

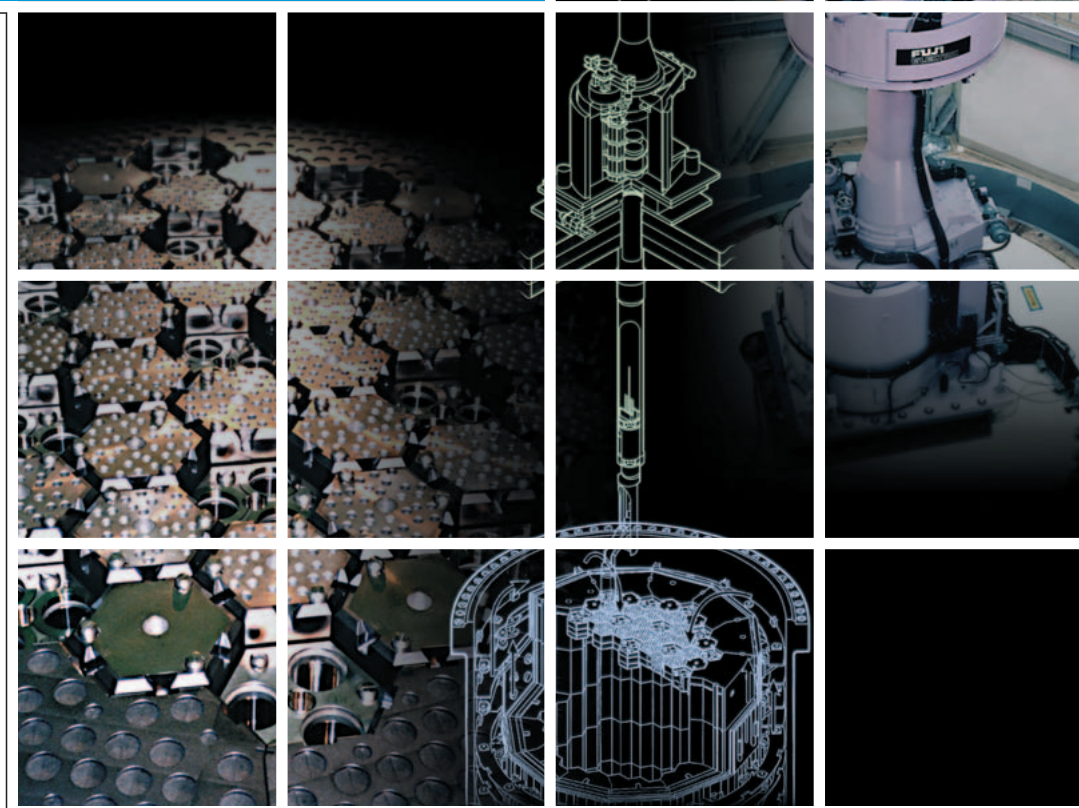
富士時報

FUJI ELECTRIC JOURNAL



1998 VOL. 71

高温工学試験研究炉(HTR)特集



私たち富士電機は、 地球環境に調和した、地球資源を大切に する革新テクノロジーの開発に取り組んでいます。

FUJII
ELECTRIC

富士電機は、わが国で初めての商用原子力発電所「東海発電所」の建設に携わって以来、ナショナルプロジェクトの一翼を担って各種原子力分野の開発事業に取り組んでまいりました。これからは、地球社会の環境に調和した、21世紀の新しい原子力事業に向けて「豊かさへの貢献」「創造への挑戦」「自然との調和」を基本理念に、高温ガス炉などの斬新な技術開発に挑み、豊かな社会作りに貢献してゆきます。



富士時報

FUJI ELECTRIC JOURNAL

高温工学試験研究炉 (HTTR) 特集

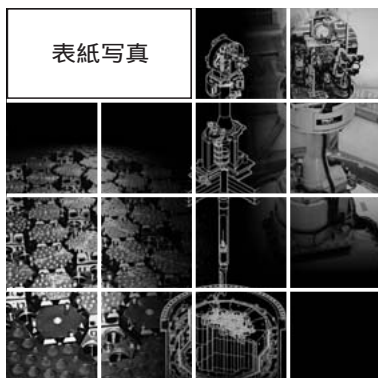
4

1998 VOL. 71

目次

原子力エネルギー利用拡大への期待 大瀬 克博	192 (2)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の建設 岡本 太志 ・ 小林 修 ・ 秋定 俊裕	193 (3)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の炉心設計 早川 均 ・ 木曾 芳広 ・ 徳原 一実	197 (7)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の安全評価 大橋 一孝 ・ 高田 英治	203 (13)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の炉内構造物の設計 辻 延昌 ・ 神坐 圭介 ・ 船口 進	207 (17)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の燃料取扱及び貯蔵設備の設計 田澤勇次郎 ・ 富塚 千昭 ・ 三木 俊也	212 (22)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の燃料交換機の設計 児玉 健光 ・ 相澤 秀之 ・ 田中 幸治	216 (26)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の燃取系計装制御設備 前園 伸也 ・ 塩見 忠康 ・ 笠川 勇介	221 (31)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の放射線管理設備 神谷 栄世 ・ 末安 彰 ・ 鎌田 学	225 (35)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の品質保証活動 高橋 正昭 ・ 淡路 久 ・ 小林 慎治	230 (40)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の機器の製作 菅野 政男 ・ 平田東四男 ・ 安藤 浩	235 (45)
高温工学試験研究炉 (HTTR) の現地工事 梅津 博幸 ・ 横田 修一 ・ 佐藤 卓充	239 (49)
技術論文社外公表一覧	206 (16), 220 (30)
最近登録になった富士出願	245 (55)

表紙写真



高温ガス炉は「固有の安全性」が高いこと、約 1,000 という高温の熱を取り出せることから、産業用熱源としての利用あるいは高効率発電など用途が豊富で、CO₂ 削減に寄与できるという優れた特徴を持っている。

高温工学試験研究炉 (HTTR) は、日本原子力研究所が開発を進め、建設してきたわが国で初めての高温ガス炉である。富士電機は各種の研究開発や大型構造機器実証試験ループ「HENDEL」の建設経験などを反映して本プロジェクトに参画し、原子炉本体 (炉内構造物)、燃料取扱及び貯蔵設備などの主要設備のほか放射線管理設備などを納入した。

表紙写真は、据付を完了した炉内構造物と燃料交換機の主要部分を示したものである。

原子力エネルギー利用拡大への期待

——高温工学試験研究炉（HTTR）の機器据付を完了して——

大瀬 克博（おおせ かつひろ）
常務取締役電力事業本部長



○原子力エネルギー利用拡大の重要性

1997年12月に京都で開催された「気候変動に関する国際連合枠組み条約」第3回締約国会議では、先進国に対する厳しい温暖化ガス排出削減量目標値が定められた。わが国においても、目標とされた1990年比6%減を達成するには、2010年までに最低20基の原子力発電所を建設することが必要と言われている。しかし、わが国における最終エネルギー消費のうち電力の占める割合は全体の3割にも満たない。また、世界における温暖化ガス排出を考えると、近年エネルギー需要増大の著しい東南アジア、中国などの寄与が非常に大きくなることが懸念されている。したがって、将来を見通した場合、原子力エネルギーを発電だけに利用していたのではCO₂排出削減に対する効果は限界があると思われる。

高温ガス炉は、1,000℃に近い高温のエネルギーを供給できるため、直接サイクルガスタービン発電により、45%を超える高効率発電が期待できるばかりでなく、産業用熱供給、石炭のガス化・液化、さらには究極のクリーンエネルギーと言われる水素の製造などに原子力エネルギーを利用することができる。また、高温ガス炉は、原子炉自体に備わる安全性（「固有の安全性」）に優れ、事故や人為的ミスに対して安心できる原子炉と言うことができる。このように優れた特性をもつ高温ガス炉は、来世紀の地球環境保全のための切り札の一つとなることが期待できる。

原子力エネルギーの利用拡大についての合意形成は、まだなされているとはいえないが、技術開発への取組みは続けていかなければならないと考えている。

○HTTR 機器据付の完了と HTTR への期待

当社は、国内初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR）の原子炉本体（炉内構造物など）、燃料取扱設備、放射線管理設備などの主要設備の据付および単体機能試験を完了し、1997年9月30日に日本原子力研究所殿（以下、原研殿）に納入した。

HTTRの建設計画は、1969年（昭和44年）に原研殿に

より開始された多目的高温ガス実験炉の設計研究に端を発している。当社は計画開始時点から原研殿に協力し、設計研究、研究開発を進めてきた。特に、プラント基本設計の中心となる炉心設計、安全設計・安全評価および原子炉設計を一貫して担当した。このうち炉心設計および安全設計・安全評価は、原研殿に協力する形で実施してきた。

ここに改めて、長期にわたる原研殿の計画推進のご努力とメーカーに対するご指導に感謝の意を申し述べたい。

HTTRは、世界で初めて950℃という高温の熱エネルギーを原子炉から取り出すことができ、これによって水素製造など、原子力熱利用の実証試験を行うことが計画されている。また、高温ガス炉の安全特性を実証する安全性実証試験も計画されている。

HTTRの運転および各種試験ならびにそれに伴う技術開発が世界の原子力熱利用実用化のさきがけとなり、地球環境問題解決のための一つの答えとなることを期待してやまない。

○高温ガス炉の実用化に向けて

当社は、FAPIG（第一原子力産業グループ）各社とともに日本唯一のガス冷却炉である日本原子力発電（株）殿向け東海発電所の建設に携わって以来、国の新型炉開発に協力するとともに、魅力ある特徴をもつガス冷却炉路線を追及してきた。現在当社は、米国GA社、ロシア原子力省、フランスのフラマトム社と共同で、高温ガス炉ガスタービン発電プラントの開発を進めている。このほか、中国では高温ガス実験炉の建設が進められているなど、HTTRの完成と相前後して、世界的に高温ガス炉開発の気運が出てきている感がある。

当社としても、FAPIG各社との協力のもとに、実用高温ガス炉発電プラントの実現をめざすとともに、HTTRによる熱利用技術開発に協力することにより、地球環境保全に貢献する原子力熱利用プラントの実現をめざし努力を続けていく所存である。

高温工学試験研究炉（HTTR）の建設

岡本 太志（おかもと ふとし）

小林 修（こばやし おさむ）

秋定 俊裕（あきさだ としひろ）

① まえがき

高温工学試験研究炉（HTTR）は、「高温ガス炉技術の高度化および高温における先端的基礎研究」を行うことを目的に日本原子力研究所（原研）が開発してきた、熱出力30 MW、原子炉出口冷却材温度 950 のわが国で初めて建設される高温ガス炉である。

HTTR は、1989年2月に設置許可申請を行い、約2年間の安全審査を経て、1990年11月に原子炉設置許可を取得し、1991年3月から原研大洗研究所内において建設が開始された。以来、工事は順調に進められ、1997年9月末に納入された。

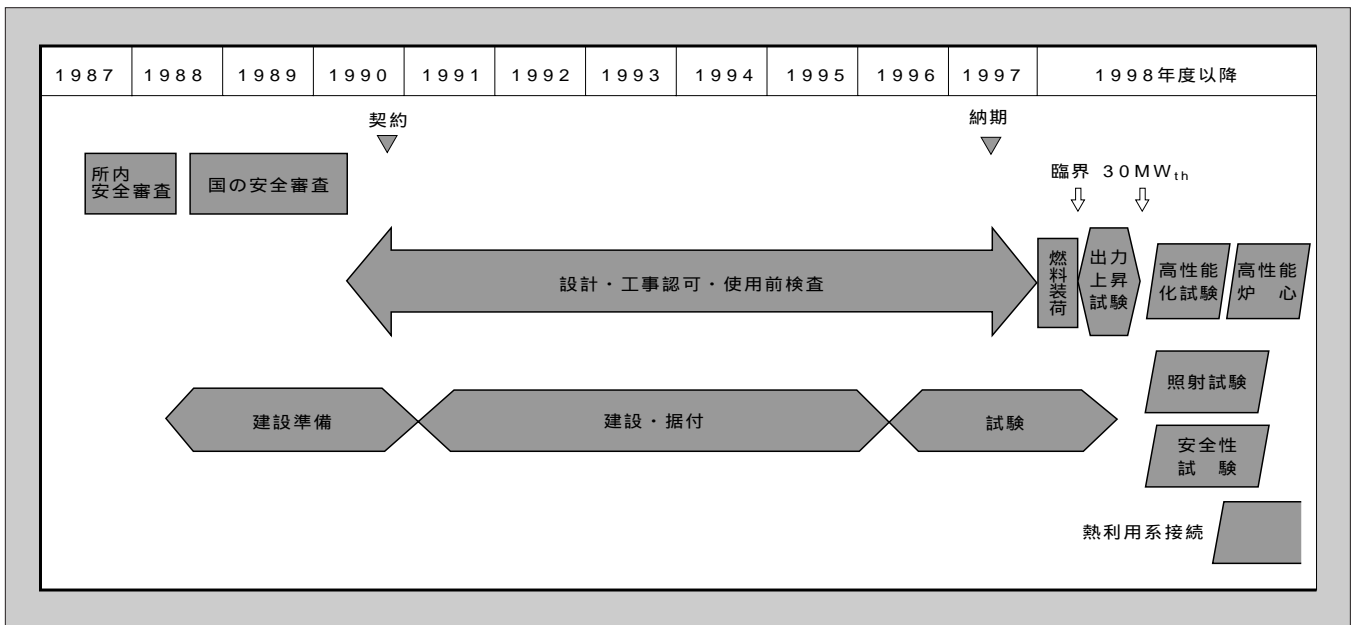
HTTR の建設・運転スケジュールを図1に示す。主要設備の設計・製作・建設にあたっては、原子力メーカー4社〔(株)東芝、(株)日立製作所、三菱重工業(株)、富士電機(株)〕が参画した。以下では、HTTR の概要と富士電機の果たした主要な役割について紹介する。

② 高温ガス炉開発の経緯

高温ガス炉の開発は、1959年（昭和34年）に発足したOECD（経済協力開発機構）のドラゴンプロジェクト以来、米国の実験炉「ピーチボトム炉」、原型炉「フォートセントブレイン炉」、あるいはドイツの実験炉「AVR」、原型炉「THTR-300」と長い歴史を有している。

わが国でも、原子力エネルギーの利用分野拡大の必要性が早くから認識され、原研が中心となって高温ガス炉の開発が進められてきた。原研では、1969年（昭和44年）に原子力エネルギーを発電以外に一般産業用熱源としても利用可能とする多目的高温ガス実験炉の設計検討を開始するとともに、高温ガス炉臨界実験装置「VHTRC」、大洗ガスループ「OGL-1」などを用いた炉物理、燃料・材料、高温機器などの研究開発が開始された。また、1978年（昭和53年）からは大型構造機器実証試験ループ「HENDEL」（Helium Engineering Demonstration Loop）による大型

図1 HTTR の建設・運転スケジュール



岡本 太志
高温ガス炉の安全設計・評価，エンジニアリング業務に従事。現在，電力事業本部原子力・環境事業部開発部長。



小林 修
高速増殖炉，高温ガス炉の開発設計に従事。現在，富士・川重原子力推進本部総括部長。



秋定 俊裕
原子力プラントの設計開発，エンジニアリング業務に従事。現在，富士・川重原子力推進本部 HTR プロジェクト部長。

表 1 HTTRの主要仕様

原子炉型式	黒鉛減速ヘリウム冷却熱中性子炉
原子炉熱出力	30 MW
原子炉入口/出口温度	395/850~950
1次冷却材圧力	4 MPa
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%)
燃料体型式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製 (2 $\frac{1}{4}$ Cr-Mo 鋼)
主冷却回路数	1ループ (中間熱交換器および加圧水冷却器)

構造機器の健全性に関する研究開発が開始され、並行して実験炉の詳細設計が開始された。

1987年 (昭和62年) 6月に、原子力委員会は「原子力開発利用長期計画」を改定した。この長期計画で高温工学試験研究炉は、次世代の原子力利用を開拓する先導的、基盤的研究として位置づけられ、その中核施設として「高温工学試験研究炉 (HTTR)」を建設するとの方針が示された。

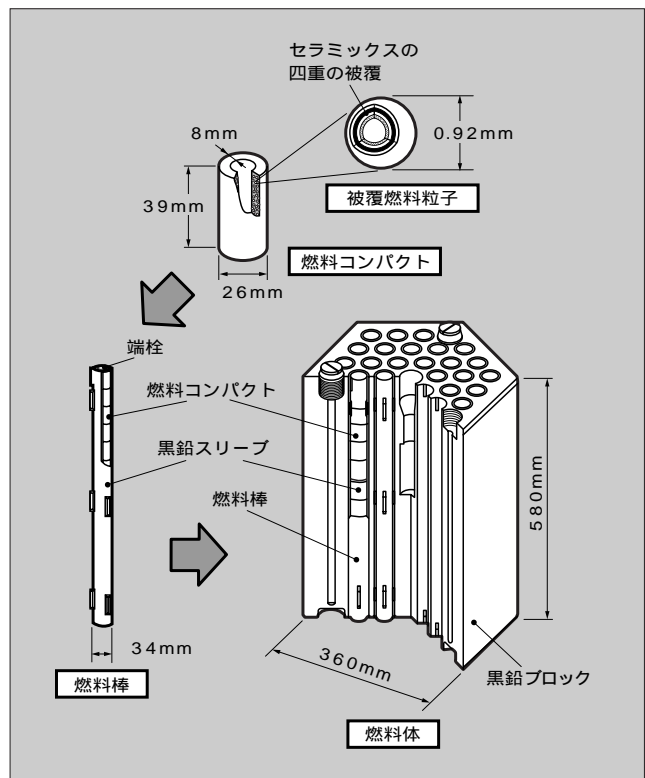
③ HTTR の建設

3.1 HTTR の概要

HTTR は、黒鉛減速ヘリウム冷却型の日本で初めて建設する高温ガス冷却炉であるとともに、世界で最も高温のヘリウムガスの炉外への取出し、高温ガス炉の固有の安全性の実証、高温における大型試料の照射を目的とした試験研究炉でもある。HTTRの主要仕様を表1に示す。冷却材には不活性で伝熱特性に優れたヘリウムガスが使用され、原子炉出口ガス温度は850 から段階的に上げ最終的に950 の高温をめざしている。

図2にHTTRの燃料体の構造を示す。高温ガス炉の燃料は、従来の原子炉の燃料、すなわち燃料ペレットを金属被覆管に収めた燃料とはまったく異なっており、高温に強いセラミックスで被覆した被覆燃料粒子を使用していることが大きな特徴の一つである。被覆燃料粒子は、直径約600 μmの二酸化ウラン燃料の周りを数十 μmの厚さの高密度熱分解炭素 (PyC) や炭化けい素 (SiC) のセラミックスの層で被覆したものである。これらのセラミック被覆層が金属被覆管と同様の放射能封じ込め機能を果たしている。これを黒鉛と混合して従来の燃料ペレットに相当するコンパクトに焼き固め、コンパクトを黒鉛の鞘 (さや) に入れ燃料棒としている。また、燃料棒を六角柱状の黒鉛ブロックに穴あけられた穴に挿入して燃料体を形成している。図3にHTTRの原子炉建家と原子炉本体を示す。炉心は、図3に示すようにこの六角柱状の燃料体と制御棒案内ブロックを積み上げた円柱状で半径方向、軸方向ともに黒鉛の反

