

高温工学試験研究炉 (HTTR) の建設

Construction of High Temperature Engineering Test Reactor

原子力事業本部 皆 月 功*1

長崎造船所 野 村 眞 一*2 溝 上 頼 賢*3

山 田 雅 人*4

新型炉技術開発株式会社 内 田 正 治*5

高温ガス炉の研究開発は、約1000℃の高温の熱エネルギーを発電以外にも利用する将来型原子炉として、昭和40年代より日本原子力研究所（以下、原研と称す）を中心に開始された。その基盤技術の確立と高度化及び高温における各種新技術の研究に供するため、高温工学試験研究炉（High Temperature Engineering Test Reactor、以下HTTRと称す）の建設が平成3年に開始された。三菱重工は、(株)東芝・(株)日立製作所・富士電機(株)と協力し、その建設に参画、平成8年11月には現地据付工事を完了し、平成9年9月に原研への納入を完了した。

The research and development (R&D) of the High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) has been carried out by the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) since the 1960's. The construction of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) started in March 1991 for the purpose of the establishment and advancement of basic HTGR technology, as well as the application of advanced research. MHI has participated in this project since the R&D stage of HTTR in the area of high temperature equipment design, system design and safety design. The installation was completed in November 1996, and was then handed over to JAERI on September 1997.

1. ま え が き

HTTRの設計・製作・建設工事は、(株)東芝・(株)日立製作所・富士電機(株)・三菱重工（以下、機電四社と称す）共同で受注した。当社はHTTRにおける主要設備（主冷却設備、原子炉補助設備、原子炉格納容器等）の設計・製作・据付及び配置等の全体調整設計を担当し、その推進に当っては、各段階で徹底した事前検証を行い品質の確保に努めた。また、幹事会社として設計・製作・建設のすべての段階において調整・取まとめを行い、HTTRの建設推進に重要な役割を果たした。

2. HTTR の 概 要

(1) 高温ガス炉は以下の特長を有し、原子炉の熱エネルギーを、発電はもとより他の分野にも熱源として利用することができる。

① 原子炉構造物及び燃料に使用している黒鉛は、熱容量が大きく、原子炉の急激な温度変化に対し、構造物の温度過渡挙動が緩やかである。

② 燃料は、4重のセラミックスで被覆されており、放射能閉込め能力が高い。

③ 冷却材のヘリウムガスは、化学的に安定で、使用材料との共存性が高い。

(2) HTTRは、高温ガス炉の試験研究炉であり、熱出力30 MW、炉心出口冷却材温度950℃の原子炉で、減速材として黒鉛、冷却材としてヘリウム（4 MPa）が使用される。

その基本仕様を表1に、主要系統図を図1に、全体鳥瞰図を図2に示す。

3. 三菱重工の取組み

三菱は、三菱重工本社が幹事会社業務及び基本計画を、長崎造船所が設計・製作・据付・試験等を、三菱電機(株)が中央制御盤

等を担当し、HTTRの建設にまい進した。

建設工程を図3に示す。

以下に三菱重工の主要な取組みを報告する。

3.1 幹事会社の役割と運営

当社は、原研・機電四社間の連絡・調整役として、幹事会社の任に当り、契約関連事項の機電四社窓口のほか、技術・工程・連絡等の各調整業務を担当した。

平成3年建設着工当初は、主に原研・機電四社間の業務運営にかかわる各種要領書の作成・整備及び業務の円滑推進が幹事会社の中心的業務となった。平成4年ごろからの主要機器の設計製作の進捗よくにつれ、技術調整が本格化し、幹事会社として、本来の調整業務に傾注した。特に同年7月以降は、機器搬入・据付等現地工事の本格化及び各種試験の進捗よくに伴う、工程調整が幹事会社の大きな業務となった。平成8年ごろからは、幹事会社が中心となり“完成図書”を取まとめ、平成9年9月に最終調整業務として終了した。

3.2 設計・製作

3.2.1 遮へい設計

HTTRは、公衆及び運転員を放射線から防護するため遮へい設備が設置されている。原子炉圧力容器回りには、原子炉からの放射線遮へいのために、原子炉圧力容器室の側部方向に厚さ約1.7 mのコンクリート壁、上部方向に1次上部遮へい体及び上部生体遮へい体が、また、放射性物質を内包する機器配管回りには、運転中及び保守・補修時の立入り条件を満足させるため遮へい体や壁が設けられている。

当社は、これら遮へい設計に関し、以下を実施した。

- ① 主冷却設備、純化設備等の担当機器内の各種線源強度評価
- ② 主冷却設備、純化設備等の担当機器室の必要壁厚評価及び各種配管貫通部や扉の遮へい構造の検討とその性能評価
- ③ 原子炉圧力容器上部のスタンドパイプ室回り遮へい構造の検討

