Cr鋼製の薄肉大口径直管・エルボの製作性について3つの製作方法の検討を進める。「シームレス配管・同エルボ」に関しては、ミルメーカ、三菱、JAEAが参加するWGにおいて各製作方法における技術的課題の摘出や製作コストに係る検討を進める。 ・溶接管については、三菱で製作性の検討と検査要求、検査方法などの検討を行う。 ・これらの検討に基づき、2010 年までに少なくとも一つ以上の有望な製法について見通しを得る。溶接構造を採用する場合は、検査期間の増加程度やどのような検査機器の開発が必要になるかについて明確にする。

表 4.1.12-1 設計に影響する可能性がある主要な課題（炉システム関連）

対象	課 題	設計影響	対応方針
蒸気発生器	[①長尺 2 重伝熱管の製作技術の確認】 実機寸法の 35m 長の密着二重伝熱管を製作する設備がなく、国内ミルメーカには施設整備の計画はなく、実機長の密着 2 重伝熱管の製作性を確実に見通すことができない。	伝熱管の製作性あるいは供給が見込め、かつ、想定されるナトリウム-水反応の影響を緩和でき、大型 SG の信頼性を確保できる代替概念を具体化する必要がある。	・実機長の密着二重管の製作に必要な設備投資をするか否かの判断にあたり、製作上の技術課題についてミルメーカに必要な開発ステップ、設備投資額などについて検討してもらう。これと同時に2008～2009年度に実施予定の15m伝熱管の試作試験で実機長の製作性を見通す方法について検討する。 ・伝熱管材料の供給が可能な代替技術（破損伝播の影響を緩和する設計対策：市販材料の組み合わせによる「防護管付直管伝熱管」、市販材料である「被覆付伝熱管」）について検討を進め、2010年の採否判断に備える。これらの代替概念を採用する場合は、その物量、検査性、伝熱管破損時の影響などについて明確にする。
	【②管板熱応力大】 当初、手動原子炉トリップ時に水・蒸気系による炉心除熱継続を想定したが、SG 管板の熱応力が厳しくなるため、崩壊熱除去系による冷却に変更した。しかし、球形管板のままでは、給水管破断や外部電源喪失事象で想定される熱応力に対する評価の成立見通しが厳しいとの結果が得られた。	SG 管板の形状を熱応力を緩和するために、球形から平板形状としているが、これにより管板厚が増加し、物量が増加する。	・応力低減のための構造見直し、事象想定条件（個別事象と各想定回数）の見直しと個別事象評価の遂行、評価基準の見直しなどを行い、最適な管板形状を選定するとともに、その物量を明らかにする。
	【③大型鍛造品製作技術の課題】 実証炉規模の SG 管板を想定した実規模極厚鍛造品の試作は、ミルメーカの繁忙により 2010 年までに実施できない。	SG 管板の製作性見通しが得られない場合は、製作可能な形状、大きさに設計を見直す必要がある。	・大型鍛鋼品の製作上の課題についてミルメーカを含めて議論・整理し、必要な開発ステップを検討した結果、当該物量の半分程度の規模の鋼塊(50 トン)を用いた鍛錬や熱処理条件を模擬した試作試験および雰囲気制御等に係る研究によって、実規模極厚鍛鋼品の製作性を見通せる可能性があることがわかり、この方針で検討を進める。
燃料	【①常陽停止に伴う ODS,PNC-FMS の照射試験の遅れ】 常陽停止に伴う照射試験着手の遅延。遅延期間は、現時点で未定。	ODS 被覆管、PNC-FMS ラッパ管などの炉心燃料材料の技術基盤確立のためのデータ取得が遅れる。	・「常陽」の再起動スケジュールが明確になった時点で、以下の点から照射試験データ取得スケジュールを検討し、ODS被覆管燃料等実用化燃料概念の実機適用への影響について検討・整理を進める。 ①「常陽」により2015年までに取得できるデータに基づき目標達成見込みを評価する方策の検討 ②炉外試験等関連データを強化し活用することにより、2015年までに目標達成見込みを評価する方策の検討 ③必要データ取得時期が遅れる場合の実証炉ドライバ燃料への反映時期の検討 ④実証炉ドライバ燃料等へのODS被覆管燃料適用が遅れる場合の、代替方策とその影響の検討 なお、PNC-FMSラッパ管については既に「常陽」での照射試験を開始しており、上述のODS被覆管燃料ピンの照射データ取得に並行してデータ取得を進めることにより必要なデータが取得できる見込み。 ・2010 年の ODS 被覆管の適用性判断は、BOR-60 での照射試験結果に基づき判断するため、常陽停止の影響はない。2015 年までに取得する計画で進めてきた ODS 被覆燃料ピンの照射試験は、「常陽」の再起動スケジュールが明確になった後に検討し、2010 年までに明確にする予定。