図2 HTTRの燃料体の構造



射体ブロックにより囲まれている。冷却材のヘリウムガスは、原子炉容器下部の二重管の環状流路から395 で入り、原子炉圧力容器に沿って上昇する。その後、炉心内を下降し約850~950 に加熱されたヘリウム冷却材は二重管の内側の円管流路を通して炉外へ導き出される。図3の原子炉建家の鳥瞰 (ちょうかん) 図に示すように、原子炉は1次加圧水冷却器、中間熱交換器とともに原子炉格納容器の中に設置されている。また、原子炉建家内には、燃料交換機、使用済燃料貯蔵プールなどの燃料取扱設備が設けられている。主要システムの概要を図4に示す。1次冷却設備は中間熱交換器と1次加圧水冷却器を並列に配置し、原子炉で発生した熱は最終的に加圧水空気冷却器を通して大気へ放散される。また、異常時の除熱のため、補助冷却設備および炉容器冷却設備が設けられている。1次冷却設備の運転は、1次加圧水冷却器で20 MW、中間熱交換器で10 MWの除熱を行う並列運転と、1次加圧水冷却器だけで30 MWの除熱を行う単独運転の2種類がある。将来熱利用系の試験を行う際には、中間熱交換器に接続された2次ヘリウム冷却設備に代えて熱利用系を設置することになっている。

3.2 富士電機 の取組み

富士電機は川崎重工業 (株) との共同組織である富士・川重原子力推進本部を中心に、1969年の予備概念設計以降、原研の高温ガス炉の設計・研究開発に協力してきた。

高温構造機器の開発では、炉内構造物強度試験、炉心耐震試験、ブロック間シール特性試験、材料の熱特性試験など設計・製作に必要な要素技術の開発を行ってきた。また、自社内に高温高圧ヘリウムループを設置、機器の構造、信

図3 HTTR 原子炉建家と原子炉本体

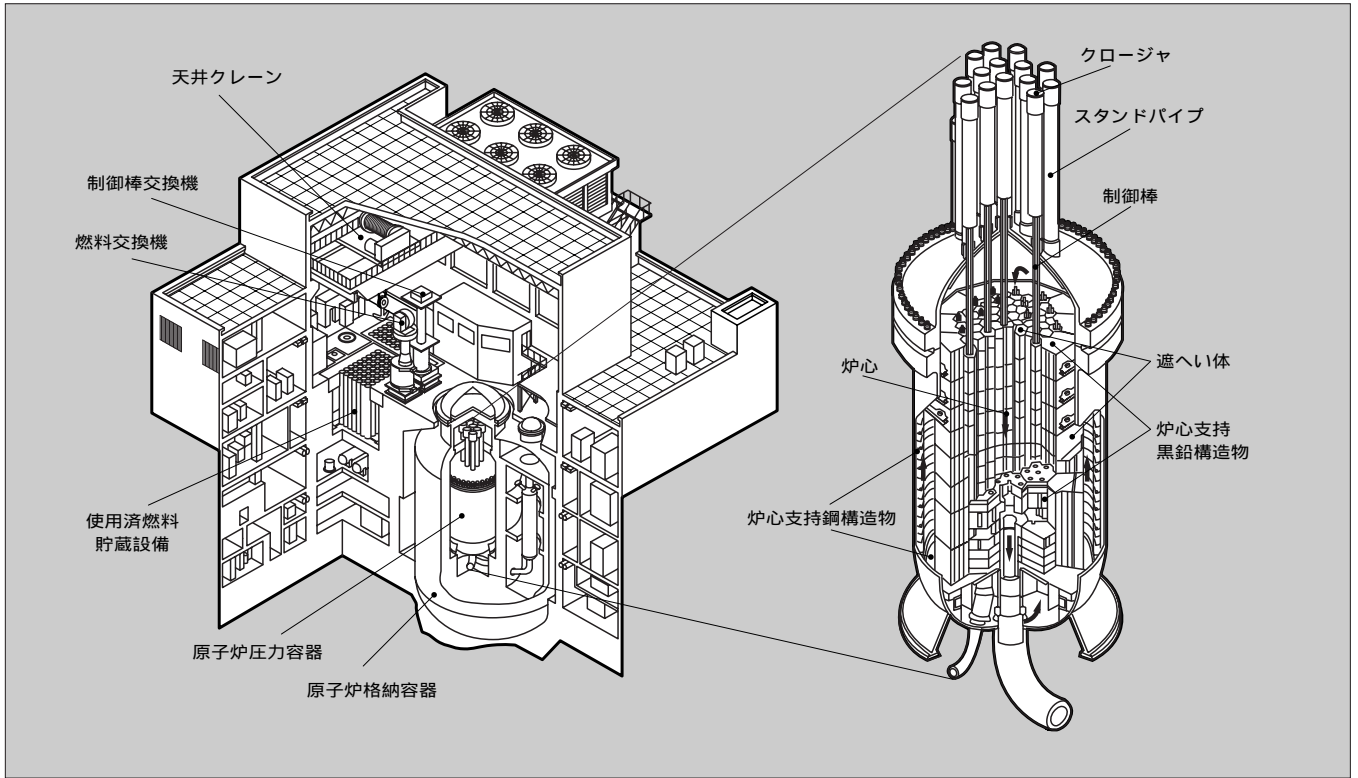
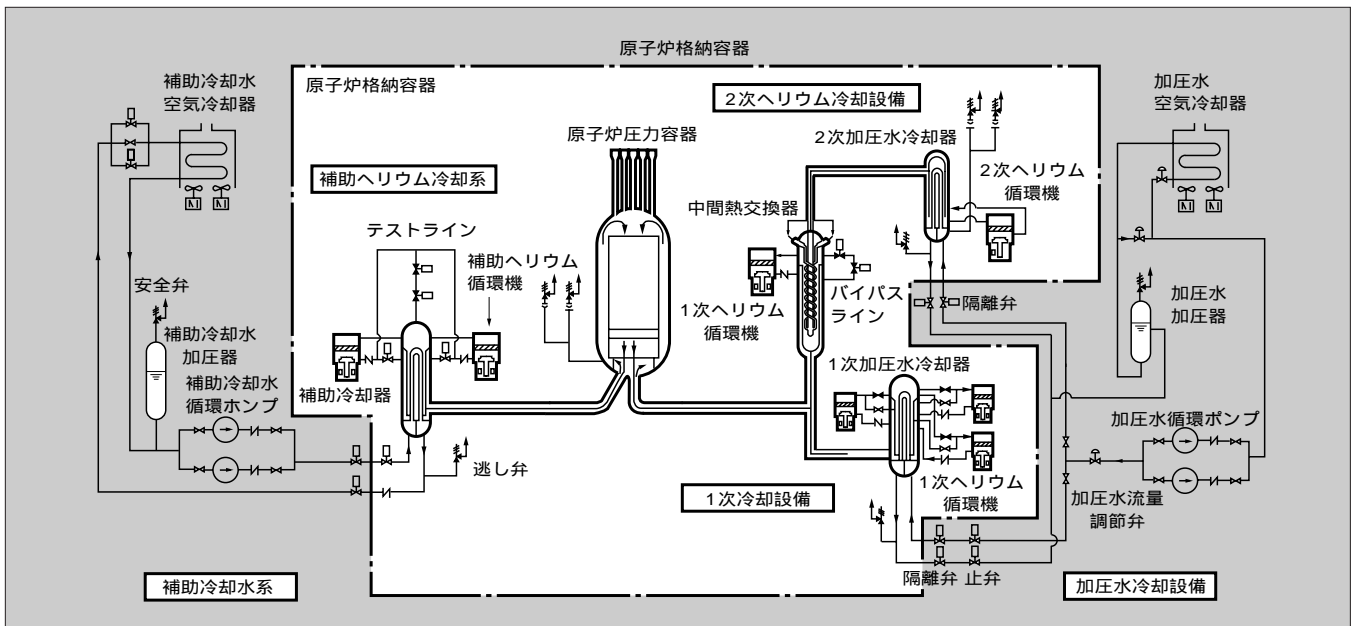


図4 主要冷却設備の系統図



頼性などの実証試験を行ってきた。

原研に建設された HTTR の各種高温構造機器の実証試験を行うためのヘリウムループ HENDEL では、富士電機はプラント全体のとりまとめとともに黒鉛構造物である「燃料体スタック実証試験部 (HENDEL-T1)」「炉内構造物実証試験部 (HENDEL-T2)」の設計・製作・据付を行い、大型構造機器の性能、健全性の実証に関する研究開発に協力してきた。ここで、HENDEL-T1 は炉心の冷却材流動特性を評価する目的で、また HENDEL-T2 は炉床部

構造を評価する目的で建設されたものである。これらの黒鉛構造物などの設計、製作、建設を通じて高温ガス炉の原子炉内構造物に関する貴重なデータと知見の蓄積を図るとともに、実機の設計・製作・据付にその成果を反映している。また、燃料取扱設備の主要機器である燃料交換機についても、原研からの委託研究によりモックアップ試験装置の設計・製作・試験を行い、データ、知見の蓄積を図り、その成果を実機設計へ反映している。

HTTR の主要設備は、国内の原子力メーカー 4 社が分

表2 富士電機担当のHTTR主要設備

原子炉設備	炉内黒鉛構造物 炉内鋼構造物 スタンドパイプクロージャ
原子炉補助設備	サーベイランス試験片保持装置
燃料取扱設備	使用済燃料貯蔵設備 燃料交換機 床上ドアバルブ ガス置換装置
原子炉計装設備	高温プレナム温度計装 炉心差圧計装
プロセス計装設備	原子炉格納容器内放射能計装 サービスエリア放射能計装
その他の計装設備	燃料取扱及び貯蔵設備計装制御設備
放射線管理関係設備	出入管理設備, 個人被ばくモニタリング設備など
放射線監視設備	排気モニタリング設備 作業環境モニタリング設備

担した。富士電機は川崎重工業(株)とともに、原子炉システム設計では炉心設計、安全解析を原研と共同で実施したほか、建設にあたっては副幹事会社業務を行うとともに炉内構造物、補助冷却設備、燃料取扱設備、放射線管理設備などを担当した。富士電機担当の主要設備を表2に示す。

また、富士電機内の主要製作工場における分担は下記のとおりである。

(1) エネルギー製作所

固定反射体ブロック、炉心拘束機構などの炉内構造物、燃料交換機、使用済燃料貯蔵設備、床上ドアバルブなどの燃料取扱設備の主要機器など。

(2) 東京システム製作所

燃料取扱及び貯蔵設備計装制御設備、放射線管理設備など。

(3) 神戸工場

電源設備など。

富士電機所掌の主要機器の大半はエネルギー製作所で製

作された。このため、原子力・環境事業部では原子力設計部にプロジェクト統括部門をおき、設計・製作・現地・品質保証など関連部門が一体となったプロジェクト推進、品質保証活動が実施できる運営体制とした。また、現地工事にあたっては、プロジェクト統括部門のもとに「富士電機HTTR原子炉施設建設事務所」を開設、工場から現地まで一貫したチームによる組立・試験の実施など、本部の設計・製造・品質保証部門との緊密な連携による運営を図った。

3.3 建設工事の概要

HTTRの建設工事は図1に示すとおり、1991年3月の着工以来、土木、建築、機電の各工事が順調に進み、予定どおり1997年9月に顧客へ納入された。

富士電機では、1992年4月に現地建設事務所を開設して埋込金物の設定を開始した。1993年12月には使用済燃料貯蔵設備の上ぶたの据付を、1995年3月には貯蔵ラックの据付を行った。炉内構造物は、1995年4月から据付を開始、同年9月に完了した。また、燃料交換機は1995年12月に現地搬入後、1994年に現地組立・調整試験を行い、1997年4月に原子炉との組合せ試験を完了した。

4 あとがき

本特集号は、日本原子力研究所殿に協力し富士電機が取り組んできたHTTRのための研究開発、設計、品質保証、製作、建設などについて概要を紹介するものである。現在、HTTRは初臨界に向け各種試験、準備が行われているところである。

富士電機は、これらについても引き続き協力をするとともに、高温ガス炉の実用化に向けてその成果を反映したいと念願するものである。



高温工学試験研究炉（HTTR）の炉心設計

早川 均（はやかわ ひとし）

木曾 芳広（きそ よしひろ）

徳原 一実（とくはら かずみ）

1 まえがき

富士電機は、川崎重工業（株）とともに、日本原子力研究所に協力して、高温工学試験研究炉（HTTR）の原子炉設計の中心となる炉心設計を担当した。本稿では炉心の概要を説明し、核設計、熱流動設計の各炉心設計を紹介する。

2 炉心の概要

炉心の主要諸元および性能を表1に、炉心の水平断面図を図1に、燃料体の概略構造図を図2に示す。

表1 炉心の主要諸元および性能

項目	諸元	
熱出力	30 MW	
炉心平均出力密度	2.5 MW/m ³	
炉心等価直径	2.3 m	
炉心有効高さ	2.9 m	
可動反射体等価厚さ	約0.35 m	
炉心上部反射体厚さ	1.16 m	
炉心下部反射体厚さ	1.01 m	
固定反射体等価厚さ	約0.65 m	
ウラン燃料平均濃縮度	6 wt%	
燃料交換方式	1バッチ方式	
燃料炉内滞在期間	660日（全出力運転）	
燃料装荷量	約900kg（ウラン）	
出力ピーキング係数	軸方向1.7/径方向1.1	
	高温試験運転時	定格運転時
原子炉入口冷却材温度	395	395
原子炉出口冷却材温度	950	850
冷却材流量	10.2 kg/s	12.4 kg/s
冷却材圧力	4.0 MPa	4.0 MPa
冷却材圧力損失	6.5 kPa	8.8 kPa
公称燃料最高温度	1,320	1,190
炉心内冷却材流れ方向	下向流	

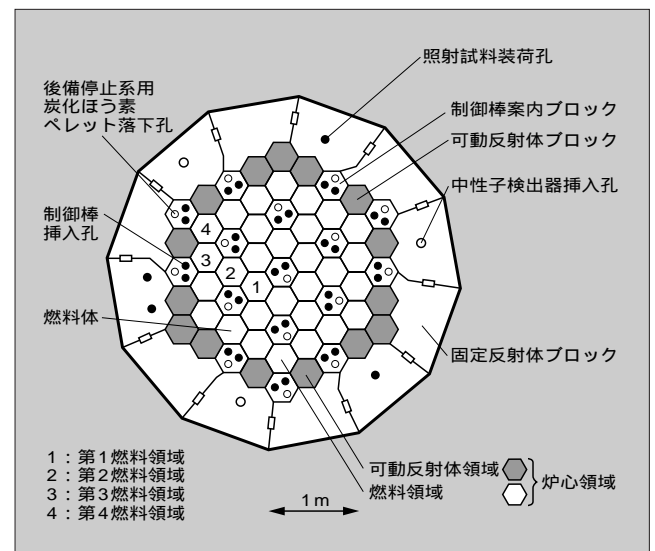
炉心は、平径（ひらけい：対面間の距離）36 cm，高さ58 cm の六角柱状黒鉛ブロックである燃料体，可動反射体および制御棒案内ブロックを積み重ねたものである。鉛直方向の積層ブロック1列をカラムと呼ぶ。燃料カラムは、軸方向に積層された5体の燃料体，その上下各2体ずつの可動反射体で構成されている。炉心は30の燃料カラムと7つの制御棒案内カラムで構成され，その周囲を15の可動反射体カラムと9つの制御棒案内カラムが囲んでいる。さらにその外側には，厚さ約65 cm，高さ約90 cm の黒鉛製の固定反射体が配置されている。

燃料体には，直径41 mm の燃料棒挿入孔が，炉心中央部燃料体で33孔，炉心外周部燃料体で31孔あけられており，その内部に外径34 mm の燃料棒が挿入されている。

燃料棒は，燃料コンパクトと燃料スリーブで構成されている。燃料コンパクトは，二酸化ウランの燃料核を熱分解炭素，炭化けい素の薄い層で四重に被覆した，直径約1 mm の TRISO 型被覆燃料粒子を，黒鉛粉末，バインダと混合して，中空円筒状に成形，焼結したものである。

冷却材ヘリウムは，固定反射体と圧力容器の間を上昇し

図1 炉心の水平断面図



早川 均

高温ガス炉の炉心設計・安全設計およびプロジェクトとりまとめに従事。現在，電力事業本部原子力・環境事業部副事業部長。



木曾 芳広

高温ガス炉の炉心熱・流動設計に従事。現在，富士電機原子力エンジニアリング 株 開発部主査。



徳原 一実

高温ガス炉の核・遮へい設計に従事。現在，富士電機原子力エンジニアリング 株 開発部主任。

図2 燃料体の概略構造図

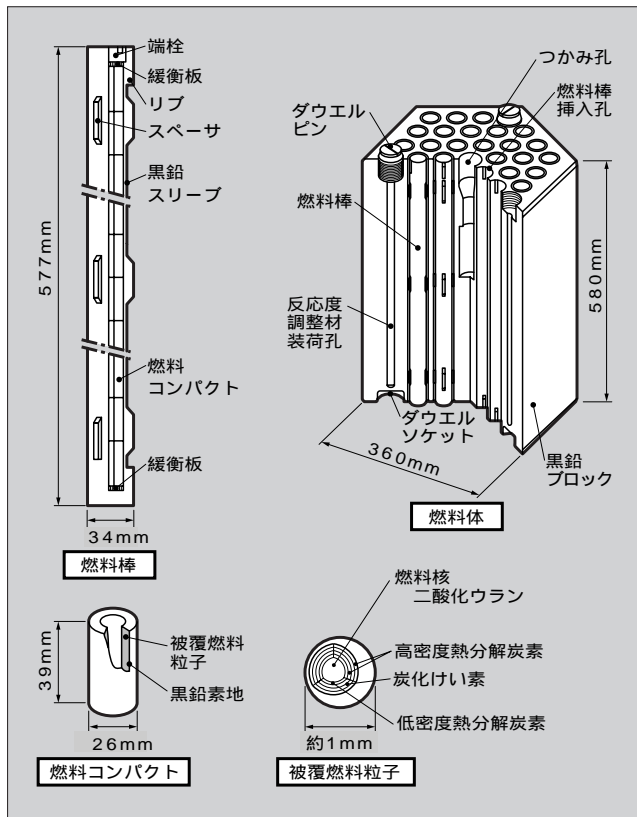
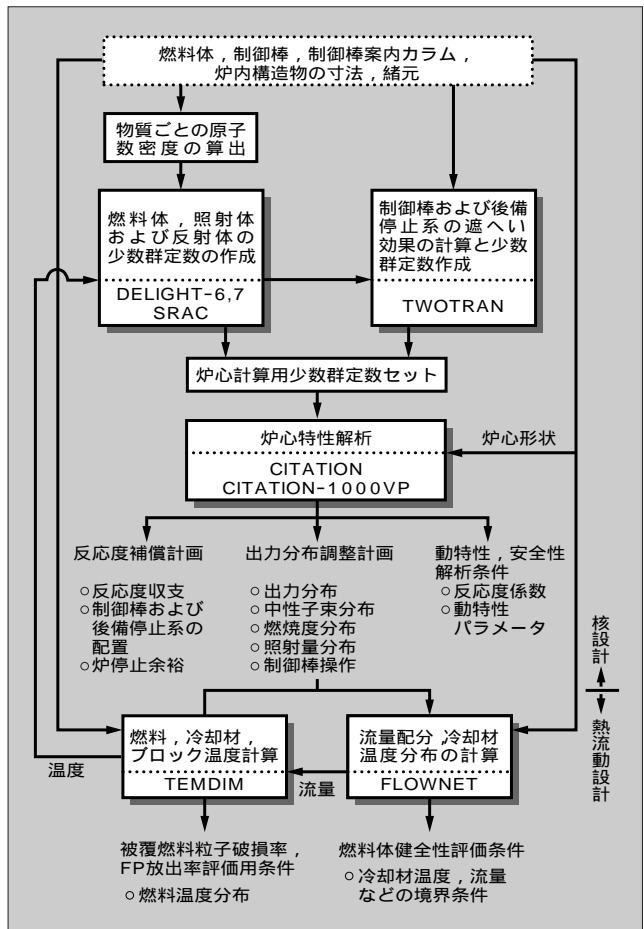