*1 原子力技術センター新型炉・燃料サイクル技術部新型炉技術課長

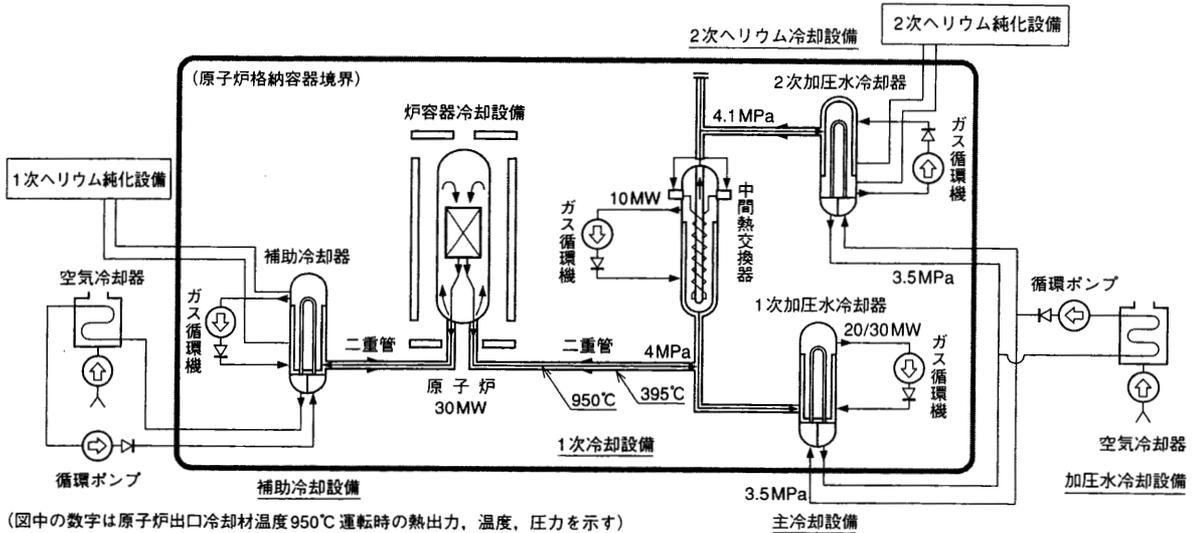
*4 火力プラント設計部計画主務

三菱重工技報 Vol. 35 No. 5 (1998-9)

*2 所長室計画主管 工博

*5 技術部部長

*3 火力プラント設計部原子力設計課長



(図中の数字は原子炉出口冷却材温度950℃運転時の熱出力、温度、圧力を示す)

図1 主要系統図 HTTRの主要系統を示す。
Diagram of HTTR

表1 基本仕様

Main specifications of HTTR

項目	仕様
原子炉熱出力	30 MW
1次冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口冷却材温度	395℃
原子炉出口冷却材温度	850℃ (定格運転時) 950℃ (高温試験運転時)
1次冷却材圧力	4 MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9 m
炉心等価直径	2.3 m
出力密度	2.5 MW/m ³
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子/黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3~10% (平均6%)
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製 (2½ Cr-1 Mo 鋼)
主冷却回路数	1ループ (中間熱交換器, 加圧水冷却器)