表 4.1.12-2 設計オプションとしての代替技術の検討方針について

代替概念検討設備	代替技術検討方針	主概念の検討状況
原子炉容器	耐震性に関する座屈や集合体浮上り防止のための板厚条件、並びに、起動時を含む熱過渡に関する応力条件を満たす概念として、炉容器壁を低温に保つ機構を有した原子炉構造を検討する。	中越沖地震による炉壁板厚増加の影響を踏まえて検討。
蒸気発生器(SG)	伝熱管水リーク時の破損伝播を防止（あるいは抑制）するとともに、大量生産に適した直管型二重伝熱管概念として、防護管や被覆管を有する二重伝熱管による SG 概念を検討する。	35m の密着２重伝熱管の製作性を 15m 長の試作により検討。
炉心燃料	被覆管の量産技術が確立されており、高燃焼度を達成可能な被覆管材料として PNC-FMS 鋼の検討を進めるとともに、高温特性に優れる PNC1520 鋼についても達成可能な燃焼度等性能見込みについて検討する。	ＯＤＳ鋼に関する既存の照射データや今後取得する照射データなどを踏まえて検討。

表 4.1.12-3 比較的早期に判断するべき論点に関する判断ポイントと検討状況について

判断ポイント	判断時期	判断に必要となる技術的知見及びデータ	検討状況
(PI-1-1) 実証炉のサイズ及び基数（暫定） (PI-1-1) 採用する革新技術（決定）	2010年５月 ↑ 2011 年頃の概念設計への着手に間に合うタイミング	・ 商業炉の概念設計研究結果によって得られる、システム全般の技術課題の評価結果。 ・ 実証炉の概念検討によって得られる、ナトリウム試験や「もんじゅ」から実証炉への大型化に伴う機器・構造の製作性に関する評価結果。大型化に伴うリスク分析情報。 ・ 要素技術開発における実験及び解析によって得られる、革新技術の構成要素に関する機能データ。 ・ 要素技術開発及び過去の製造経験が乏しい主要な箇所（高クロム鋼製薄肉大口径配管、厳しい熱過渡を受ける構造部位、等）の部分構造試作によって得られる、機器・構造の製作性に関する情報。 ・ 商業炉の概念設計研究や実証炉の概念検討によって得られる、代替技術に関する課題の評価結果。	・実用炉(150万kW)の概念設計に2006年度より着手し、2007年度にFaCT開発目標に基づく設計要求を設定し、2008年より各部の概念設計を開始。 ・実証炉の概念検討に2007年度より着手し、2008年度より75万kWの概念構築及び50万kWeとした場合の影響評価を開始。 ・各革新技術に関する要素技術開発を2007年度以降本格化し、各種データの取得中。 ・部分構造試作について、改良９クロム鋼性大型鍛造物、２重伝熱管等の試作を進めるとともに、大口径配管についてはミルメーカーを含めた委員会により製作性を検討中。 ・設計研究として代替技術の検討が必要な課題の抽出、成立性評価を実施するとともに、蒸気発生器の伝熱管方式等について要素技術開発を実施中。
(PI-2) 全系統システム試験の要否（決定）	2010 年５月 ↑ (2011 年頃の装置設計開始に間に合うタイミング)	・ 要素技術開発、機器開発試験、並びにそれらによって検証された解析手法によって得られる、「機器相互の熱流動に係る干渉」の可能性に関する評価結果。 ・ 自然循環特性や運転制御性を把握するために必要な試験内容（試験のシステム構成や出力規模）の検討結果。	・要素技術開発として、炉容器と冷却系配管を接続した可視化試験を実施し、「機器相互の熱流動に係る干渉」に関する試験及び同試験を対象とした解析を実施中。 ・自然循環に関するナトリウム試験等の計画を策定中。
(PI-4) 国際協力のあり方	2008 年頃 ↑ 必要に応じて適宜見直し	（調整方法）・ 実証炉に向けた我が国の開発を着実に推進しつつ、米・仏のプロトタイプ炉開発のタイミングに留意して、例えば以下のような方法で、国際協力のあり方を調整していく。①技術の比較評価、設計検討、②規格・基準類の国際標準化の推進、③革新技術の共同開発、④機器開発試験、システム試験の共同実施、⑤我が国概念を海外プロトタイプ炉へ組込むことによる全系統システム試験の代替実施、⑥海外プロトタイプ炉で採用した我が国の革新技術・システムの受注	・2008年１月に日米仏の３カ国の研究機関により、「ナトリウム冷却高速実証炉/プロトタイプ炉に向けた技術開発協力に関する覚書」を締結し、共同開発に関する計画を2008年内に取りまとめる予定。