図3 炉心設計計算コードシステム



て原子炉の上部プレナムに達する。その後、炉心に流入して、燃料体の燃料棒挿入孔と燃料棒との間のすきまを流れて炉心を冷却し、下部から高温プレナムに流出する。

原子炉入口/出口冷却材温度は定格運転で 395/850 ，原子炉外への安定な高温熱の取出しに関する技術基盤確立のための高温試験運転では 395/950 である。また、炉心配置はこれまで説明した基準炉心のほかに、高性能燃料体、照射試験物を試験するための照射炉心がある。本稿では、誌面の関係上、基準炉心に限定して記述する。

③ 炉心設計

炉心設計は、炉心の核的諸元や反応度制御計画などを定める核設計と、炉心の熱・流動上の諸元や冷却材流量配分計画などを定める熱流動設計から成る。

3.1 核設計

3.1.1 概要

炉心設計計算コードシステムを図3に示す。

炉心の核計算では、まず、多群格子計算により燃料部および黒鉛ブロックの少数群定数セットを作成した。次にその群定数セットを用いて、三次元拡散計算を実施し、出力分布を中心とする核特性を求めた。少数群定数作成用の解析コードには、共鳴計算において燃料粒子およびペレット形状の二重非均質性を考慮した格子計算コード DELIGHT^(2,3)、SRAC⁽⁴⁾を使用した。ただし、詳細な取扱いが必要な制御棒および後備停止系の遮へい因子の計算には、汎用二次元輸

送計算コード TWOTRAN⁽⁵⁾を使用した。三次元拡散計算には、汎用の CITATION の容量を拡張してベクトル化した CITATION-1000VP⁽⁶⁾を使用した。

核設計では、反応度補償計画、出力分布調整計画などを実施した。HTTR 炉心の高温の出口ガス温度 950 を達成するためには、燃料温度低減のための出力分布の最適化が最も重要である。本稿では、出力分布調整計画のうち、富士電機が中心となって実施した出力分布の最適化について紹介する。また、HTTR 炉心の核特性の概要についても紹介する。

3.1.2 出力分布の最適化

燃料温度低下のため、炉心径方向、軸方向とも多領域燃料装荷を採用し、全炉心同時の燃料交換を行う、1 バッチ燃料交換を採用した。さらに、燃焼期間を通じて余剰反応度を適切に保ち、制御棒挿入に伴う大きな出力分布のひずみを低減させるため、炭化ほう素と黒鉛を焼結した、ペレット状の可燃性毒物（以下、BP と略称）を燃料ブロックに装荷した。

(1) 燃料濃縮度の調整

燃料温度は、出力分布を軸方向に指数関数分布とし、径方向に平坦な分布とすることで低減できる^(7,8,9)。軸方向出力分布の最適化として、炉心を軸方向の 5 層に分割し、各層ごとに燃料ウランの濃縮度を調整して、出力分布を炉心上部から下部に向かって出力が指数関数的に減少する分布に

表2 燃料および反応度調整材の炉心内装荷

(基準炉心)

上からの段数	燃料濃縮度 (約wt%)				反応度調整材 ^{*2} 諸元		
	1	2	3	4	直径 (約mm)	天然ほう素濃度 (約wt%)	ブロック内装荷孔数
1	6.7	7.9	9.4	9.9	14	2.0	3
2	5.2	6.3	7.2	7.9	14	2.5	3
3	4.3	5.2	5.9	6.3	14	2.5	3
4	3.4	3.9	4.3	4.8	14	2.0	3
5	3.4	3.9	4.3	4.8	14	2.0	3

*1: 領域番号は図1に示すとおりである。

*2: 反応度調整材は炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成体であり、装荷高さは最大500mmである。

表3 反応度制御計画

項目	% k
Xe, Sm	~ 3
燃 焼	~ 2
温 度	~ 7
運 転 余 裕	~ 0.3
照 射 余 裕	~ 2
余剰反応度 (BOL) ^{*1}	~ 4.3
余剰反応度 (EOL) ^{*2}	~ 2.3

*1: 燃焼初期の定格時に必要な最小余剰反応度

*2: 燃焼末期の定格時に必要な最小余剰反応度

近づけた。また、径方向出力分布の最適化としては、径方向の各燃料カラムごとに燃料濃縮度を調整し、出力分布を平坦化した。外周に近い燃料カラムほど中性子の漏れが大きいため、炉心中心部から外周に向けて燃料濃縮度が大きくなるよう調整した。このように調整した燃料濃縮度配分を表2に示す。

(2) BPによる反応度調整

燃料を長期にわたり燃焼させるためには、燃焼初期に余剰反応度が必要である。この余剰反応度を制御棒だけで補償しようとする、炉心に制御棒を深く挿入しなければならない。この場合、軸方向の出力分布は制御棒の深い挿入によってひずんでしまう。これに対し、燃料ブロックにBPを装荷し、余剰反応度の大部分を補償すれば、燃焼期間を通じて制御棒の挿入度を浅くすることが可能であり、出力分布も制御棒でひずむことが少なくなる。BPは出力が大きい場所ほど燃焼の進行とともに補償量が早く減少するため、燃料ブロックへの装荷量は出力の大きさに応じて2種類とした。すなわち、軸方向出力が相対的に大きな第2層と第3層には、吸収効果の大きなBPを装荷した。BPの直径と濃度は、表3に示す炉心の反応度制御計画に従い、燃焼初期と末期の炉心の余剰反応度、および燃焼途中でのBPの反応度回復量が最適化されるように設定した⁽¹⁰⁾。このようにして設定したBPの諸元と反応度特性を、それぞれ表2と図4に示す。

3.1.3 HTTRの核特性

前項のように出力分布を最適化した炉心の主要な核特性

図4 定格運転時の余剰反応度の変化

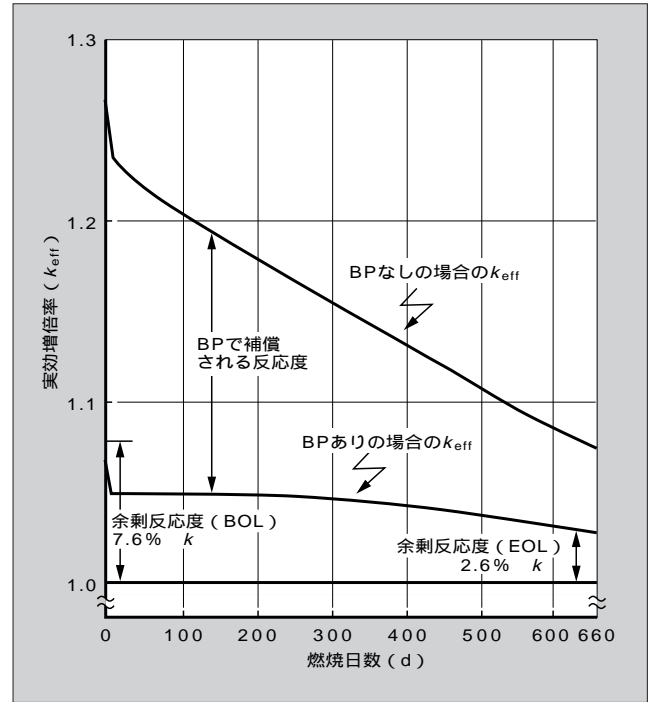


表4 主要な核特性

余剰反応度	温度効果とFP蓄積	0.088 k/k
	燃 焼	0.043 k/k
	反 応 度 余 裕	0.018 k/k
	不 確 か さ	0.016 k/k
合 計		0.165 k/k
炉停止余裕	制御可能な反応度	> 0.18 k/k
	制御すべき反応度	< 0.165 k/k
	炉停止余裕	> 0.015 k/k
	後補停止系	
	制御可能な反応度	> 0.18 k/k
	制御すべき反応度	< 0.088 k/k
	炉停止余裕	> 0.092 k/k
最大反応度添加率		2.3×10^{-4} k/k/s
燃 焼 度	平 均	22Gwd/t
	最 大	33Gwd/t
反応度係数	燃料温度係数	$-(1.5 \sim 4.6) \times 10^{-5}$ k/k/
	減速材温度係数	$(-17.1 \sim 0.99) \times 10^{-5}$ k/k/
	出力係数	$-(2.4 \sim 0.4) \times 10^{-3}$ k/k/MW
出力キーピング係数	半 径 方 向	1.1
	軸 方 向	1.7

を表4に示す。HTTRの出力係数は負であり、出力の上昇に対し固有の安全性を有している。

(1) 反応度制御

原子炉の運転に必要な燃焼初期の反応度は、低温停止の状態から運転状態に移行する際の、温度上昇による反応度低下、中性子を吸収する核分裂生成物の蓄積による反応度低下、燃料の燃焼による反応度低下などを補償するために必要な16.5% k/kである。また、燃焼末期には、運転

図5 代表的燃焼時点の軸方向出力分布

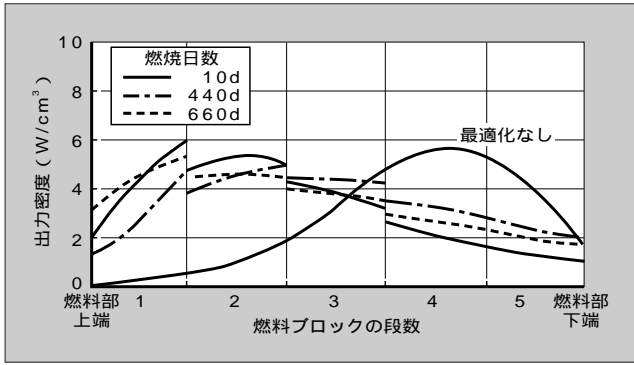
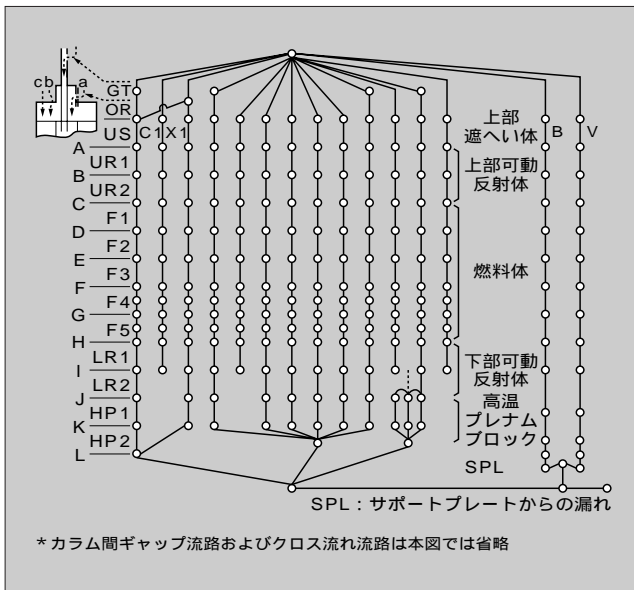


図6 軸方向の流路モデル

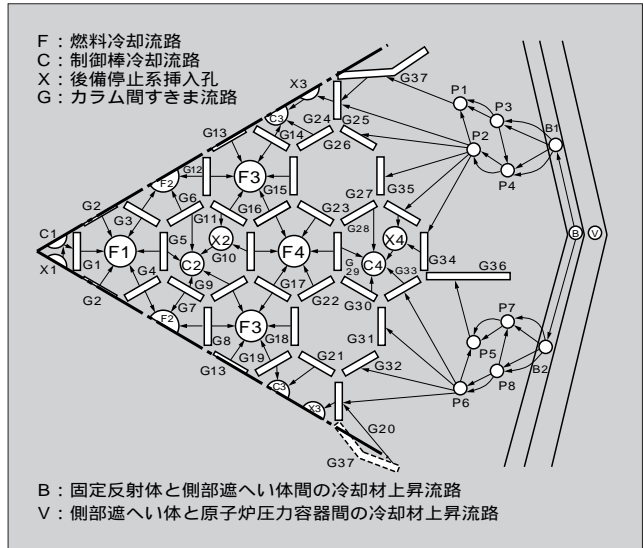


余裕などとして 1.8% k/k の反応度が必要になる。これらの条件を満足し、BP の使用を考慮すると、燃焼初期で 11.3% k/k の反応度が BP により補償されていることになる。そのため、原子炉運転時に制御棒で補償する必要のある最大反応度は、この反応度に相当する分、BP を使用しない場合に比べ大きく減少している。また、原子炉を停止するには、炉停止余裕として 1% k/k 以上が必要であるが、制御棒あるいは後備停止系で制御できる反応度は 18% k/k 以上確保されているため、原子炉を確実に停止することが可能である。

(2) 出力分布

代表的な燃焼時点における軸方向の出力分布を(7)(9)に示す。炉心上部の第1層の出力密度が低下しているのは、制御棒挿入と中性子の漏れによるものである。燃焼初期から燃焼末期までの出力密度の変化は、各層で 20% よりも小さい。したがって、最適化した出力分布は、燃焼期間を通じて維持されている。なお、定格運転時には、制御棒は燃料を装荷している炉心高さの約 5% までしか挿入されていない。また、炉心の平均出力に対する各燃料カラムの平均出力の比として定義される径方向出力ピーキングは、燃焼期間を通じて 1.1 以下に抑えられており、半径方向の出力

図7 水平方向の流路モデル



分布は十分平坦化されている。

3.2 熱流動設計

熱流動設計は、流量配分設計と熱設計とに分類される。以下では、各設計およびその解析手法を簡単に説明し、HTTR 炉心熱流動特性を紹介する。

なお、流量配分設計は富士電機が、熱設計は川崎重工業(株)がそれぞれ中心となって実施したものである。

3.2.1 流量配分設計

原子炉は、黒鉛ブロックの積層構造物であり、製作・据付公差、熱・照射変形によりすきまを生じる。そのため、炉心冷却材流れには、燃料棒冷却流路や制御棒冷却流路を流れ、冷却に寄与する本来の流れのほかに、冷却に寄与しないバイパス流れが存在する。この流れは、固定反射体ブロック間のすきまを通り、固定反射体の外側から高温プレナムなどに流れ込む流れ、燃料体などのカラム間のすきまの流れ、燃料体などの積層面間を流れるクロス流れである。流量配分設計では、燃料温度を低く保ちつつ、高温の炉心出口温度を得るため、バイパス流れを極力低く抑え、燃料体、制御棒など各炉心構成要素の発熱に応じた、適正な冷却材流量配分を計画し、構造設計に反映するため、炉心流量配分解析を実施した。

(1) 流量配分解析

流量配分解析では、富士電機が開発した流路網解析コード FLOWNET を使用した。FLOWNET では、炉心の軸方向、水平方向流路を、一次元流路として組み合わせた流路網で、流路間の伝熱は、等価な熱伝導率、熱伝導距離などを有する伝熱路でモデル化している。軸方向、水平方向の流路モデルを図6、図7にそれぞれ示す。

燃料体の冷却材流路、シール要素を設置した固定反射体ブロック間および高温プレナムブロック間のすきまの流路、ブロックの積層面間のクロス流れ流路などのデータは、模擬燃料体伝熱流動試験⁽¹²⁾、シール要素性能試験⁽¹³⁾、模擬炉床部流動特性試験⁽¹⁴⁾、2ブロッククロス流れ試験⁽¹⁵⁾などで評価した

図 8 流量配分の解析結果例

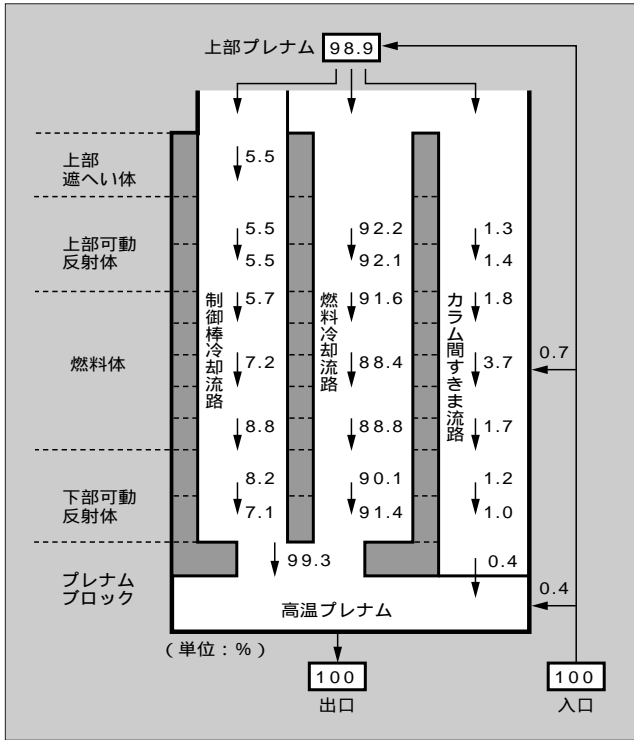
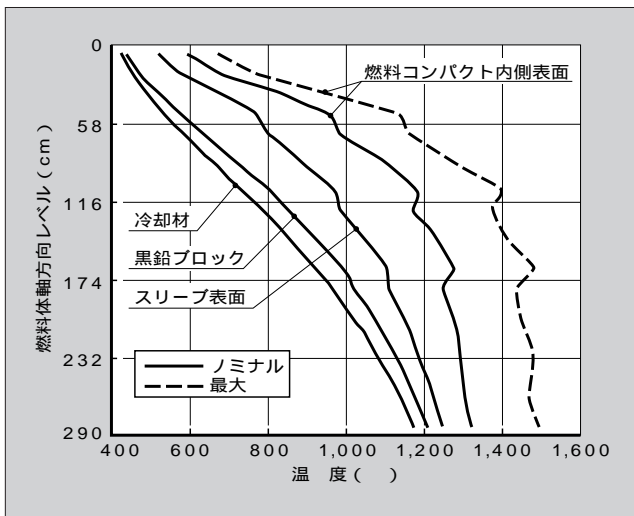


図 9 燃料温度の軸方向分布



圧力損失特性相関式を使用した。さらに、富士電機内で実施した、各ブロック単体の流動特性試験結果も流量配分解析に反映した。また、燃料体カラム間ギャップ幅、クロス流れ流路幅は、ブロックの熱・照射変形解析に基づき評価した。

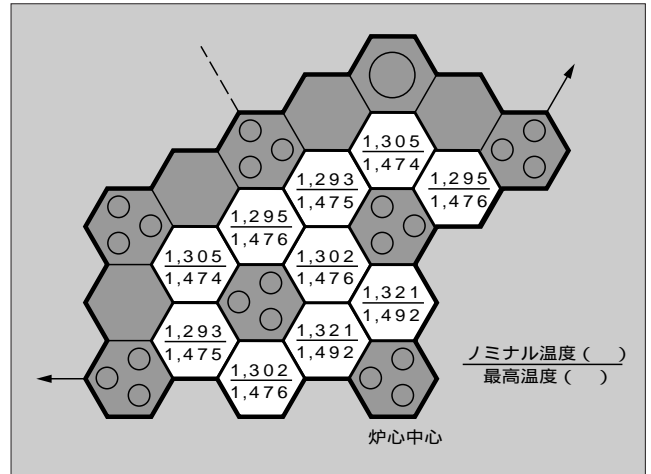
以上のモデル、データを使用して、HTTR の炉心内の圧力分布、流量配分、冷却材温度分布を解析した。

流路網解析コード FLOWNET は、炉内構造物実証試験 HENDEL-T2 などの試験解析で、その妥当性が検証された。

3.2.2 熱設計

熱設計では、核設計、流量配分設計結果および構造諸元に基づき、燃料温度解析を実施し、燃料温度を評価して、

図 10 燃料温度の径方向分布



その結果を燃料諸元、流動諸元や各設計での諸計画に反映させた。

(1) 燃料温度解析

燃料温度解析では、流量配分解析から得られた 1 次冷却材流量や核設計で得られた出力分布などをもとに、二次元燃料温度解析コード TEMDIM⁽¹⁷⁾により、燃料温度分布を解析した。燃料温度計算モデルは、燃料コンパクト、燃料コンパクトと黒鉛スリーブ間のギャップ、黒鉛スリーブおよび冷却材流路からなる同心円状の多重円筒モデルで、燃料棒を半径方向および軸方向に細分割し、各部の温度上昇に工学的安全係数を考慮したものである。