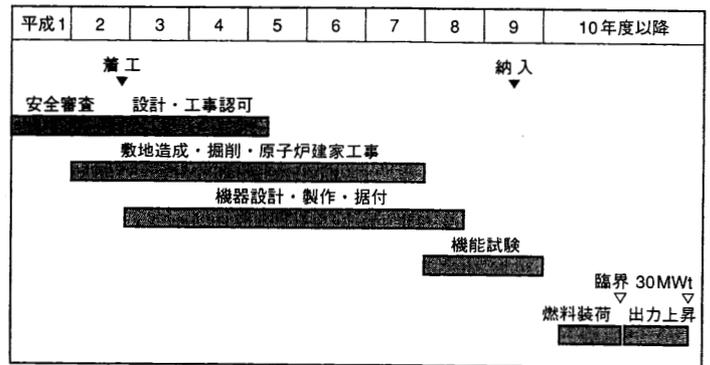


図3 建設工程 HTTRの建設工程を示す。
Construction schedule of HTTR

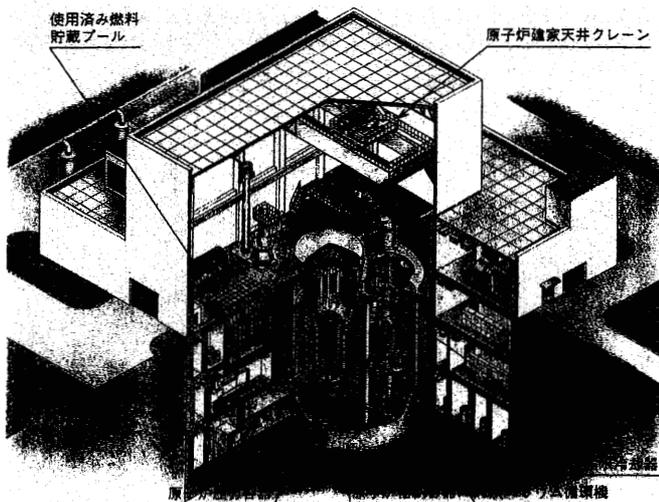


図2 全体鳥かん図 HTTRの主要機器の配置を示す。
Bird's eye view of HTTR

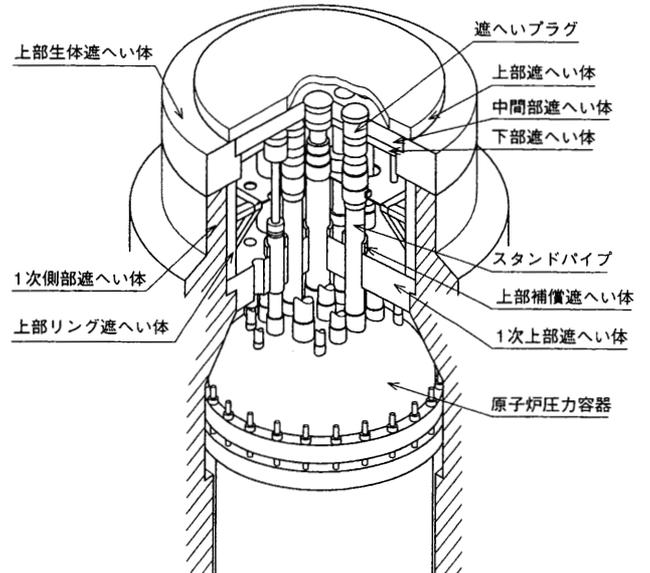


図4 原子炉上部遮へい体配置 原子炉上部の遮へい体配置を示す。
(原研提供)
Radiation shield arranged above reactor pressure vessel

と放射線束及び線量当量率評価

④ 保守・補修時に立入る箇所の線量当量率評価

この中で、特に前記③は、図4に示すスタンドパイプ室の床である1次上部遮へい体に、制御棒駆動機構等のスタンドパイプが

31体貫通した、HTTRに特有な構造の検討・評価であり、ストリーミングを含めた遮へい機能を確認すること、限られた空間での遮へい体の最適配置が必要とされた。

このため、二次元計算の組合せで評価を行うとともに、モンテカルロ法三次元計算モデルを用いた最新手法による詳細評価を行い裕度の適正化を図った⁽¹⁾⁽²⁾。

3.2.2 安全設計

(1) 安全保護系設計

安全保護系は、HTTR の予想される各種運転時の異常な過渡変化や事故時の異常な状態を検知して、原子炉スクラム信号及び工学的安全施設作動信号により、原子炉停止系及び必要な工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設備である。高温で運転される HTTR では、異常な過渡変化時や事故時に、燃料最高温度は許容値の 1600℃ 以下になるよう、また、原子炉冷却材圧力バウンダリに使用されている高温材料は、その健全性の判断基準温度以下となるよう安全保護系を設計する必要がある。

軽水炉や高速炉での設計経験を生かして、安全解析結果の評価及び運転変動幅や計測系の誤差の積上げを行うことにより、通常運転時に適切な運転余裕を持ち、異常・事故時には制限値以下にできるよう、安全保護系信号を設計した。

(2) 制御・動特性

プラント制御系や安全保護系を設計するため、HTTR のプラント動特性を模擬できる ASURA コードを開発し、米国の発電用原型炉フォートセントブレイン炉の試験データや、原研が開発した THYDE-HTGR コードを用いて検証した。本コードを用いてプラント制御系の制御方法、制御定数等を設定するとともに、10% ステップ状出力変化や 1%/min のランプ状出力変化の制御性能の評価を行った。原子炉出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度等の主要諸変数が十分な減衰性をもって原子炉を安定に制御できることを確認した。