表 4.1.12-4 実証炉の出力と革新技術の実証性に関する定性的整理

革新技術	技術実証性に関する定性的評価	今後、論点に関する議論を深めて行くための主な検討事項
①高クロム鋼材料の開発	・75 万 kWe と 50 万 kWe を比較して、実証性はほぼ同等と考えられるが、製作性の実証の観点ではより大型となる 75 万 kWe が望ましい。	・極厚鍛鋼品への ESR(Electro Slag Remelting)適用の可否 ・長尺 2 重管の素管としての薄肉・小径伝熱管の製作性 ・長尺 2 重管（35m 級）の製作可能性 ・縦シーム管・エルボの製作性
②冷却系２ループ化	・75 万 kWe と 50 万 kWe を比較して、配管流速の観点からは、いずれの出力でも、ある程度の実証性は得られる見通し。 ・50 万 kWe では、CL 配管の径によっては超音波流量計の設置に制限が生じる可能性がある。	・超音波流量計が適用可能な配管口径の検討
③ポンプ組込型中間熱交換器	・いずれの出力でも実証性は得られるが、50 万 kWe では物量が相対的に大きくコンパクト化の効果が小さい。 ・50 万 kWe はポンプ特性が実用炉と若干異なり、羽車形状を実用炉と相似形にできない見通し。	・伝熱流動性能の検討及び比較 ・振動特性の検討及び比較 ・上部プレナム狭隘部の製作性の検討及び比較
④原子炉容器コンパクト化	・いずれの出力でも実証性が得られる見通し。 ・ただし、特に 50 万 kWe では炉内流動に関連する項目では実用炉に比べ炉容器内流速が遅くなり、流況が若干異なる可能性がある。	・炉上部プレナム内熱流動挙動の把握
⑤燃料取扱系の開発	・燃料移送設備：燃料集合体寸法・発熱量が同一であれば、いずれの出力でも実証性は得られる。 ・貯蔵設備：EVST 径で実用炉の 2/3～3/5 程度であり、いずれの出力でもある程度の実証性が得られる見通し。	—
⑥格納容器のＳＣ造化	・形状、材質、構造が同じでありいずれの出力でも実証性は得られる。	・CV 設計条件の検討（想定事象、荷重条件等）
⑦炉心燃料の開発	・炉心燃料の実証性はほぼ同等と考えられる。 ・ただし、切込み型 UIS に対応した制御棒配置の自由度、制御棒誤引抜時の出力歪や NIS による検知性に対する実証性の観点からはより大型炉心の 75 万 kWe が望ましい。	・50 万 kWe 実証炉の炉心設計、それに基づく炉心特性の比較・検討 ・実証炉を対象とした制御棒誤引き抜き対策の検討とその有効性評価

革新技術	技術実証性に関する定性的評価	今後、論点に関する議論を深めて行くための主な検討事項
⑧ナトリウム漏えい対策	・実用炉と同等の方策の採用が可能で、いずれの出力でも実証性は得られる。	―
⑨直管２重管伝熱管ＳＧ開発	・いずれの出力でも実証性は得られるが、伝熱性能、構造健全性、製作性の観点からはより大型の 75 万 kWe が望ましい。	・伝熱流動性能の検討及び比較 ・構造健全性の検討及び比較（管−管板継ぎ手等） ・製作性の検討及び比較
⑩保守・補修性	・保守・補修要求及び基本的構造が同じであるため、いずれの出力でも実証性は得られる見通しであるが、保守実績の観点からはより大型の 75 万 kWe が望ましい。	―
⑪受動的炉停止と自然循環による炉心冷却	・受動的炉停止（SASS）、受動的崩壊熱除去とも、いずれの出力でも実証性は得られる見通し。	―
⑫再臨界回避方策	・現段階の検討では実証炉の出力規模による依存性は小さく、いずれの出力でも実証性は得られる見通し。	・EAGLE 等の試験計画の推進と、実用炉及び実証炉を対象とした解析評価の実施
⑬耐震性向上技術開発	・炉心耐震性評価手法及び機器耐震評価手法について、いずれの出力でも実証性は得られる見通しであるが、より大型炉心の 75 万 kWe が実証性は優る。	―