工学的安全係数とは、燃料温度評価に対して、設計上考慮すべき不確定要因である燃料温度解析条件の不確かさや誤差を評価し、温度解析に反映したものである。製作公差、熱流動関係諸定数のばらつきなどの統計的な性質をもつランダム因子と、出力分布、流量配分の不確かさ、原子炉熱出力測定誤差などの系統的な性質を有するシステムティック因子で構成されている。工学的安全係数は、流量配分解析、炉内温度解析などにおいて、パラメータサーベイを実施して設定した。

3.2.3 HTTR の熱流動特性⁽⁸⁾

HTTR の熱流動特性のうち、以下では流量配分と燃料温度について紹介する。

(1) 流量配分

流量配分解析結果の一例を図 8 に示す。燃料体の冷却材流量割合は、クロス流れによって軸方向に変化する。この軸方向の最少流量を炉心有効流量と呼び、燃料温度解析では、この流量に工学的安全係数を考慮して燃料冷却流量とした。

定格運転時の 1 次冷却材全流量 12.4 kg/s のうち、炉心有効流量は約 11.0 kg/s が配分され、制御棒冷却流量は約 0.7 kg/s が配分されている。高温試験運転時には、1 次冷却材全流量 10.2 kg/s のうち、炉心有効流量は約 9.0 kg/s が配分され、制御棒冷却流量は約 0.6 kg/s が配分されている。残りの流量は炉心構成要素、炉内構造物のすきまなどを流れている。

(2) 燃料温度

燃料温度解析結果のうち、燃焼を通じた燃料最高温度発生時点の、燃料最高温度の軸方向分布を図9に、径方向分布を図10に示す。図9の破線、図10の最高温度は、ノミナル温度に前述の工学的安全係数を考慮した値で、現実的に考へる最高温度を示している。燃料最高温度は、高温試験運転時に生じ1,492 である。また、定格運転時の燃料最高温度は1,420 である。この温度は、通常運転時における熱的制限値1,495 以下であり、燃料の健全性は確保されている。

4 あとがき

HTTRの特長は、出口ガス温度が高いこと(950)である。この高い出口ガス温度の達成が炉心設計の課題であった。

核設計では、多領域での燃料濃縮度の調整、BPを利用した制御棒挿入度の低減により、出力分布を最適化した。

熱流動設計では、冷却に寄与しないバイパス流れを抑えるべく流量配分を計画して構造設計に反映し、設計上の不確定要因を考慮した工学的安全係数を用いて燃料温度評価を実施した。

以上により燃料温度の低下が実現され、出口ガス温度950 が達成された。最後に、本炉心設計にあたり、多大なるご指導をいただいた日本原子力研究所の関係各位に対し、厚く謝意を表する次第である。

参考文献

- (1) 早川均ほか：高温工学試験研究炉炉心設計の主な特徴と設計手法の検証，FAPIG，No.127 (1991)
- (2) 山下清信ほか：高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-6 (Revised)，JAERI-M 85-163 (1985)
- (3) 新藤隆一ほか：高温ガス冷却炉・格子燃焼特性解析コード DELIGHT-7，JAERI-M 90-048 (1990)
- (4) Tsuchihashi, K. et al. : Revised SRAC Code System. JAERI-1302 (1986)
- (5) Lathrop, K. D. ; Brinkley, F. W. : TWOTRAN- An Interfaced Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-Dimensional Transport. LA-4848-MS (1973)
- (6) 原田裕・山下清信：高温工学試験研究炉の炉心核特性解析コード CITATION-1000VP，JAERI-M 89-135 (1989)
- (7) Yamashita, K. et al. : Optimization of Power Distribution to Achieve Outlet Gas-Coolant Temperature of 950 for HTTR. J. Nucl. Sci. Tech. Vol.29, No.5, p.472-481 (1992)
- (8) Saito, S. et al. : Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR). JAERI 1332 (1994)
- (9) Yamashita, K. et al. : Nuclear Design of the High-Temperature Engineering Test Reactor (HTTR). Nucl. Sci. Eng. Vol.122, p.212-228 (1996)
- (10) 山下清信ほか：高温工学試験研究炉におけるウラン濃縮度配分及び反応度調整材の最適設計，JAERI-M 89-118 (1989)
- (11) 鈴木邦彦ほか：多目的高温ガス実験炉における炉内流動特性解析，FAPIG，No.102, p.2-8 (1982)
- (12) 高瀬和之ほか：高温ガス実験炉燃料体の伝熱流動試験()，日本原子力学会誌，Vol.28, No.5, p.428-435 (1986)
- (13) 鈴木邦彦ほか：多目的高温ガス実験炉の炉心シール性能データ，JAERI-M 85-183 (1985)
- (14) 国富一彦ほか：炉内構造物実証試験部 (HENDEL-T2) における漏洩量の計測試験と解析，日本原子力学会誌，Vol.30, No.7, p.617-623 (1988)
- (15) 滝塚貴和ほか：多目的高温ガス実験炉炉心のクロス流れ()，日本原子力学会誌，Vol.27, No.4, p.347-356 (1985)
- (16) 丸山創ほか：炉内流動解析コード FLOWNET の検証，JAERI-M 88-138 (1988)
- (17) 丸山創ほか：燃料温度解析コード TEMDIM の検証，JAERI-M 88-170 (1988)
- (18) 丸山創ほか：高温工学試験研究炉炉心燃料最高温度計算用工学的安全係数の評価，JAERI-M 88-25 (1988)

高温工学試験研究炉（HTTR）の安全評価

大橋 一孝（おおはし かずたか）

高田 英治（たかた えいじ）

1 まえがき

原子炉施設の設計・建設にあたっては、当該原子炉施設が所定のプラント性能を発揮することに加えて、当該施設が十分な安全性を有するようにしなければならない。原子炉施設の基本設計において十分な安全性が確保されていることを確認し、施設の建設を許可するために行われるのが国の安全審査である。安全審査においては、原子炉の安全性の確認のために原子炉プラントを構成する種々の設備の設計の妥当性の審査などに加えて、原子炉において異常・事故の発生を想定した場合の影響評価を行い、その場合でも安全性が保たれていることを確認するための審査が行われる。これが原子炉の安全評価であり、個々の設備の設計結果を踏まえてプラント全体としての安全性を最終確認することが目的とされている点からも、安全審査において最も重要な審査項目といつてよい。

高温工学試験研究炉（HTTR）の安全評価は、開発主体である日本原子力研究所（原研）を主体とし、メーカー側から富士電機および川崎重工業（株）が協力する形で実施さ

れた。本稿では、そのうちの富士電機担当分の評価を中心に紹介する。

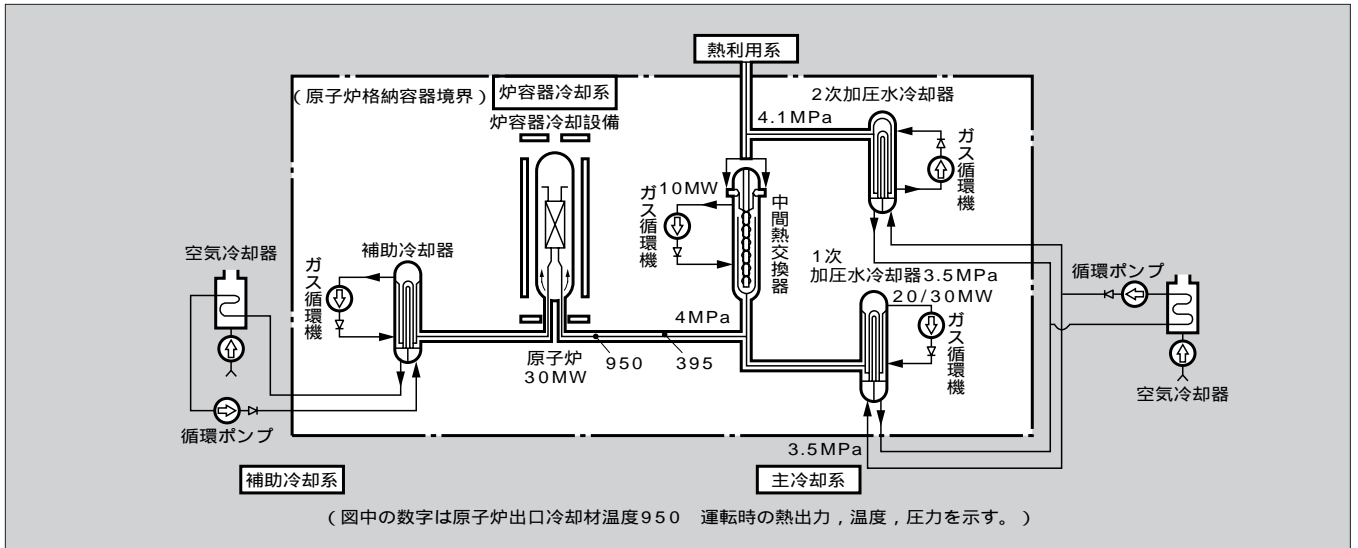
2 HTTRの安全評価で想定した異常・事故

原子炉における「安全」とは、原子炉内に主に存在する多量の放射性物質の環境への放出を防止・抑制することにより、施設周辺の一般公衆に対して異常な放射線被ばくを与えないことである。

HTTRの場合、燃料の核分裂により発生した放射性物質は被覆燃料粒子の燃料核の中に閉じ込められるが、さらに燃料粒子の被覆層（炭化けい素、高密度熱分解炭素）、黒鉛スリーブ、原子炉容器などの1次系機器、原子炉系設備を収納した格納容器といった多重の障壁で覆われている（図1のHTTRの系統構成を参照）。したがって、仮に異常・事故が発生した場合でも、これらの障壁の健全性が確保されることを確認することが原子炉の安全評価である。

HTTRの安全評価では、上記の障壁の健全性を脅かす可能性のある異常・事故事象として26ケースの代表的な事

図1 HTTRの概略系統図

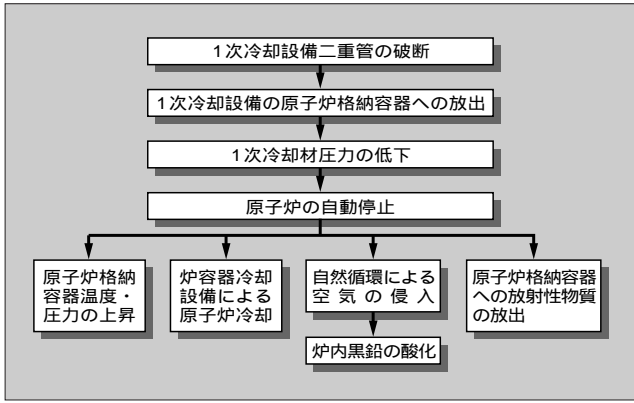


大橋 一孝
高温ガス炉の安全設計・評価などの設計開発に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部開発部主査。



高田 英治
高温ガス炉を主体とした、遮へい・安全評価などの設計開発に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部開発部。

図2 減圧事故時の事故推移

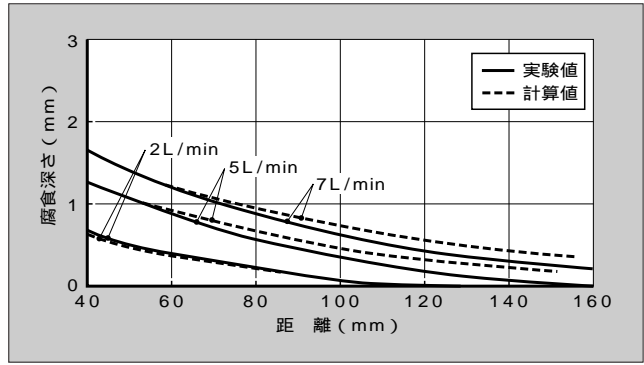


象が選定されて、評価が行われた⁽¹⁾。この代表的な事象は、原子力施設を構成する主要な機器の一つずつに対し、故障あるいは破損の発生を想定した場合の影響をチェックし、生じうる現象の種類や影響の大きさなどから分類・整理を行ったうえで選定されたものである。

高温ガス炉における事故の典型例の一つに「減圧事故」がある。これは原子炉の1次冷却設備構成機器が破損し、冷却材である高圧のヘリウムが系統外へ放出されることにより系統内が減圧し、炉心の強制循環冷却が不能となる事象である。HTTRでは、1次冷却設備二重管の破断に起因する減圧事故を代表的な事象として評価している。この事故が発生すると、1次冷却材の大部分が数秒で原子炉格納容器内へ放出されるとともに、1次冷却材圧力の低下の検知により原子炉が自動停止される。冷却材圧力の低下のために1次冷却設備および補助冷却設備による炉心の冷却は行えなくなるので、炉心に残留した熱は原子炉容器室の壁面に設置された炉容器冷却設備と呼ばれる水冷パネルにより原子炉容器などを介して間接的に除去される。減圧終了後は配管破断部から原子炉内への空気の侵入とそれに伴う炉内の黒鉛構造物の酸化が発生し、黒鉛構造物の健全性が損なわれる可能性がある。また、1次冷却材の放出により原子炉格納容器内の圧力・温度の上昇が起こり、格納容器の健全性が損なわれる恐れもある。炉心および1次冷却設備から放出された放射性物質の大部分は原子炉格納容器内に閉じ込められるが、一部は格納容器から漏えいして環境へ放出される。以上の減圧事故時の事故推移をまとめて図2に示す。

このように、原子炉施設で発生した事故により引き起こされる現象は広範かつ多岐にわたるが、安全評価においては、これらの現象を適切かつ保守的に評価しなければならないため、コンピュータによるシミュレーション解析が必須(ひっす)となっている。減圧事故の評価では、原子炉格納容器の圧力・温度挙動、炉容器冷却設備による原子炉の冷却挙動、空気侵入に伴う炉内黒鉛構造物の酸化挙動、放射性物質の移行・放出挙動などに対して解析が必要となり、いずれも専用の解析プログラムが開発された。これらの解析プログラムにおいては、対象とする物理現象の解析において保守的な結果を与えるような解析モデル、物性値

図3 GRACEの検証結果の例(IG-110 1,000)



などを使用していることを示すために、実験データなどによる検証が必要となる。

③ 解析プログラムの開発

前章で述べた背景のもとに、富士電機でもHTTRの設計研究と並行して安全評価用の解析プログラムの開発を進めてきた。具体的なプログラム名を列举すると、次のとおりである。

- 炉心動特性解析：BLOOST-F
- 空気侵入時の黒鉛酸化解析：GRACE
- 水侵入時の黒鉛酸化解析：OXIDE-F
- 事故時の炉心からの放射性物質放出：HTCORE (原研と共同開発)
- プラント内放射性物質の移行・放出挙動：FIPPI.2

これらのプログラムは、いずれも実験などによりその妥当性が検証されたうえで、安全評価に使用されているものである。プログラムの検証例として、空気侵入時の黒鉛酸化解析プログラムであるGRACEの検証結果を図3に示す⁽²⁾。これは、富士電機総合研究所にて実施した黒鉛試験片の酸化実験結果とGRACEの解析結果を比較したものであり、3ケースの空気流量に対して、流れ方向に沿った酸化分布の実験値と計算値がよく一致していることが分かる。

④ 安全解析・評価例

以下では、先に説明した減圧事故を例にとって、富士電機で実施した安全評価の結果を紹介する。

4.1 炉内黒鉛構造物の酸化⁽⁴⁾

この事故では、炉心は炉容器冷却設備により間接的に冷却されるため、黒鉛構造物は数百時間にわたって高温の状態に置かれる。また冷却材の放出終了後は、1次冷却設備二重管の破断口からまず拡散によって空気が炉内へ侵入し、その後は原子炉の中心である炉心部と原子炉側部との間の相対的な温度差により、図4に示すような自然循環が発生し、空気が原子炉内部へ継続的に侵入することになる。この自然循環による空気侵入に伴う黒鉛構造物の酸化挙動を解析するプログラムがGRACEである。侵入した空気は、

図4 減圧事故時の空気侵入挙動

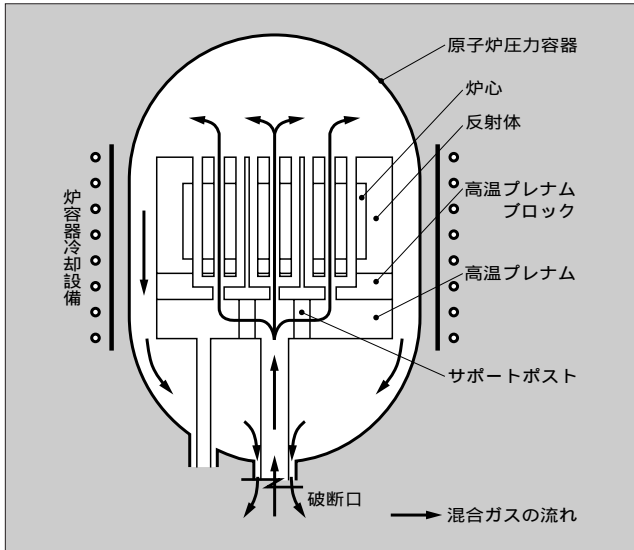
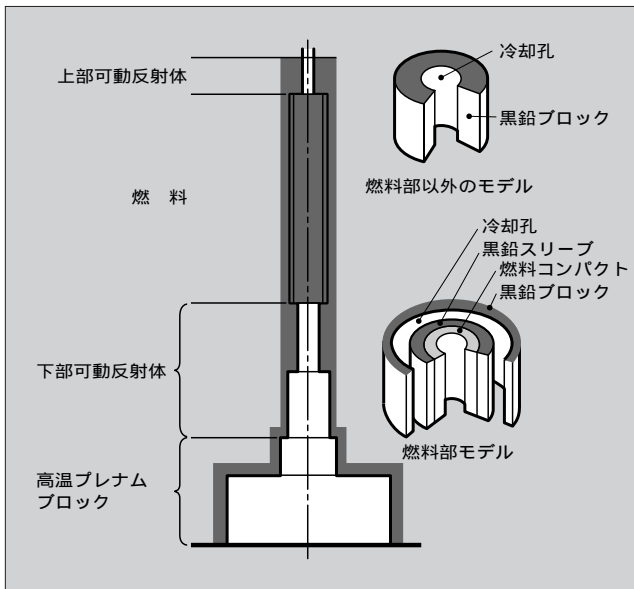


図5 GRACEの炉心解析モデル



通常の冷却材の流れとは逆方向に炉内黒鉛構造物の冷却孔を流れながら、黒鉛を酸化していく。GRACEでは、図5に示した解析モデルを用いることにより、実際の構造設計に則して各構造物の酸化量を正確に模擬できるようにしている。

GRACEによる炉内の黒鉛酸化量分布の解析結果を図6に示す。拡散による侵入に続いて自然循環が発生することは実験により確認されているが、その発生時期を定量的に評価することは難しいので、図6の解析では自然循環発生遅れをパラメータとして扱っている。この解析結果から、空気侵入の開始時期と炉心温度低下の兼ね合いで、最も重要な構造物である燃料体黒鉛スリーブの酸化量のピークは空気侵入が遅れるほど炉心上部へ移動することが分かる。黒鉛スリーブの酸化量が最も大きくなるのは自然循環の発生遅れが4日の場合であり、その後は炉心温度の低下により酸化量のピークも小さくなる。しかし、この場合でも黒