(3) プラント熱過渡解析

主冷却設備機器の構造健全性の評価においては、熱応力による荷重も重要な要素の一つである。この熱過渡条件を求めため、熱過渡事象の選定、熱過渡解析を行った。この解析結果より、熱過渡ヒストグラムを作成し、機電四社の機器構造解析用条件に供した。

3.2.3 系統設計

主冷却設備は、原子炉の熱を除去し、最終的に大気に放熱させる設備で、1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備から構成される。これら設備の設計では、850~950℃ のヘリウムを扱うことから種々の新概念の導入や対策を施した。

- (1) 二重管を採用し、高温側のヘリウムは、その内管を通して1次加圧水冷却器あるいは中間熱交換器に送られ、冷却された後、内管と外管の環状部を通り原子炉圧力容器に還流する方式とした。この二重配管構造は、高温側のヘリウムが雰囲気とのバウンダリである外管に直接接触することのないよう工夫したものである。
- (2) 加圧水冷却設備が異常・事故により冷却機能を失った場合、1次加圧水冷却器の伝熱管は、高温ヘリウムにさらされ許容温度を超える可能性がある。このため、異常・事故検知後速やかに1次冷却設備のヘリウム循環機を停止し、高温ヘリウムの流れを止めることとし、解析評価による挙動把握により、機器設計上の制約との調和のとれたヘリウム循環機停止時間等の主要パラメータを設計した。
- (3) HTTR は、中間熱交換器で約 10 MW 除熱及び1次加圧水冷却器で約 20 MW 除熱の並列運転、あるいは1次加圧水冷却器で約 30 MW 除熱の単独運転のいずれかで運転されるが、単独運転

の場合、中間熱交換器側に高温ヘリウムが流入し機器配管に悪影響を及ぼすことが懸念された。このため中間熱交換器側に小流量の低温ヘリウムを逆流させ、高温ヘリウムの流入を抑える設計とし、その流量は試験で確認し実機に反映した。

このほか、原研と協力して1次冷却材圧力バウンダリ除外の要件の検討、サービスエリアバウンダリの要件の検討等、設備共通の系統設計課題解決を行うとともに、プラント運転手順書、異常時運転要領書作成の取まとめを行った。

3.2.4 配置・配管設計

主冷却設備は、配管ルートの単純化を図るため、フローティングサポート方式を採用した。主冷却設備の概観を図5に示す。この配管システムは、原子炉圧力容器を固定とし、それぞれがロッドレストレイント、コンスタントハンガで吊り下げられる加圧水冷却器及び中間熱交換器の移動により、接続配管の熱膨脹を吸収する方式である。これら配管は、機器を含めた熱応力・内圧・地震時の荷重を基に、解析により健全性を確認し設計に反映した。

本方式の採用により原子炉格納容器の構造・寸法の小型化に寄与した。

また、プラント全体配置計画において、原研・機電四社設備及び建築側との配置調整・取まとめを行い、特に図6に示すエンジニアリングモデルを駆使して、運転操作性・干涉箇所の事前チェック等を行った。この手法を用いることで、短期間での円滑な配置設計を行うことができた。

3.2.5 原子炉格納容器の設計

鋼性の HTTR 原子炉格納容器は、構造・寸法の小型化を達成するために、次のような特徴を有している。

- ① 設計内圧が 0.39 MPa と軽水炉の鋼製原子炉格納容器に比べて大きい。

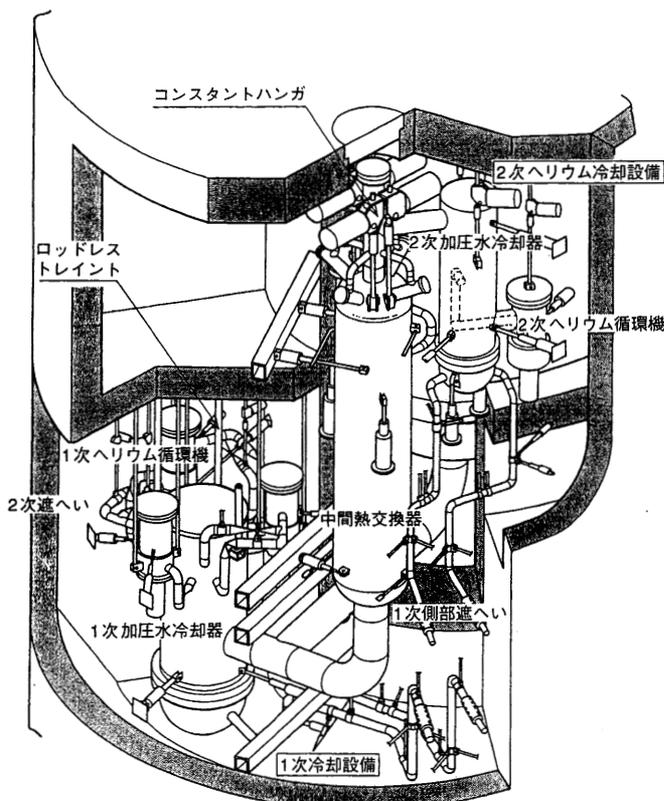


図5 主冷却設備鳥かん図 主冷却設備の機器配置及びフローティングサポート方式を示す。
Bird's eye view of main cooling system