図6 減圧事故時の炉内黒鉛酸化量の解析結果

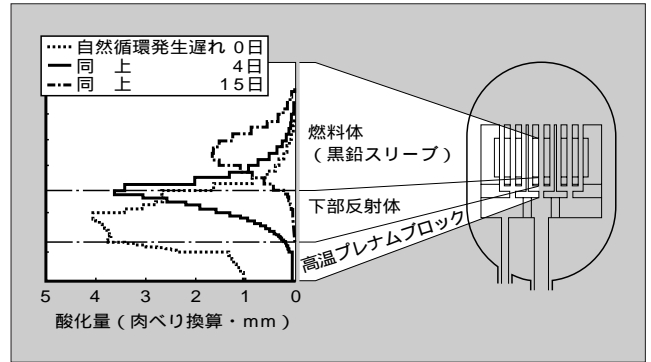
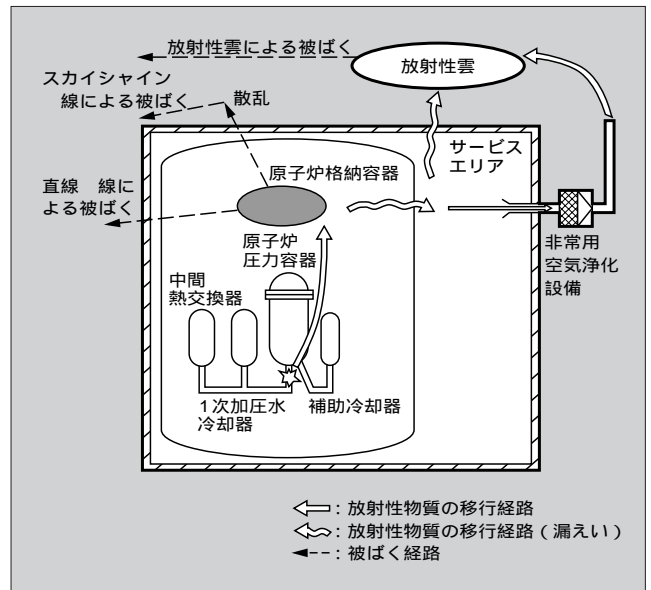


図7 減圧事故時の放射性物質放出経路と被ばく経路



鉛スリーブの酸化量は事故時の制限値以下であり、燃料棒が黒鉛ブロック内にとどまっていることが確認された。

4.2 放射性物質放出挙動と公衆被ばく評価⁽⁵⁾

被ばく評価においては、次の放射性物質が考慮されている。

- (1) 1次冷却設備内の冷却材とともに循環する放射性物質
- (2) 1次冷却設備の内面に沈着している放射性物質
- (3) 炉心に蓄積されている放射性物質

これらのうち、(2)は通常運転時に1次冷却材中に放出された沈着性の放射性物質で、減圧事故時に1次冷却設備内面から離脱し、原子炉格納容器内に放出されるものである。この離脱割合は実験に基づき保守的に定めている。(3)は減圧事故時の炉心の燃料温度の過渡的な上昇により、炉心から追加放出されるものである。

減圧事故時の大気中への放射性物質の放出・移行経路と被ばく経路は、図7のとおりである。まず、1次冷却設備二重管の破断部を通して、原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、サービスエリア内に漏れいする。サービスエリアから大気中への放出経路は地上放出と排気管放出の二つの経路を考慮している。事故後、サービスエリア内の

圧力が大気圧以上である間 (5 分間) は一部が地上放出され、残りが排気管から大気中に放出されるものとし、サービスイリア内の圧力が大気圧未満になった後は、非常用空気浄化設備によってフィルタを経て排気管から大気中に放出されるものとしている。こうして環境へ放出された放射性物質が周辺公衆へもたらず放射線被ばくの経路としては、放射性雲からの被ばくに加え、スカイシャインおよび直接線による被ばくも考慮している。

以上のような放出経路に基づき、種々の放射性核種について炉心からの放出量を解析するプログラムが HTCORE、最終的な環境への放出量を解析するプログラムが FIPPI.2 である。これらのプログラムの解析結果などに基づき評価された減圧事故時の公衆被ばく量は 1.5 mSv であり、原子力安全委員会の定めた許容値 5 mSv を下回っており、この事故により一般公衆の受けるリスクは十分に小さいことが確認された。

5 あとがき

冒頭で述べたように、HTTR の安全評価は、日本原子力研究所を中心とし、富士電機および川崎重工業 (株) が協力する形で実施された。本稿で紹介した富士電機の研究開

発および評価についても、日本原子力研究所の関係各位の多大なるご指導のもとに行われたものであり、ここに厚く謝意を表する次第である。

今後は、これまでの HTTR の安全評価などの経験を踏まえて、これに続く実用化プラントとすべきモジュール型高温ガス炉の技術開発の推進に一層努力する所存である。

参考文献

- (1) 岡本太志ほか：高温工学試験研究炉の安全解析・評価について、FAPIG, No.127, p.11-19 (1991)
- (2) 椎名保頭ほか：高温工学試験研究炉 (HTTR) の安全解析に用いる解析コードとその検証, JAERI-M 90-034 (1990)
- (3) Kawakami, H.: Air Oxidation Behavior of Carbon and Graphite Materials for HTGR. Carbon. No.124, p.26-33 (1986)
- (4) 中村雅英ほか：高温工学試験研究炉の安全評価——空気侵入事故・水侵入事故時の黒鉛酸化量評価——, FAPIG, No.129, p.13-21 (1991)
- (5) 沢和弘ほか：高温工学試験研究炉の安全評価——減圧事故時の被ばく評価——炉心からの時間遅れ放出FPの評価, FAPIG, No.128, p.8-14 (1991)

技術論文社外公表一覧

標 題	所 属	氏 名	発 表 機 関
有機感光体の技術現状と今後の方向性	松 本 工 場	鍋田 修	電子写真ハンドブック 98 年版 (1998-3) データサプライ
二次元コード対応 YAG レーザマーカ ---- FAL50VH/QR の機能紹介 ----	計測システム事業部 東 京 工 場 "	小沢 治隆 松山 修也 牧絵 達弘	月刊バーコード, 11, 3 (1998) 日本工業出版
Analysis of Fuel Utilization Performance of Round-Substrate, Planar Solid Oxide Fuel Cells	富士電機総合研究所 "	岩田 友夫 榎並 義晶	Journal of Electrochemical Society, 145, 3 (1998) Electrochemical Society
大容量交流系統における責務	富士電機総合研究所	昆野 康二	電気学会開閉保護研究会 (1998-1)
誘導発電機システムの EMTP によるシミュレーション	富士電機総合研究所 "	中沢 親志 千原 勲	電気学会回転機研究会 (1998-3)
「もんじゅ」新燃料集合体まわりしゃへい解析への 3 次元輸送計算コードの適用性検討	原子力・環境事業部 "	青木 保 徳原 一実	日本原子力学会春の年会 (1998-3)
4H-SiC MOSFET の電気的特性	富士電機総合研究所 " "	上野 勝典 浅井 隆一 辻 宗	応用物理学会関連連合講演会 (1998-3)

高温工学試験研究炉（HTTR）の炉内構造物の設計

辻 延昌（つじ のぶまさ）

神堅 圭介（じんざ けいすけ）

船口 進（ふなぐち すすむ）

1 まえがき

高温工学試験研究炉（HTTR）の炉内構造物は、1,000℃に達する高温の炉心を直接支持し、冷却材ヘリウムによる炉心の冷却性能を確保する機能を有するものであり、炉心出口冷却材温度 950℃を達成するためにタイトコア方式を採用しているのが特徴である。

以下に炉内構造物の概要、設計内容と開発経緯について紹介する。

2 炉内構造物の概要

炉内構造物は炉心を周囲および下方から支持するもので、炉心支持黒鉛構造物、炉心支持鋼構造物および遮へい体で構成される。炉心支持黒鉛構造物は高温ガス炉特有の炉心の高温に耐えるために黒鉛ブロックを積み重ねた構造を持ちながら、原子炉出口冷却材温度 950℃を達成するために炉心を通らない流れを厳しく制限する機能を要求され、同時に地震時も含めて炉心形状を保持する強度部材としての機能も要求される。炉心支持鋼構造物は炉心支持黒鉛構造物を一体化して支持する機能を要求されるが、同時に、自分自身が制限温度以下となるよう低温冷却材で適切に冷却される構造となっている。

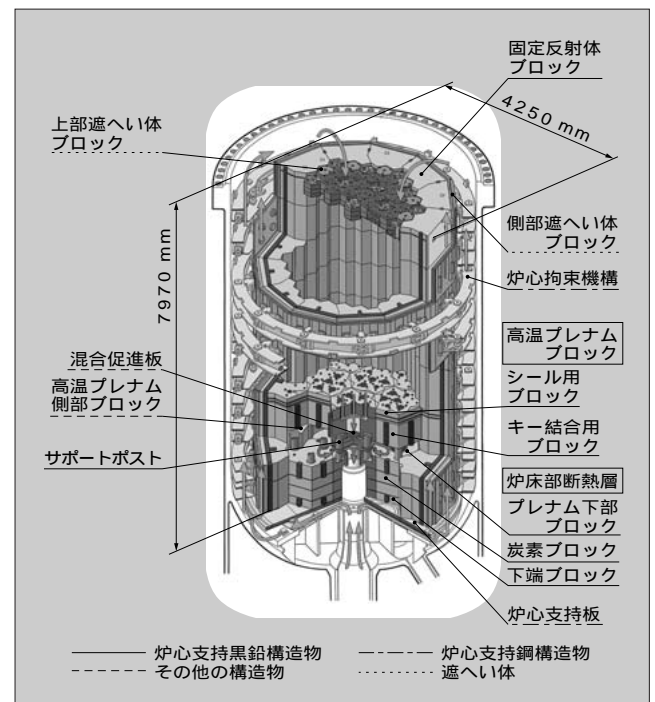
炉内構造物の概要を図1に示す。炉心支持黒鉛構造物は炉心を取り囲み炉心形状を保持するとともに炉心を直接支持するため、高温でも安定で機械強度が低下しない黒鉛を使用している。炉心支持鋼構造物は炉心および炉心支持黒鉛構造物の外側に配置されて、これらを支持しその荷重を圧力容器へ伝える。炉心支持鋼構造物は 400℃程度の温度で使用するので比較的高温での機械強度に優れたオーステナイト系ステンレス鋼や Cr-Mo 鋼を使用している。遮へい体は炉心の上部と側部に配置され、炉心からの熱中性子を減衰させて原子炉圧力容器および炉心支持鋼構造物が過度に放射化されることを抑止している。

ヘリウム冷却材は二重管の外側環状流路から約 400℃で原子炉圧力容器下部のプレナム内に流入し、炉心支持板下

面を流れて炉心側部に至る。炉心側部では、固定反射体ブロックと側部遮へい体ブロックとの間、および側部遮へい体ブロックと原子炉圧力容器との間の内外流路に分かれて上昇する。上部プレナムに流入した冷却材は下降流となって各炉心カラムに配分されて炉心で加熱され、高温プレナムに集められ、二重管の内側流路から最高 950℃にて炉外に取り出される。

HTTR の炉心性能は炉内構造物の高いシール性能により担保されているが、これは固定反射体ブロック間のすきまなどのバイパス流路を小さくし、炉心を冷却する冷却材流量割合を高く保つことにより達成される。このため、バイパス流路となるすきまが極力生じないように各コンポーネントの積層構造は段差を吸収できるように工夫し、シール性能が特に重要となる部位にはシール要素を設けるなどの対策を施している。

図1 HTTR 炉内構造物の概要



辻 延昌

高温工学試験研究炉の炉内構造物の設計・開発に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力設計部主査。



神堅 圭介

高温工学試験研究炉の炉内構造物の設計・開発に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力設計部主任。



船口 進

高温工学試験研究炉の炉内構造物の設計・開発に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力設計部。

③ 炉内構造物の開発経緯

前章で述べたように、炉内構造物は設計、製作、据付にわたって未知の課題が山積しており、設計検討および研究開発を進めてきた。以下に主要な開発内容を説明する。

3.1 炉内構造物基本構造の開発

炉内構造物の基本構造を設計するにあたり、黒鉛ブロックの一体化構造特性、冷却材の流動特性、シール性能、材料特性などの必要な基本データは1970年ごろからモックアップ試験あるいは要素試験を実施して蓄積してきた。

黒鉛ブロックの一体化構造では、ブロック間の結合方法についてキーとキー溝を組み合わせた方式を採用し、モックアップ試験により強度特性、結合ばね特性などを明らかにし耐震設計に反映した。

冷却材の流動特性では炉心支持板下面から炉心側部に至る流路のスケールモデルを製作し、空気を流して流動状況や圧力損失特性を調べて流路設計に反映した。

シール性能に関しては、種々のシール機構について評価試験を行い、データを蓄積してシール構造を確立する一方で、タイトコア方式においてシール性能のかぎとなる炉心拘束機構の開発を進めた。隣接する固定反射体ブロック同士は、炉心拘束機構により常に緊縛される構造としてすきまからのバイパス流れを抑えるが、炉心拘束機構に対しては起動時から定格運転に至る温度変化を通して締付力を一定に保つことが要求される。この要求に対して、熱膨張率の異なる2種類の金属を組み合わせて折り返し多層構造とし、見掛けの熱膨張率を固定反射体ブロック(黒鉛)に合わせる拘束バンドを開発した。

材料特性に関しても、使用候補材料の基本物性だけでなく、黒鉛と鋼材の共存性やしゅう動特性、拘束バンド材の応力緩和特性などの健全性や機能確保にかかわるデータの蓄積を行い、設計の信頼性を向上させてきた。

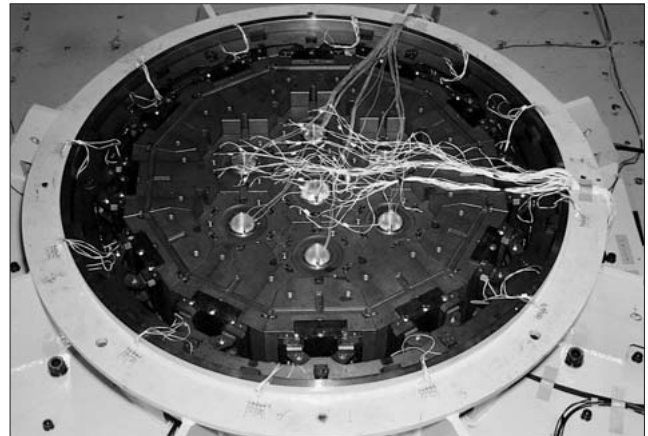
さらに、実機的设计・製作に先立って、日本原子力研究所建設の大型構造機器実証試験ループ炉内構造物実証試験部(HENDEL-T2)において、実機と同材料、同スケールの炉床部構造物を組み立て、実機と同等の雰囲気条件下で各構造物の健全性および冷却材伝熱流動特性の総合的な確証試験を行った。

3.2 耐震設計手法の確立

HENDEL-T2で、基本構造および熱、流動性能は確証されたが、残された大きな課題の一つとして黒鉛ブロックの耐震性確証があった。

炉床部炉内構造物は大型の黒鉛(一部炭素)製六角ブロックの積層構造で、ブロック同士はキーにより結合している。したがって、地震時には構造物は単純な剛体ではなく、微小なクリアランスを持ったブロック同士の衝突やキーによる拘束などを含む非線形性の応答を示す。したがって、実加振試験が必須(ひっす)であった。そこで、炉床部炉内

図2 炉床部耐震試験装置



N89-5632-28

構造物の地震応答を明らかにするために、炉床部構造のスケールモデルを製作し加振試験を実施した。

図2に試験装置を示す。試験装置では1/3スケールの試験体を製作し、キー結合用高温プレナムブロックの衝撃加速度応答特性およびブロック衝撃加速度とキー溝ひずみの関係を明らかにし、その下方で支持するサポートポストまでを模擬してサポートポストに加わる垂直荷重を明らかにすることを目的とした。模擬黒鉛ブロックは実機と同一銘柄の黒鉛材料で製作し、物性・強度を同じにしている。

試験結果から、ブロックに衝撃加速度が生じ、同時にスパイク状のひずみの発生が確認され、衝撃加速度とひずみは単純な比例関係にはないものの、そのばらつきは包絡線を設定できて強度設計において考慮すべき最大ひずみ(応力)を設定することができた。また、サポートポストにかかる荷重についても上限値を設定することができた。

3.3 黒鉛非破壊検査手法の開発

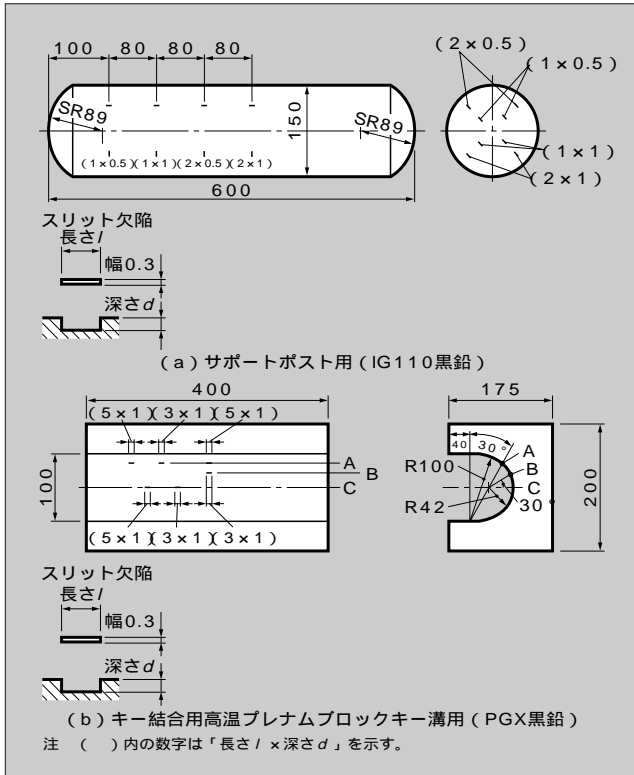
高温ガス炉の特徴の一つは黒鉛構造である。この信頼性向上のために金属材では一般的であるが、黒鉛材に対しては初めての實用となる非破壊検査手法を開発したことをトピックスとして紹介する。

黒鉛材料は脆性材料であるので脆性破壊の起点となる欠陥については特に慎重な検査が求められ、設計段階においても脆性破壊に至る欠陥寸法が非破壊検査における検出限界欠陥寸法を下回らないことを担保する必要があり、非破壊検査手法を黒鉛に適用するための検査手法・検査条件の開発を行った。具体的には、黒鉛材料の受入検査においては内部欠陥を検出するための超音波探傷検査、黒鉛構造物(完成品)に対しては表面欠陥を検出するための渦流探傷検査を適用することとし、各検査手法について、黒鉛構造物の設計上発生する応力から破壊力学的に欠陥が伝搬し、破損に至らないと考えられる寸法の欠陥を設定した人工欠陥試験体を製作して探傷試験を行い、人工欠陥が確実に検出できる検査手法・検査条件を確立した。

(1) 超音波探傷検査

安全上重要な構造物であるサポートポストおよび高温プレナムブロックに対して、素材の段階で内部欠陥の探傷を

図3 渦流探傷用人工欠陥試験体



目的とした超音波探傷検査を行うことを計画した。HTTR に使用する微粒等方性黒鉛 IG-110 (ただし、高純度化処理前の IG-11 の段階で実施) と準等方性黒鉛 PGX について、それぞれ最適な探傷条件 (探傷周波数、探触子径) と探傷方法 (一探触子・二探触子、欠陥判定方法) を求めるために人工欠陥試験体を使って評価試験を実施した。

探傷試験結果から、ノイズエコーの高さに対してエコー高さが 4 倍以上となるものを欠陥とみなせば、有害な内部欠陥はすべて検出できることを確認した。

(2) 渦流探傷試験

黒鉛構造物の健全性を保証するために、安全上重要な構造物の特に高応力発生部であるサポートポストのシート接触面および高温プレナムブロック (一部の固定反射体ブロックも含む) のダウエル孔周辺・キー溝部に対して、表面きずの探傷を目的とした渦流探傷検査を行うことを計画した。渦流探傷検査は鋼構造物に対してはすでに確立した検査手法であるが、多孔質である黒鉛材料に対する最適な探傷条件を求めるために、図3に例示するような実機探傷形状を模擬した人工欠陥試験体を使って評価試験を実施した。プローブと探傷面との距離 (リフトオフ) を変えて試験を行い、図4の試験結果に示すとおり、リフトオフを適切に保てば欠陥検出信号と最大ノイズエコーの波高比 (S/N_{max}) 3 で欠陥が検出可能であることが確認できた。

4 炉内構造物の設計

4.1 炉心支持黒鉛構造物

炉心を直接支持する炉心支持黒鉛構造物は、固定反射体

図4 渦流探傷試験結果 S/N_{max} とリフトオフの関係

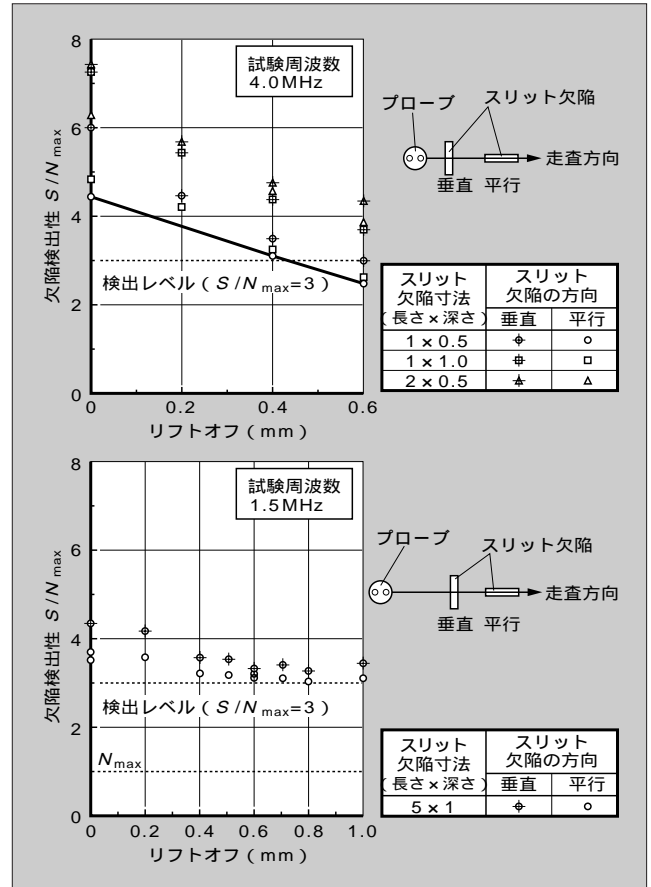


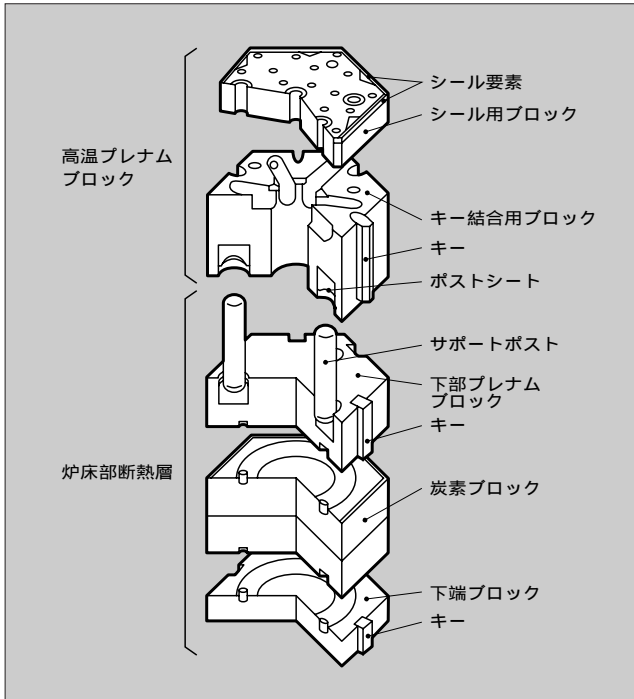
図5 固定反射体の1層組立状態



N89-6436-55

ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層などから構成される。固定反射体は8層、8mの高さに積み上げられている。図5に組立状態を示す。固定反射体の各層は、12体の固定反射体ブロックがキーで結合され炉心拘束機構によって緊縛され、その内側形状は炉心形状に合致するように形成されており、炉心形状を保持している。左右および上下に隣接する固定反射体ブロック同士はシール面にて接触させ、さらにシール要素を挿入して固定反射体ブロック間をバイパスする流れを制限している。図6に高温プレナムブロック、サポートポストおよび炉床部断熱層の構造を示す。高温プレナムブロックはシール用

図6 HTTR 炉床部構造物の概要



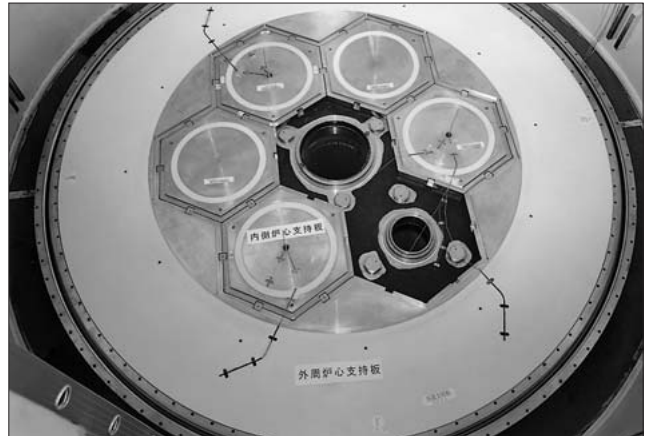
およびキー結合用ブロックで構成され、炉心ブロックを直接搭載しダウエルピンにより位置決めするとともに炉心から高温プレナムへ冷却材を導く流路を形成している。シール用ブロック間のすきまにはシール要素を設置してバイパス流れを抑制している。サポートポストはキー結合用ブロックの下部にあり、ブロック1体あたり3本で鉛直荷重を支持するとともに高温プレナムを形成している。サポートポストの両端は球面で、高温プレナムブロックと炉床部断熱層との相対変位を転がりにより吸収する。炉床部断熱層は、プレナム下部ブロック、炭素ブロックおよび下端ブロックで構成され、炉心などの搭載荷重を支持するとともに熱伝導率の小さい炭素ブロックを挟むことにより炉心支持板の温度を抑制している。

各コンポーネントは、小型で高強度が要求されるサポートポストおよびポストシートには微粒等方性黒鉛 IG-110、大型ブロックには準等方性黒鉛 PGX、炭素ブロックには高温での寸法安定性に優れた炭素 ASR-0RB を使用した。

4.2 炉心支持鋼構造物

炉心支持鋼構造物は、炉心拘束機構、炉心支持板および炉心支持格子で構成され、炉心支持黒鉛構造物を周囲および下部から一体化して支持している。炉心および炉心支持黒鉛構造物の搭載荷重や地震時の荷重は、炉心支持鋼構造物を介して原子炉压力容器に伝達される。図7に炉心支持板を示す。炉心支持板はリング状の外周炉心支持板と7枚の六角形板である内側炉心支持板から構成され、炉心支持格子上に設置された支持柱上に水平に搭載されて炉内構造物の据付基準平面を形成しており、その下面を放射状の水平に流れる低温冷却材で冷却されている。炉心拘束機構は10段からなり、各段は12個の拘束バンドを連結して側部遮

図7 炉心支持板



へい体を介して固定反射体ブロックを押し付け緊縛し一体化しており、これにより左右に隣接する固定反射体ブロック間のすきまが拡大するのを抑え炉心をバイパスする流れを制限している。拘束バンドの連結部はレストレイントリングとキー構造で結合し、地震時に拘束バンドに過大な荷重がかかることを防いでいる。炉心拘束機構は高温で応力緩和が進み拘束力が失われないように炉心側部を上昇する低温冷却材により冷却されるが、側部遮へい体ブロックの内側・外側流路の流量配分はレストレイントリングで外側流路の流路幅を制限することにより適切に保たれる。

4.3 遮へい体

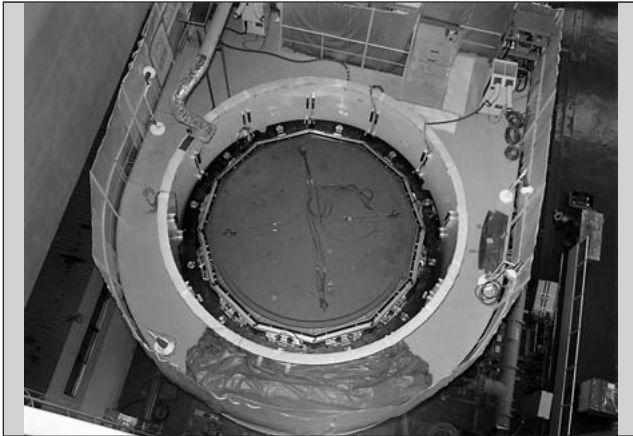
遮へい体は、上部遮へい体ブロックと側部遮へい体ブロックから構成され、熱中性子を吸収する炭化ほう素入り黒鉛を鋼材容器に収納する構造となっている。上部遮へい体ブロックは炉心ブロックと同様に六角柱形状で、炉心上部に設置され放射線を遮へいするとともに炉心へ適切に冷却材を配分する。側部遮へい体ブロックは固定反射体ブロックの外側に設置され、原子炉压力容器に対する放射線を遮へいするとともに炉心側部を上昇する低温冷却材の流路を形成している。

5 工場仮組立における性能確証

炉内構造物の特性、性能は炉内構造物単品ではなく、構造物を組み立てた状態において発揮されるように設計されているので、各コンポーネントが高い精度で製作されるだけでなく、組立においても黒鉛ブロック間の段差や隣接する黒鉛ブロック間のすきまを厳しく管理する必要がある。そこで、炉内構造物を現地へ出荷する前に工場内で模擬原子炉压力容器・炉心支持格子を準備し、その中に上部遮へい体ブロックを除くすべての炉内構造物を仮組立し、現地組立のノートラブル推進のためのリハーサルをすることはもちろん、性能確証のために、

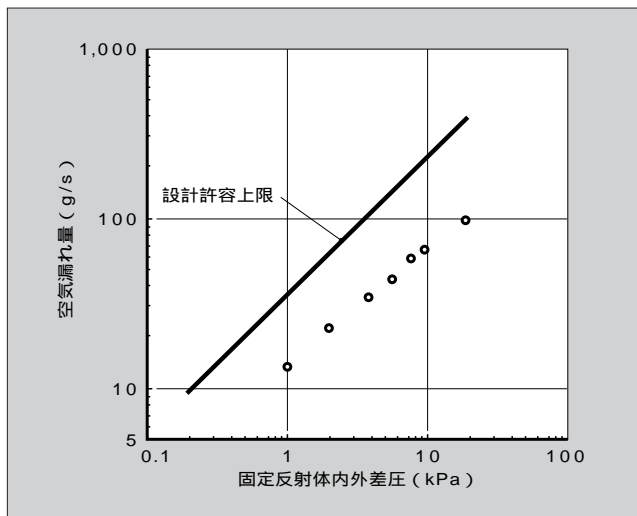
- 炉内構造物の組立手順、精度の確認
- バイパス流れ制限のためのシール性能の確認
- 炉心側部の低温冷却材流量配分の確認

図8 シール試験体系



N89-6436-83

図9 シール試験結果 (固定反射体全段組立完了状態)



○ 炉心拘束機構の拘束性能の確認を実施した。

仮組立作業では模擬炉心支持格子上に現地据付作業と同じ治具を用い、同じ手順で炉内構造物を組み立てて作業性を確認した。組立は最下段から1段ずつ組み上げ、各段組立完了時に黒鉛ブロック間の段差やすきまを測定し、設計上要求される精度が達成されていることを確認した。

また、バイパス流れ制限のためのシール性能は固定反射体ブロック各段組立完了時に、図8に示すように固定反射体ブロック上面をシールぶたで覆い、内部を負圧にして固定反射体ブロック間のすきまなどから漏れ込む空気流量を測定して確認した。固定反射体ブロック全段組立完了時に行ったシール試験結果を図9に示す。漏込み流量は設計上限の半分であり、十分なシール性能を持っていることが確認された。

炉心拘束機構は400の低温冷却材により適切に冷却されねばならないが、このためには炉心側部の内側流路に35%以上の冷却材を流す必要があり、外側流路にはレストレイントリングが絞りの役目を果たしている。そこで、模擬炉心支持格子下部から空気を送り込み、熱線風速計により内側・外側流路の流量配分を測定した。測定結果を

図10 炉心拘束機構の冷却流量確認試験結果

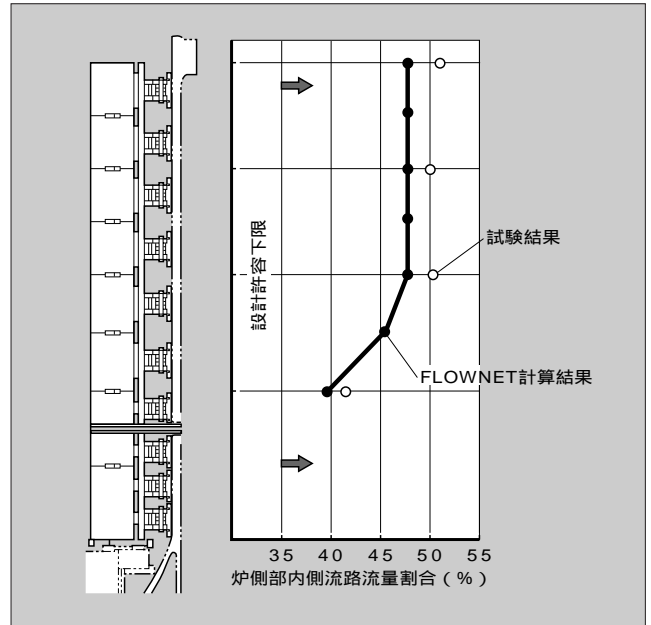


図10に示す。内側流路の流量は十分に35%以上確保されており、また、設計において実施した流路網解析コードFLOWNETの計算結果とよく一致している。

工場組立試験完了後、炉内構造物は分解されて現地に出荷され、現地にて原子炉圧力容器内へ据え付けられたが、現地据付作業の段階においても工場組立時と同様に実施され、工場における試験結果が良好に再現された。

⑥ あとがき

本稿では、炉内構造物の設計について、特徴的な研究開発および試験を中心に報告した。今後は、これらの技術を基盤として、商用炉の炉内構造の開発や炉内構造物の供用期間中検査手法の開発などを推進する予定である。

最後に、本設備の設計・製作から据付を行うにあたり、多大なるご指導をいただいた日本原子力研究所の関係各位に対し、厚く謝意を表する次第である。

参考文献

- (1) 秋定俊裕ほか：HENDEL T2炉床部試験体の開発，FAPIG，No.112，p.2-7（1986）
- (2) 塩沢周策ほか：高温工学試験研究炉炉床部耐震試験，FAPIG，No.125，p.2-7（1990）
- (3) 伊与久達夫ほか：黒鉛材料の超音波探傷試験，FAPIG，No.129，p.64-70（1991）
- (4) 石原正博ほか：黒鉛構造物の表面欠陥に対する健全性評価—受入検査への渦流探傷検査の適用性，JCOSSAR 95 論文集 [32-A]（1995）
- (5) 丸山創ほか：HTTR 炉内構造物工場組立試験の概要，FAPIG，No.141，p.17-22（1995）

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料取扱及び貯蔵設備の設計

田澤 勇次郎（たざわ ゆうじろう）

富塚 千昭（とみづか ちあき）

三木 俊也（みき としや）

① まえがき

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料取扱及び貯蔵設備（以下、燃料取扱設備と略す）は、炉心を構成する燃料などの取扱いと貯蔵を行う設備であり、燃料交換機、使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備などから構成される。燃料取扱設備の配置を図1に示す。HTTRの燃料は、六角柱状の黒鉛製ブロックに燃料棒が挿入されたものである。また、炉心は、ヘリウムガス雰囲気原子炉圧力容器内に、燃料などの炉心構成要素を円柱状に積み上げた構造である。燃料取扱設備は、このような条件のもとに、炉心構成要素を安全かつ確実に取り扱うための設備であり、取扱物の落下防止、放射線遮へい、崩壊熱除去などの機能を併せもつことが要求される。

富士電機は、燃料取扱設備全体の設計を推進するとともに、設備を構成する主要機器の設計・製作、ならびに据付

を完了させた。以下にこの設備の概要を述べる。

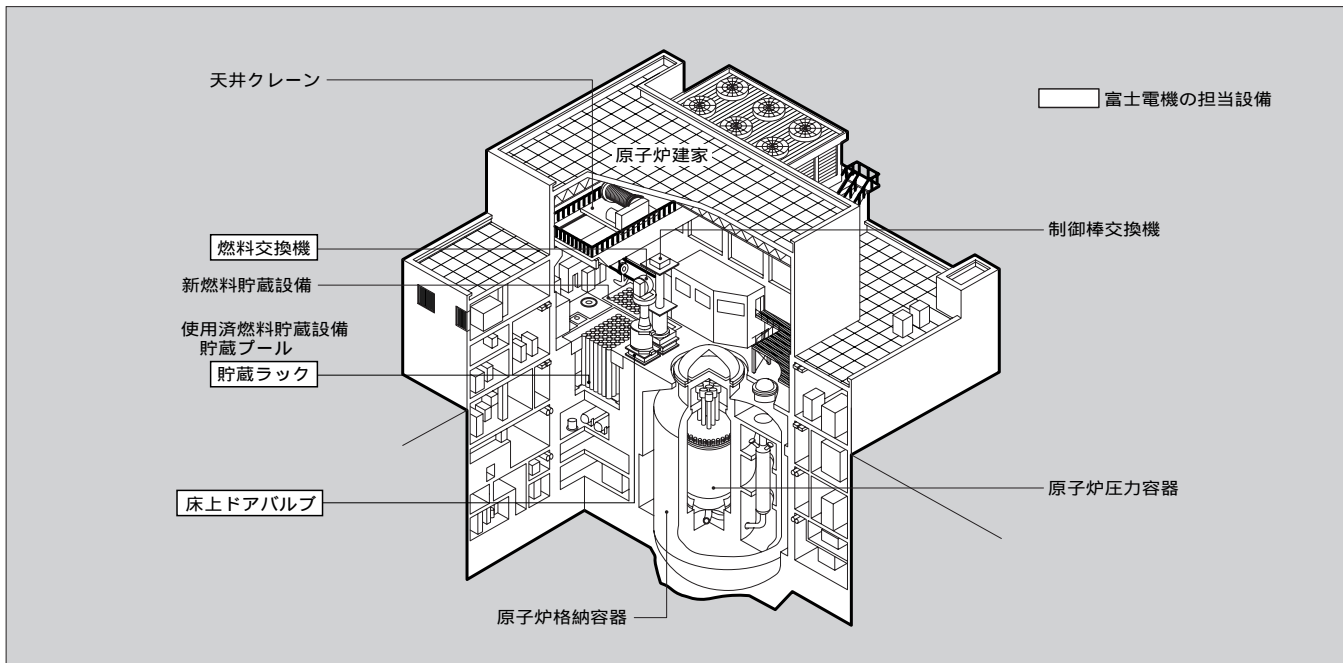
② 燃料取扱システムの概要

2.1 取扱いの対象と範囲

HTTRの炉心では、軸方向に積み上げたブロックの1列をカラムと称しており、炉心は61カラムで構成される。1カラムあたりでは、炉心構成要素9体と上部遮へい体ブロック1体（合計10体）が積み重ねられている。炉心構成要素には、燃料体のほか、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロックが含まれ、61カラムのうち30カラムが燃料体を含むカラムである。