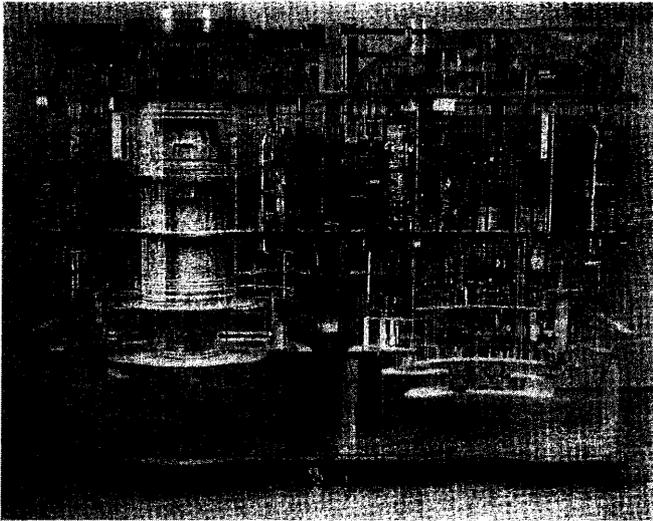


図6 エンジニアリングモデル 原子炉格納容器内の配管・配置の模型を示す。
Engineering model

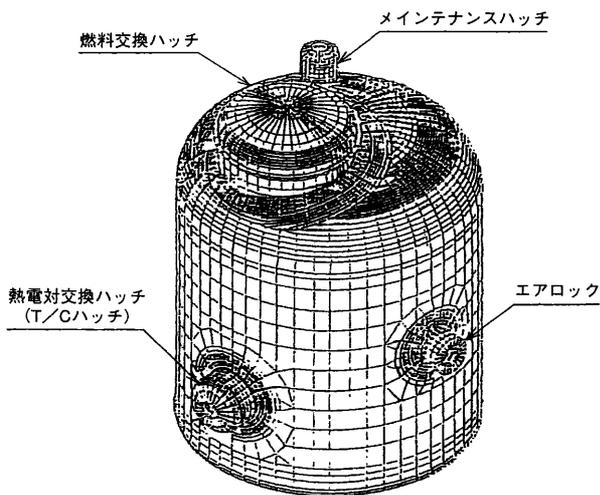


図7 解析モデル 原子炉格納容器の解析モデルを示す。
Analytical model reactor containment vessel

② 頂部鏡部は、非対称位置に燃料交換ハッチ（直径約8.5 m）を設け、さらに全高を低くするため、頂部鏡板は皿型形状を採用した。

この原子炉格納容器に関する技術課題について、以下に示す事前検証を行い、設計に反映した。

(1) 耐圧強度の確認⁽³⁾

頂部鏡部について、二次元軸対称モデル及び三次元モデルによる弾塑性解析を実施し、さらに縮尺（1/8.44）鋼製モデルを用いた強度試験を行い、解析結果の妥当性と原子炉格納容器の健全性を確認した。解析モデルを図7に示す。

(2) シール性能の確認

燃料交換ハッチフランジ部は、軽水炉機器搬入口フランジに比べ設計圧力が高く、また、フランジの変形が三次元非対称であり軽水炉の変形挙動とは異なる等のため、シール性の確認試験として実機の1/5モデルフランジで試験を行い、実機許容漏えい量を十分満足することを確認した。