燃料取扱設備では、原子炉建家内に搬入した新燃料などの貯蔵と原子炉への装荷、ならびに原子炉からの使用済燃料などの取出しと貯蔵において、炉心構成要素と上部遮へい体ブロックの取扱いを行う。

図1 HTTR 燃料取扱及び貯蔵設備



田澤 勇次郎

高温工学試験研究炉および原子炉廃止措置の安全評価、設計開発に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部開発部主任。



富塚 千昭

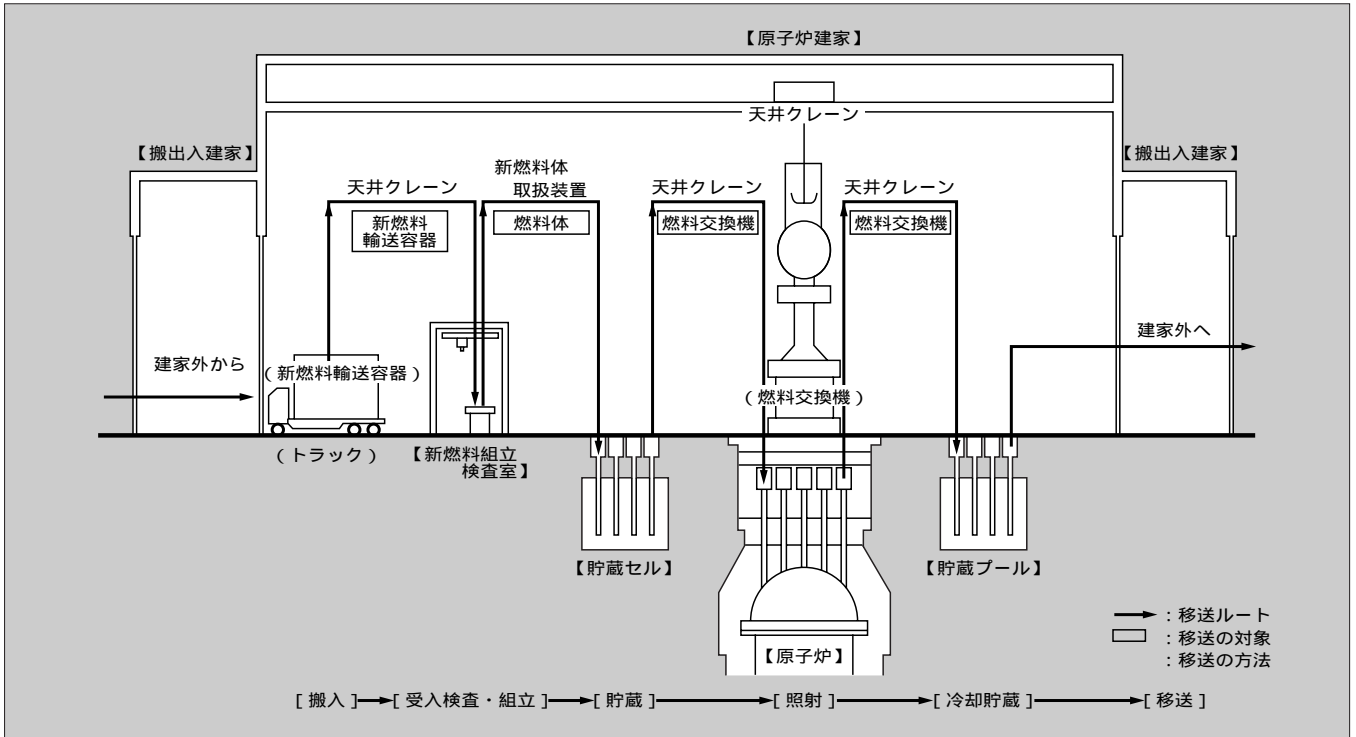
高温工学試験研究炉および原子炉廃止措置の開発設計に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力設計部。



三木 俊也

高温工学試験研究炉などの開発設計に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力設計部長。

図2 燃料の取扱ルート



2.2 燃料の取扱ルート

燃料交換作業は3年に1回の頻度で行われ、原子炉停止中に炉心の全燃料（150体）の交換を行う計画である。また必要に応じて、可動反射体ブロックなどの交換も実施する。燃料の搬入から搬出までの取扱ルートを図2に示す。

(1) 新燃料の受入れと貯蔵

新燃料輸送容器に収納されて所外から原子炉建家へ搬入された新燃料は、新燃料組立検査室において受入検査と最終組立が行われたあと、新燃料貯蔵設備の貯蔵ラック内に保管される [新燃料組立検査室と新燃料貯蔵設備は川崎重工業(株)担当設備]

(2) 炉心の燃料交換

炉心の燃料交換は、原子炉格納容器の燃料交換ハッチを取り外したあと、燃料交換機などを使用して、1カラムごとに交換する。以下に燃料交換作業の概要を述べる。

- (a) 原子炉上部の遮へい体に、床上ドアバルブと制御棒交換機 [(株)東芝担当設備] を据え付け、原子炉圧力容器のスタンドパイプから制御棒駆動装置を引き抜く。
- (b) 制御棒交換機に替えて燃料交換機を据え付ける。
- (c) 燃料交換機により、炉心から1カラム分の使用済燃料を取り出し、燃料交換機内に収納する。
- (d) 燃料交換機を使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールまで移動し、燃料交換機内の使用済燃料を貯蔵ラック内へ移し替える。
- (e) 燃料交換機を新燃料貯蔵設備まで移動し、貯蔵ラック内に保管していた1カラム分の新燃料を取り出し、燃料交換機内へ収納する。

- (f) 燃料交換機を原子炉上部の遮へい体まで再度移動し、炉心へ新燃料を装荷する。

以上の作業を繰り返すことにより、炉心内の全燃料の交換を行い、取り外していた制御棒駆動装置などを元の状態に戻して作業を終了する。なお、燃料交換機などの移動は、原子炉建家の天井クレーンを使用して行う。

(3) 使用済燃料の貯蔵と搬出

使用済燃料は、貯蔵プールにて一定期間冷却貯蔵したあと原子炉建家外へ搬出し、さらに長期間貯蔵する計画である。

③ 燃料取扱設備の基本仕様

HTTRの燃料取扱設備は、国内では初めての高温ガス炉の燃料を取り扱う設備であるため、数年間にわたり設計研究が行われ、その設備の設計仕様が決定された。HTTRの燃料取扱設備の基本仕様は次のとおりである。

- (1) 燃料取扱方式
グリップアーム開閉式燃料交換方式
- (2) 使用済燃料の貯蔵・冷却方式
気密ラック収納・間接水冷却方式
- (3) 設備間の燃料移送方式
燃料交換機収納移送方式

④ 主要機器の設計と機能

燃料取扱設備のうち、富士電機担当設備の機能の概要は次のとおりである。

4.1 燃料の交換と移送

燃料の交換と移送は、燃料交換機、床上ドアバルブ、ガス置換装置などを使用して行う。

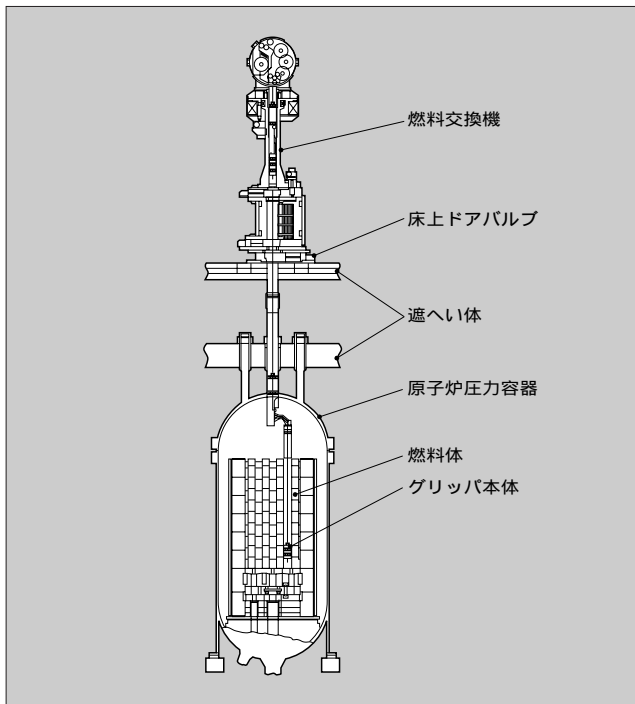
(1) 燃料交換機

燃料交換機は、原子炉圧力容器や貯蔵ラックなどと気密を維持した状態で、炉心構成要素を1体ずつ取り扱い（最大10体収納）、各設備との受渡しを行う。燃料交換機の運転は一部の作業を除き、中央制御室からの遠隔自動操作により行う。図3に燃料交換機による炉心の燃料取扱いの概要を示す。

(2) 床上ドアバルブ

床上ドアバルブは、燃料交換中に原子炉圧力容器などの気密を維持するための、ゲート式開閉バルブである（図4に示す）。現在、2基の床上ドアバルブが用意されているが、このうちの1基が原子炉上部の遮へい体上に、燃料交

図3 炉心燃料取扱いの概要



換機などに先立ち据え付けられる。燃料交換機が炉心の燃料を取り扱う場合にはゲート式バルブを開き、燃料交換機がほかの場所へ移動する場合にはゲート式バルブを閉じて、原子炉圧力容器との気密状態を維持する。

(3) ガス置換装置

ガス置換装置は、燃料交換中にヘリウムガス雰囲気を維持して運転される燃料交換機などの機器の内部を、空気からヘリウムガス、またはヘリウムガスから空気へ入れ替えるための装置である。図5にガス置換装置の系統図を示す。燃料交換機などの内部には、原子炉圧力容器内の放射性物質を含むヘリウムガスが混じるため、排気されたガスは気体廃棄物処理設備へ送られる。

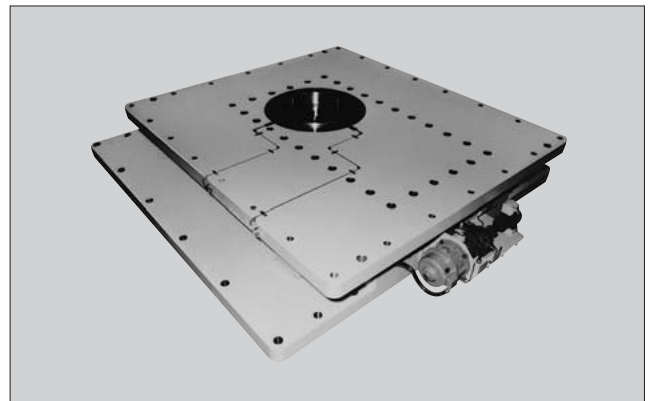
4.2 使用済燃料などの貯蔵

炉内から取り出された使用済燃料は、貯蔵プール内に設けた気密構造の貯蔵ラックに収納され、崩壊熱を減衰させるために約2年間冷却貯蔵される。

(1) 使用済燃料の貯蔵ラック

貯蔵プール内の貯蔵ラックは63本あり、約2炉心分の使用済燃料を貯蔵することができる。貯蔵ラックの概要を図6に示す。貯蔵ラックは縦置き円筒容器であり、上部は原子炉建家の構造物に固定され、また、下端は隣接するラックとの間隔を一定に維持する振れ止めで支持されている。このため、万一、貯蔵中に大きな地震があった場合で

図4 床上ドアバルブ（床上ドアバルブ2）



N89-6552-30A

図5 ガス置換装置の系統図

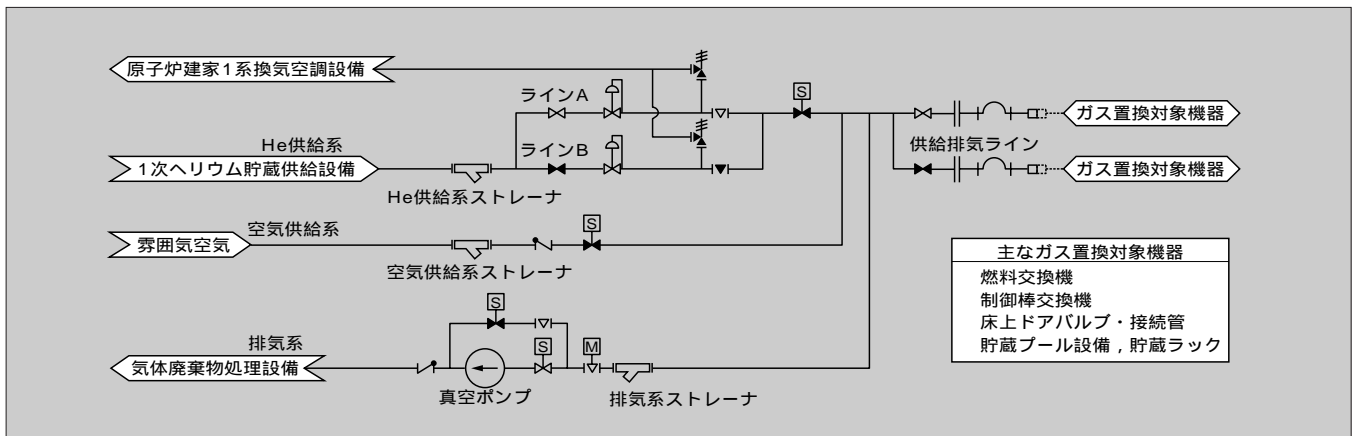
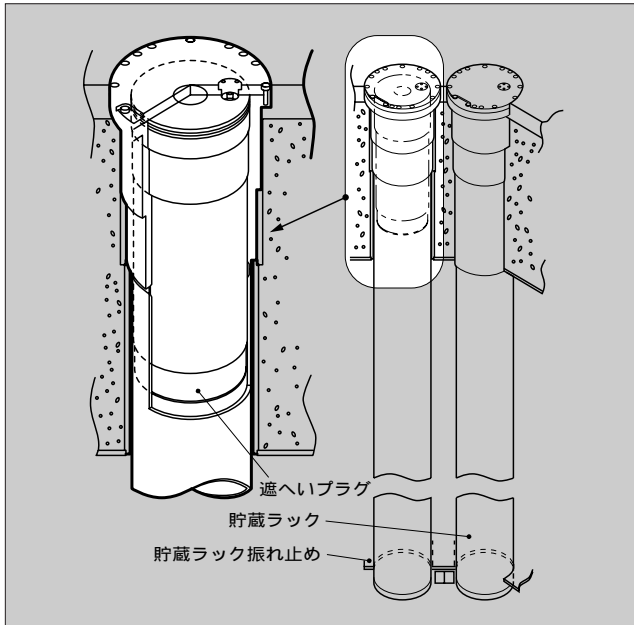


図6 使用済燃料貯蔵ラック



も十分な強度をもっており、貯蔵している燃料の未臨界性を維持できる。

(2) プール水の監視装置

使用済燃料の冷却は、貯蔵プール内の冷却水により、貯蔵ラックを外側から除熱する間接冷却方式を採用している。貯蔵プールには、この冷却水が十分に満たされていることを監視する液面計と、万一、冷却水の漏えいが起こった場合にそれを検知する漏えい検知装置を備えている。

4.3 燃料の誤装荷防止

HTTRの燃料は、燃料濃縮度と反応度調整材のボロン濃縮度が異なる14種類の諸元をもっている。このため、炉心への燃料装荷は、定められた軸方向と半径方向のポジションに、正しい方位で燃料を配置することが重要となる。燃料取扱設備では、新燃料の保管から炉心への装荷において、以下に記す運転方法と設備対策により、燃料の誤装荷を防止している。

(1) 新燃料の保管方法

新燃料貯蔵設備の貯蔵ラックは、炉心のカラムと1対1に対応させて使用し、1本の貯蔵ラックに1カラム分の燃料を保管する。また、貯蔵ラック内の燃料は、炉心に装荷される時と同じ順序と方位で保管する。

(2) 燃料交換機の運転と制御

- (a) 燃料交換機の据付は、原子炉の上部、新燃料取扱設備の上部ともに、常に定められた方位で据え付ける。
- b) 燃料交換機には、据付位置を確認するために、据付面に取り付けた番号プレートを読み取る「設置位置確認用ITVカメラ」を設ける。
- (c) 燃料交換機は、新燃料貯蔵設備で保管していた、燃料の順序と方位を再現して炉内へ装荷するための駆動部機構をもつ。
- (d) 燃料交換機には、取扱中の燃料を識別するために、燃料に刻印された番号を読み取る「ブロック識別番号確認用ITVカメラ」を設ける。
- (e) 燃料交換機は、あらかじめ定められたカラムとブロックの交換順序、各駆動部の動作量などに基づき、自動シーケンス制御で運転する。
- (f) 燃料交換中には、運転員が、ITVカメラで読み取った「据付位置の番号」や「ブロック識別番号」を、デジタルスイッチで入力することで計画データとの照合を行う。双方のデータが一致している場合に次の運転ステップへ進むことができる。

5 あとがき

HTTRの燃料取扱設備は、国内ではじめての高温ガス炉の燃料を取り扱う設備であり、種々の設計要求に対する研究開発の成果に基づき設計を行い、製作、据付を完了した。また、機器単体および複数の機器を組み合わせた性能試験も終了し、現在、HTTRの運転開始に向けて実際に燃料を装荷する段階を迎えている。

最後に、本設備の設計・製作から現地での据付、試験を行うにあたり、多大なご指導をいただいた日本原子力研究所の関係各位、ならびにご協力をいただいた関係会社に対して、厚く謝意を表する次第である。

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料交換機の設計

児玉 健光（こだま たけみつ）

相澤 秀之（あいざわ ひでゆき）

田中 幸治（たなか こうじ）

① まえがき

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料交換機は、原子炉の中から使用済みの燃料を取り出して、使用済燃料貯蔵設備まで移送し、新たに使用される燃料を新燃料貯蔵設備から取り出して原子炉内に装荷する装置である。燃料交換機的全景を図1に示す。

燃料交換機は燃料を直接取り扱い、これを内部に収容する機能をもつことから、燃料の落下防止、遮へい、除熱、耐熱・耐放射線性など、安全性と信頼性にかかわる重要な機能が要求される。これらの機能を満足させるため、数年にわたるDR（Design Review）と研究開発の推進によって、実機の設計を具体化し、製作・据付を完了させた。

以下に、燃料交換機の概要、開発経緯および設計内容を述べる。

図1 燃料交換機的全景



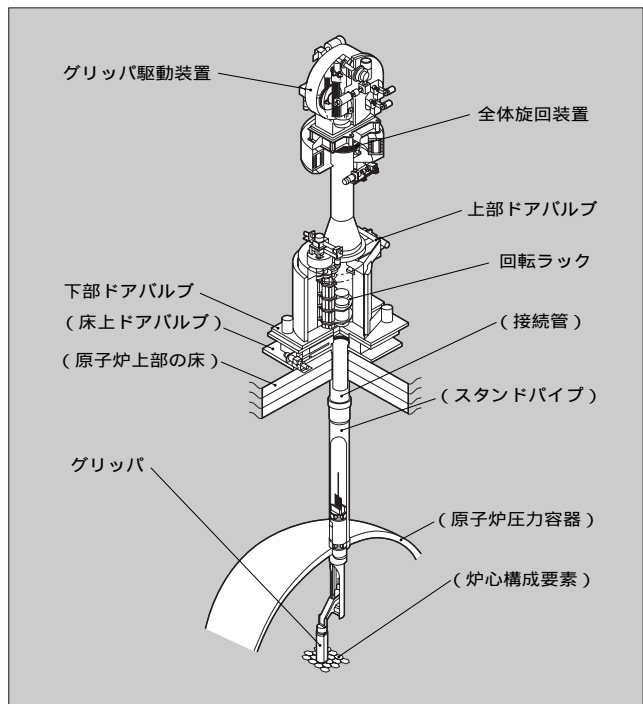
N99-2296-138B

② 燃料交換機の概要

燃料交換機の全体構造を図2に示す。燃料交換機は、原子炉停止中の原子炉压力容器（ほぼ大気圧）と接続し、炉心構成要素（燃料体、可動反射体などをさす。ただし、ここでは便宜上、上部遮へい体ブロックも含めて総称する）を取り出して、同時に10体までを一時的に収容することができる遮へい機能と密封機能をもつキャスク構造である。全高は約11m、質量は約150tである。