(3) 製作性の向上

溶接の工数低減と品質確保のために、厚板溶接用自動溶接装置の開発を行い、実機に適用した。

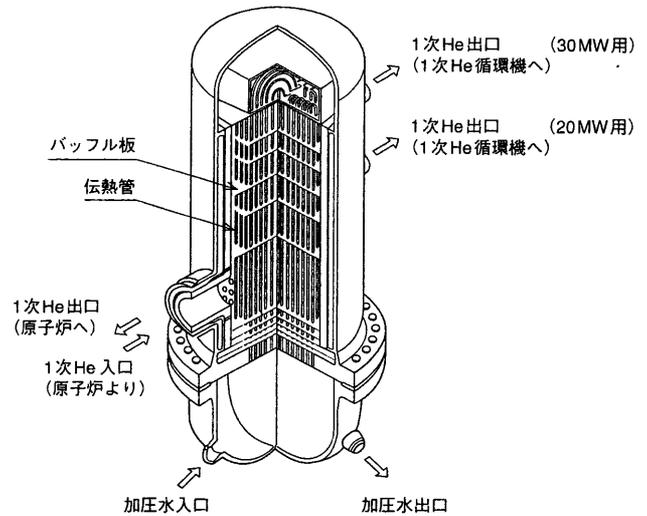


図8 加圧水冷却器断面図 加圧水冷却器の断面を示す。
Sectional drawing of pressurized water cooler

3. 2. 6 主冷却設備機器（加圧水冷却器、高温二重管）

(1) 加圧水冷却器の設計

1次加圧水冷却器は、図8に示されるようにU字管を用いた堅置シェルアンドチューブ型の熱交換器で、胴側に950℃のヘリウム、管側に加圧水を流し、バッフル板間隔は、高温ガス入口部の熱負荷低減と低温部領域での伝熱性能向上のため、温度領域に応じて間隔を変化させた。また、1次加圧水冷却器単独運転時（熱交換量 30 MW）及び中間熱交換器との並列運転時（熱交換量 20 MW）の、2通りの運転モードに応じた除熱量の調整のため、胴側に20 MW用及び30 MW用のヘリウム出口ノズルを設け、切替弁を設置した。

この加圧水冷却器に関する技術課題について、以下に示す事前検証を行い、設計に反映した。

① 伝熱流動特性の評価

一般的に伝熱特性式（例えばZukauskas⁽⁴⁾の式等）は、バッフル間隔が一定条件下での伝熱性能評価であり、さらに所要熱交換量に応じて伝熱面積を使い分ける必要があるため、精度の良い伝熱性能の評価が要求される。このため、実機の1/2スケールモデルを用いた伝熱特性試験を行い、バッフル各段ごとの伝熱性能を把握し実機に適用した。

② バッフル板の熱サイクル試験⁽⁵⁾

バッフル板に作用する熱荷重に対し、実機と同一材質で製作したバッフル板の縮尺モデルを使用して、実機運転下での健全性を検証した。

③ 伝熱管（SUS 321 TB）の耐応力腐食割れ性評価

SUS 321 TBの母材及び管板（インコネル82肉盛）との溶接部について、実機条件下で腐食試験を行い、健全性を検証した。

④ 隔離弁誤閉時の伝熱管の健全性評価

事故事象として条件が最も厳しくなる、加圧水冷却設備隔離弁の誤閉を選定し、開発したコードの検証を行い、実機加圧水冷却器の健全性評価に有効であることを確認した。

⑤ バッフル板伝熱管貫通部セラミックコーティング材選定

加圧水冷却器バッフル板の伝熱管貫通部は、運転中しゅう動するため、バッフル板と伝熱管とを組合せた焼付きと摩耗特性試験を行い、コーティング材を選定し、実機に適用した。

(2) 二重管の設計・製作

使用条件の950℃、4 MPaに耐える材料が存在しないため、HTTRの冷却材流路は、図9に示されるように二重管方式が採用され、内管内に内部断熱層を設けている。

この二重管に関する技術課題について、以下に示す事前検証を行い、設計に反映した。

①断熱配管の性能の確証

図9に示される断熱配管の内管では、断熱層内に自然対流が生じることによる断熱性能の低下、また、起動・停止による熱膨脹収縮の繰返しにより、断熱材中にすきまが発生することが予想される。その結果、構造の健全性確保が困難となるため、実機サイズの断熱構造配管での確証試験による性能の評価を行い、その結果を実機に適用した。

②構造健全性評価

高温二重管の構造の健全性を評価するために、高応力となる外管、ライナの応力解析を行い、加えて、最も厳しい条件にある仕切板についてクリープ疲労試験を行い、弾塑性クリープ解析結果と合わせて最適形状を決定した。

③二重管の試作

二重管の実規模の試作を行い、製作性、組立精度及び検査方法の検証を行い、製作要領を確立した。

3.2.7 計測制御設備設計

HTTRは、通常・高温運転、単独・並列運転及び1次系流量低下試験・制御棒引抜き試験の2種類の試験を行う特殊運転等、多くの運転モードを有しており、それに対する柔軟な運転の必要性がある。加えて、将来の水素製造設備の増設等、機能拡張への柔軟な対応の必要性をも考慮して、次のように機能に応じて、最適な計測制御設備設計を行った。

(1) 中央制御室の制御盤は、運転員の負担軽減のため、機能的に分割するとともに、ソフトウェアで処理する範囲を拡大して、

機能拡張への柔軟な対応を図った。

①中央制御盤・主盤

CRT監視及び運転進行管理パネル操作を主体とする、主システムの通常運転操作

②中央制御盤・副盤

ハード操作器具を主体とする、非常時の安全防護操作及び主システムの起動・停止にかかる運転操作

③プラント制御装置オペレータズステーション

CRT監視及びCRTタッチ操作を主体とする、プラント補助システムの運転操作

(2) 安全系のロジック、補機制御シーケンスは、設備ごとに処理するのではなく安全保護装置盤で一括処理し、設備の簡素化・統一化を図った。安全保護装置盤は、信頼性が確立し、かつ応答性、スペースファクタにも優れる半導体ロジック方式を採用した。

(3) 従来アナログ信号処理が行われていた、プラントレベル及び主要な補機レベルの回路並びに補機シーケンス制御回路は、設備ごとに処理するのではなくプラント制御装置盤で一括ソフトウェア処理し、設備の簡素化・統一化を図るとともに、機能分散方式採用による機能拡張への柔軟な対応を図った。

プラント制御装置盤は、最新仕様のスペースファクタ及び拡張性に優れ、かつ信頼性の高い機能分散・待機二重化方式のマイクロコンピュータシステムを採用し、さらに軽水炉に先駆けて連続制御・シーケンス制御同一コンピュータ処理を採用して物量の削減を行った。

3.3 現地建設工事

原子炉格納容器は、平成4年3月に工場で仮組を実施し、現地での組立て上の問題のないことを確認した上で、現地に搬入した。現地事務所を平成4年4月に開設し、原子炉格納容器の据付工

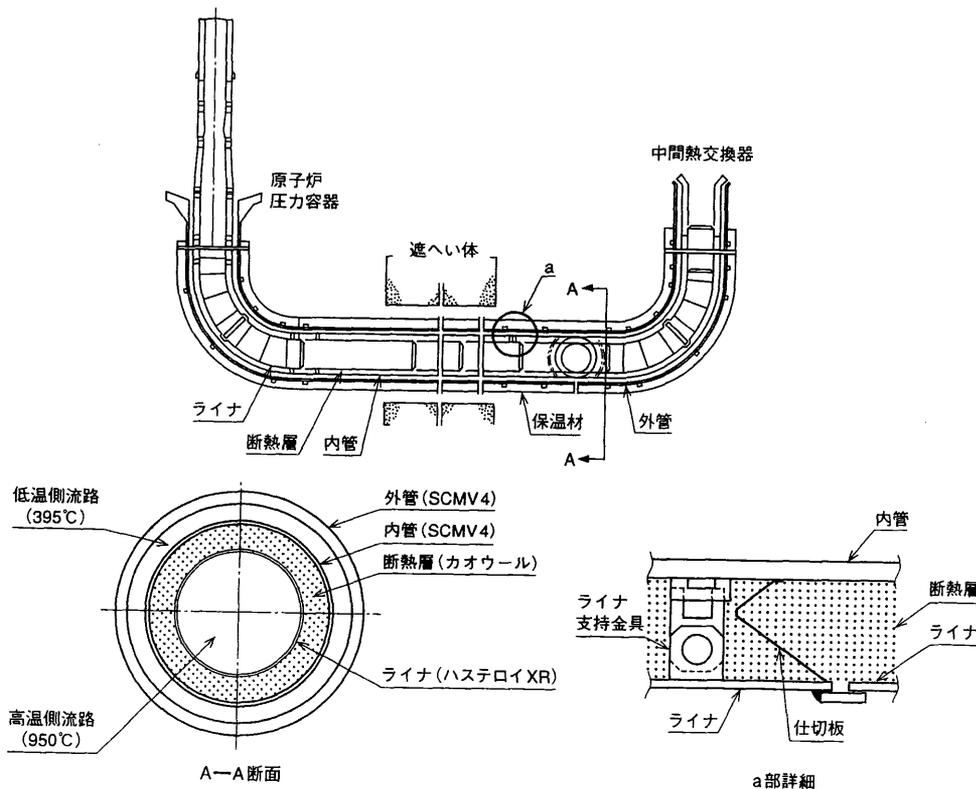


図9 二重管断面図 二重管の断面を示す。
Sectional drawing of coaxial duct

事を平成4年6月から開始し、平成4年11月に原子炉格納容器単体で耐圧・漏えい試験を実施し、HTTRで最初の使用前検査を受検した。その後、平成8年10～11月に内部機器据付けが行われた後の耐圧・漏えい試験及び漏えい率試験を実施した。

主冷却設備では、機電四社所掌の主要機器の据付けが錯そうする中で、全体据付精度の検討及び系統内面の清浄度の管理等に関して、幹事会社業務として調整を実施した。

主冷却設備最大の重量物機器である1次加圧水冷却器は、平成6年6月に、狭あいな配置上の制約にもかかわらず定位置に据付けた。

また、1次冷却設備機器に対しては、据付区画にクリーンハウスを設置し、厳重な清浄度管理のもと据付けを行った。加えて、1次上部遮へい体は、大物重量物(約160t、直径約7.2m)であり、据付精度の事前検討により所定の公差内で据付けることができた。

以上のような経過を経て、平成7年11月に三菱重工所掌の機器はすべて無事に据付けを完了した。

また、平成8年4月からは、主要機器の単体機能試験を順次実施した。1次・2次系ヘリウム循環機、補助系圧縮機及び加圧水循環ポンプ等の機器は、各々系統運転で所定の機能・性能を有していることを確認した。また、電気・計装設備のシーケンス・インタロック試験についても系統ごとに実施し、作動状況が良好であることを確認した。

平成8年11月には、据付・単体機能試験を含む現地工事を完了し、平成9年9月末に原研への納入を完了した。

3.4 品質保証活動

当社のHTTR品質保証活動は、軽水炉と同様の品質保証体制の下、原子力QAマニュアルに基づき、HTTRのQA計画書を作成し、これに基づいて行い、次に示す品質向上のための種々の取り組みにより、要求される品質を確保した。

(1) 設計レビュー会(実施回数12回)

本社・事業所の設計部門、QA部門によるHTTR設備の系統設計、構造設計のレビュー会を実施し、先行炉経験者等のHTTR関係者以外の客観的な目で設計のレビューを行った。

(2) 図面と製品との照合(実施回数42回)

設計者・品質保証関係者により、工場での図面と製品との照合及び工場関係者との打合せ(1回/月)を行い、設計要求事項が製品に反映されていることを確認した。

(3) 設計及び工事方法の認可申請書と出図文書との照合チェック

設計及び工事の方法の認可申請書と出図文書との照合チェック専任者を設け、チェック体制を強化し、すべての機器について設工認関連文書と関連図面との照合チェックを実施した。

(4) 使用前検査事前審査会(実施回数66回)

使用前検査の受検助勢に際し、検査ごとに検査関連文書の整合性の確認、事前検査結果について審査を行った。

(5) 単体機能試験事前レビュー会(実施回数12回)

単体機能試験に際し、試験要領について、HTTR関係者及び先行炉経験者による事前レビューを行った。

(6) 現地総点検

設計者による現地の機器・配管等の据付状況について、図面との照合確認を行った。

また、幹事会社として以下に関し機電四社の調整取まとめを実施した。

①平成8年に行われた原子炉格納容器内部構造物据付後の原子炉格納容器耐圧・漏えい試験の実施。

②計測制御設備にかかるシーケンス・インタロック試験の実施要領書の作成・調整。

4. む す び

HTTRの建設は、昭和40年代から開始された我が国における高温ガス炉技術の集大成として、平成3年着工に始まり平成9年に完了した。HTTRは、各種機能試験を終え、順次出力上昇試験、定格出力達成、最高温度達成を経て完成の予定である。今後、HTTRは、高温ガス炉技術開発の高度化、核熱利用の開発のため、その活躍が期待されており、当社は、最大限の協力を続ける所存である。

最後に、HTTRの建設参加に当り、原研各位には一方ならぬ御支援、御指導を賜り、ここに深く感謝する次第である。

参 考 文 献

- (1) TADA, K. et al., Reactor Shielding Design of the High Temperature Engineering Test Reactor-Analysis of Radiation Streaming through the Standpipes by Monte Carlo Code MCNP, ICRS 8 (1994)
- (2) 多田恵子ほか、3次元モンテカルロコードMCNPを用いたHTTR炉心上部方向の遮蔽解析、(社)日本原子力学会「1995春の年会」(平成7年)p.105
- (3) NOMURA, S. et al., Development of containment vessel for High Temperature Engineering Test Reactor, Proc. of ASME/JSME ICONE 2 (1993)
- (4) Zukauskas, A. A., Heat Transfer from Tube in Crossflow, Adv. Heat Transfer Vol.8 (1972) p.93~160
- (5) IGARI, T. et al., Simplified inelastic analysis and creep-fatigue life of perforated plates in elevated temperature, Proc. of ASME/JSME ICONE 2 (1993)