炉心構成要素をつかみ上げるグリッパは、最上部に位置するグリッパ駆動装置からワイヤロープとチェーンとによってつり下げられている。グリッパはアーム開閉式で、一つのポジションからアームの開きと旋回とを組み合わせると、最大13カラム（平面配置単位）の炉心構成要素に到達

図2 燃料交換機の全体構造



児玉 健光

「ふげん」「もんじゅ」、燃料製造施設およびHTTRの開発設計に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力設計部主査。



相澤 秀之

「ふげん」、HTTRの開発設計に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力設計部。



田中 幸治

「もんじゅ」、HTTRの開発設計に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力設計部。

することができる。原子炉上部の床上の7か所で原子炉に接続すれば、全61カラムに到達できる。

使用済みの炉心構成要素の交換は、1カラム単位で行う。グリッパは1か所のカラムに到達後、上から順次使用済炉心構成要素を取り去り、その後すみやかに新炉心構成要素を装荷する。燃料を直接つかむグリッパ本体は、アーム部から分離し、取り去られた1カラム分の空間の最深部まで降りていく機能を持っている。

原子炉と結合する際には、あらかじめ原子炉圧力容器のスタンドパイプに接続管をつなぎ、その上に原子炉上部の開閉ぶたとなる遮へい機能付きの床上ドアバルブを設置しておく。原子炉上部床上で別のスタンドパイプ位置に移動したり、各貯蔵設備へ移動する際は、原子炉建家内天井クレーンでつり上げて行われる。

原子炉から取り出して、使用済燃料貯蔵設備まで移動する間、炉心構成要素はマガジン状の回転ラック内に積み重ねた状態で収容する。回転ラックの下には下部ドアバルブを取り付けて、炉心構成要素の出し入れ作業時以外は、密封状態を保たせる。

以上の通常運転に必要な機構のほかに、万一、原子炉の中でグリッパがアームを開いた状態で、閉じ動作不能に陥った場合の対応策として、通常の開閉動作力伝達系統以外の部分を操作することにより、アームを強制的に折りたたむことができる機構を備えている。

③ 燃料交換機の開発経緯

燃料交換機の開発試験は、1989年から1993年にわたり、機能が集約して、技術的難易度が高いグリッパにかかわる部分に重点を置いて実施された。本稿では、代表的な下記4項目について紹介する。

3.1 基本動作試験 (ケーブル、ホース巻取り性能)

実機のストローク、速度をほぼ100%模擬して、制御系と機械設備とを連動させ、一連の動作パターンをステップごとに実行した。この結果、諸動作量や精度などが計画値の範囲内にあること、保護インタロックが正常に作動することなどが確認できた。グリッパにつながるケーブル、ホース類には極端な張りやゆるみは発生しなかったが、引き回し方法の改善やガイド用滑車の個数削減などの面で、実機に反映すべき項目を抽出した。

3.2 カラムごと燃料交換試験 (自動位置決め性能)

模擬炉心構成要素を1領域分(7カラム)用意し、グリッパの初期位置を水平方向、旋回方向とも対象カラムに対して意図的にずらせた設定とし、自動位置決め機構の性能確認を行った。試験の結果、ずれの検出と補正機能は十分であることが確認できた。試験中、グリッパが傾くことにより検出誤差が発生する現象が生じたが、改良点として実機設計へ反映した。

3.3 故障時回収試験 (強制折りたたみ性能)

アーム開閉駆動用のモータを使わずに、グリッパをつり下げているワイヤロープを所定の力以上で引き上げることにより、強制的に折りたたむ仕掛けの機構を開発し、機能確認を行った。設計どおりに、アームは開いた状態から閉じた状態まで、スムーズに姿勢を変化させた。

3.4 耐環境性試験 (耐熱・耐放射線性)

燃料を直接取り扱うグリッパは、80～120の高温ヘリウムガス中で、最大 $2.6 \times 10^2 \text{ C/kg/h}$ (10^6 R/h)程度の高レベル・線照射下で使用される。モータ、ブレーキ、クラッチ、ロードセルなどの市販品に、材料変更などの改良を加えて、試作および実証試験を実施した。加熱、照射試験の結果、上記雰囲気中で $10^6 \sim 10^7 \text{ Gy}$ まで使用できることを確認した。

④ 燃料交換機的设计

4.1 グリッパ

グリッパは、原子炉の中に入って燃料などの炉心構成要素をつかんで取り出し、燃料交換機の回転ラックに収容する機器である。直接、炉心構成要素をつかむグリッパ本体と、原子炉内で水平方向にスライドさせるパンタグラフ式のアームをもつ支持リンクとから成る。全体写真を図3に、グリッパの動作を図4に示す。

グリッパ本体は、最下部に下向きにつめを取り付けており、これを炉心構成要素のつかみ孔(30mm)に差し込んでから外側に開いて引っ掛け、約200kgの炉心構成要素をつり上げる方式である。炉心構成要素との間に水平方向のずれがあった場合には、つかみ孔に挿入されるにつれて寄せられるつめの方位とスライド量とを検出して、自動的にグリッパ本体の位置を矯正する。同一カラムの炉心構成要素を取り出し続けていくうちに、周囲が内側に倒れ込んできて昇降動作が阻害される場合には、外周部に装備しているシリンダで押し広げながら進んでいくことができる。

支持リンクは、パンタグラフ式の開閉アームを最大775mm動作させて、グリッパ本体を水平方向に移動させる働きをする。原子炉への出入りやアームを開閉させるときには、グリッパ本体を収納筒ですっぽりと覆い、保護およびサポートする。アームは開閉動作と旋回動作とを組み合わせて、X-Y方向の位置を調整する。六角形の炉心構成要素とグリッパの輪郭に回転位置ずれが残る場合には、収納筒を旋回させて一致させてから、つかみ動作に入る。

グリッパの駆動は、すべて電動モータによるものであり、検出器とともに、設計段階で開発した耐熱・耐放射線性のものを使っている。

グリッパは、遠隔操作で原子炉内に入って、直接、燃料体を取り扱うことから、落下防止対策、つめ開閉機能の確保、自動位置決め機能およびアームの強制折りたたみ機構

図3 グリッパ



N99-2296-103

など、特別に注意を払う機能を備えている。以下に、これらについて述べる。

(1) 燃料体の落下防止

燃料交換機は、グリッパの単一故障を想定しても燃料体が落下しないように、グリッパつり用のワイヤロープを多重化(2本づり)させるとともに、つめも多重化(6本)させている。つめはモータで開く方式としており、燃料体をつり下げた状態で電源が喪失しても、その状態を維持し、燃料体をつかみ続けられる構造としている。

このほかに、以下の電氣的インタロックを設けている。

- (a) つかみ昇降時のつめ閉防止
- b) つかみ、離しが不完全な状態でのグリッパ昇降防止
- (c) ワイヤロープたるみ時のつめ開閉防止
- (d) 所定位置以外でのつめ開閉防止

(2) つめ開閉機能の確保

グリッパが炉心構成要素をつかんだまま離せなくなると、容易に作業員が近づけないので、修理が困難となる。このため、以下に記す三つの対策を重ねて講じている。

- (a) つめ開閉用モータへの電力供給用ケーブルを2系統化(断線対策)
- b) つめ開閉用モータを2台設ける(多重化)
- (c) つめ開閉用モータに手動軸を設ける(遠隔手動で開放)

(3) 自動位置決め機構

炉心構成要素の位置は、周囲とのギャップ、熱変形、照射変形などによって一意に確定しないので、燃料交換の都度その位置を検出し、グリッパの位置を調整する必要がある。

グリッパには図4に示す位置検出機構と位置調整機構が組み込まれている。図5のようにグリッパを初期位置で下降させていくと、先端のつめがつかみ孔に入っていくにつ

図4 グリッパの動作

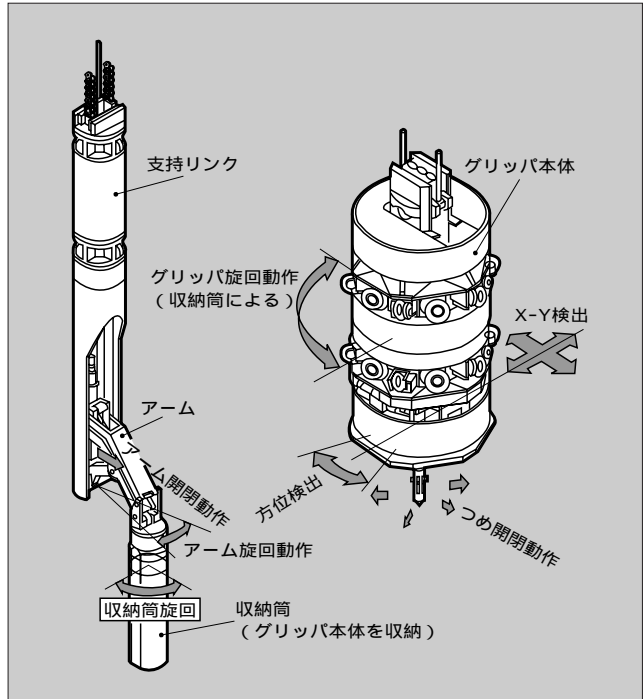
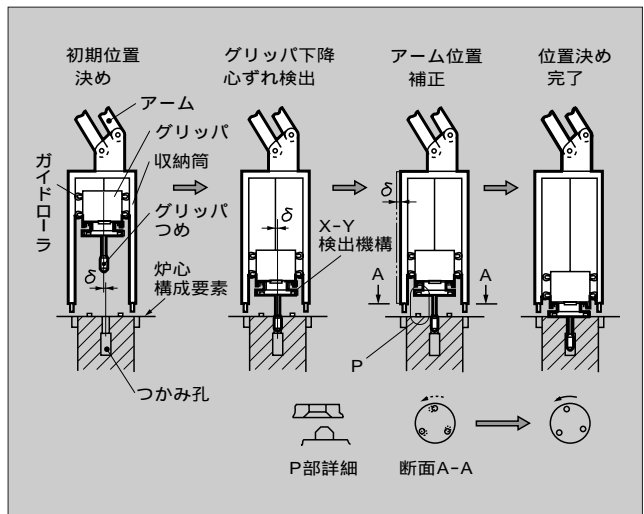


図5 自動位置決め方法



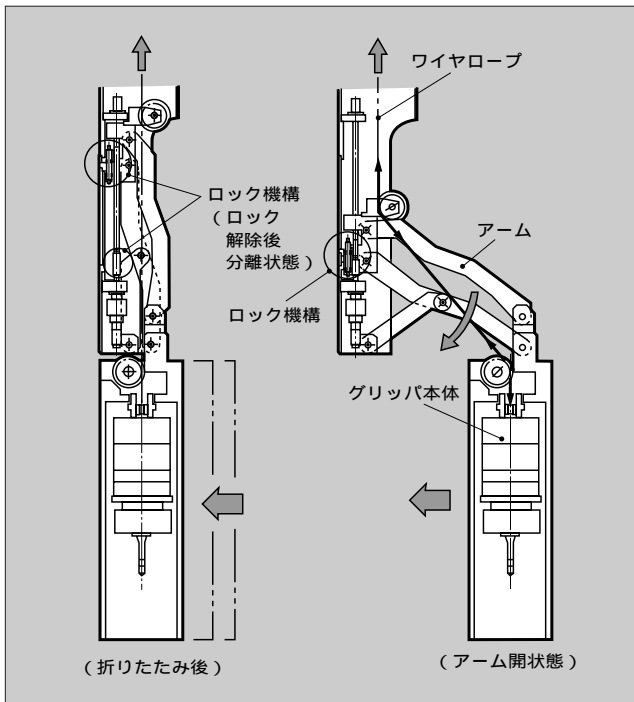
れて、X-Y 検出機構がスライドし、これと連動する位置検出器に心ずれ量が検出される。方位ずれに対しても、下端の位置決めプレートが炉心構成要素上面の突起物にはまり込むにつれて回転し、検出器でずれ角度が検出される。これらの検出した心ずれ量、方位ずれ量が「0」になるよう、アームの開閉と旋回、収納筒の旋回を全自動で行い、グリッパの正確な位置決めを行う。

(4) 強制折りたたみ機構

アーム開閉用モータが故障や断線に陥ったり、可動部にかじり付きが発生したりして動作不能に陥った場合、通常時とは別の方法で強制的にアームを折りたたみ、グリッパを原子炉外に回収する。

図6に強制折りたたみの方法を示す。グリッパ本体をついているワイヤロープを引き上げると、ワイヤロープの張力

図6 強制折りたたみ機構



でアームを閉じる方向にモーメントが発生する。張力が、通常使用する範囲を超えて所定の大きさに達すると、アーム開閉機構付根元のロック機構は強制的に解除され、アームは閉じる動作に移る。ロック機構は皿ばねとボールラッチとを組み合わせた構造なので、作用荷重が所定の大きさに達するまでは、アームの姿勢に変化を及ぼさない。

アームを完全に閉じさえすれば、手動操作系統でグリッパ全体を引き上げ、原子炉外の燃料交換機内部に回収することができる。

4.2 グリッパ駆動装置

グリッパ駆動装置は、グリッパを原子炉内の最下部までつり降ろし、炉心構成要素をつかんだグリッパを再び原子炉上部までつり上げる巻上機である。

(1) ケーブル、ホースの巻取機構

グリッパの支持リンクは2本のローラチェーン、グリッパ本体は2本のワイヤロープでつり下げる。これらの機器には動力用ケーブル4本、計装用ケーブル4本、シリンダ動作用ホース2本が接続されており、それぞれをモータ駆動式のリールで巻き取る。これら合計14本分の巻取機構はコンパクト化を図り、直径2.4 m、幅0.9 mの密封型ケーシングの中にすべてを配列した。開発試験で課題となったケーブル、ホースの引き回し方法については、運転制御に悪影響を及ぼすような動作抵抗力が発生しないように改善した。

(2) ケーブル、ホースの巻取り制御

グリッパ駆動装置で技術的に最もむずかしいのは、チェーン、ワイヤロープで昇降するグリッパの動作に、ケーブル、ホースの巻出し、巻取り動作を同調させることである。同調せずに、張りすぎたり、たるんで昇降通路に引っかか

たりすると、切断させてしまうおそれがある。

巻取軸はケーシングを貫通するので、シール部の抵抗が温度や潤滑状態で変化すると、敏感に張力への影響として現れてくる。ケーブル、ホースの張力が、つねに一定の範囲を維持するように、昇降ストローク、昇降速度、動作モードに応じた巻取モータのトルクを設定するとともに、直接、張力を監視するものとした。トルクの設定値は、開発試験、工場組立試験をとおして取得したデータから、最適な値を決定した。

4.3 全体旋回装置

原子炉内の61カラムの炉心構成要素に対して、7か所のスタンドパイプからグリッパが到達するには、アームの開閉動作に加えて、旋回動作が必要である。グリッパを旋回させるのは、グリッパをつり下げているグリッパ駆動装置を全体旋回装置で全方位に旋回させる方式である。

グリッパ駆動装置ごと旋回させる方式を採用したのは、つっているワイヤロープや接続しているケーブル類にねじれを与えず、つり下げ状態としては理想的な直線状態を保つためである。燃料交換機の胴の部分からのケーブルングのためには、水平方向に動作する特殊仕様のケーブルベアを設計、製作して組み込んだ。

4.4 回転ラック

回転ラックは、燃料交換機が原子炉、使用済燃料貯蔵設備および新燃料貯蔵設備の間で炉心構成要素を移送する際に収容する部分である。構造はマガジン方式で、三つのポジションに3体ずつ積み重ねて収容する。このほかに、グリッパが通り抜けるためと、各貯蔵設備の遮へいプラグを仮置きするためのポジションがあり、合計5ポジションからなる。各ポジションは、収容している燃料体同士が近づきすぎて、臨界反応に至らないよう、地震力にも十分な裕度をもって耐えられる構造材でピッチを保っている。

回転ラックの周囲は、作業員の被ばく防止のため、線に対して十分な遮へい厚さをもつ鋼製の胴と、その外側に中性子に対するポリエチレン遮へい材を配置している。

収容中の燃料体からは崩壊熱が発生する。崩壊熱による内部の温度上昇を抑えるため、鋼製の胴とポリエチレン遮へい体との間に35 mmの円環状流路をつくり、自然対流熱伝達により崩壊熱を除去する方法を採用している。

4.5 下部ドアバルブ

下部ドアバルブは、回転ラックの下に取り付けられ、燃料交換機が燃料体を収納して移動するときに、内部の放射性物質を含むガスを漏出させないように、燃料交換機側の原子炉との接続部を締め切るものである。構造は、弁体を水平方向にスライドさせて開閉するゲート弁式で、収納している燃料からの放射線に対して遮へいを行うために、弁体、ケーシングの構造材には十分な厚さをもたせている。

下部ドアバルブは燃料交換機的最下部に位置することから、天井クレーンでつられて移動中に、万一、落下事故が

起きてても、床側の設備に重大な損害を与えないよう、油圧抵抗式の緩衝器を取り付けている。

4.6 附属機器

燃料交換機には、上述の機器のほかに、一体ではなく別置きになっていたり、通常時は使用しない、以下の機器も含めて構成される。

(1) 案内管

案内管は、アームを開いたときに発生するモーメントで、グリッパが傾こうとする動きを抑えるためのものである。構造は、上部につかみやすい形状をもつ円筒で、原子炉圧力容器のスタンドパイプにすきまなくはめ込まれる。

案内管は、燃料交換作業のときにだけ、対象となるスタンドパイプにはめ込まれるものであり、原子炉運転時は原子炉外の所定の場所に保管されている。

(2) 加圧ユニット

加圧ユニットは、燃料交換機ケーシングの駆動軸貫通部や下部ドアバルブの開閉部に設けている二重シール部を常に加圧して、万一、シール性能が低下しても内包するガスの漏出を防止するための加圧と、周囲カラムを押し広げるグリッパのシリンダに動作用ガスを供給する装置である。

加圧ユニットは、ヘリウムガスポンペと弁類を組み合わせた移動式の装置で、原子炉上部の床上に別置きされ、燃料交換機とは、直径12mmの2本のフレキシブルホースで接続されている。

(3) 間接冷却装置

燃料体を収容する回転ラックは、燃料体からの崩壊熱を自然冷却で除去できるようになっているが、より冷却を促進させる必要が生じたときのために間接冷却装置を準備している。構成は、ブロウに風量計と風圧計を取り付けたも

ので、車輪付きのフレームに搭載したコンパクトな構造とし、必要ときにすぐに使用できるよう考慮している。

(4) つり金具

燃料交換機が移動するときのためのつり金具は、4本のロッドで全体旋回装置から立ち上げて、グリッパ駆動装置の上に配置している。

燃料交換機を移動するとき（主に、3年に一度の燃料交換作業時）には、つり金具の形状に合わせた専用のつりフックを天井クレーンに取り付ける。つりフックは円盤状で方位には無関係なので、床から11m上方にあっても、玉掛け作業をせずに、天井クレーンの操作だけで燃料交換機をつり上げることができる。

5 あとがき

HTTRの燃料交換機は、六角形黒鉛ブロック製の炉心構成要素を遠隔・自動で取り扱うため、高度な基本性能と原子炉内で想定されるさまざまな事象に対応できる機能が求められた。このため、新方式の採用と新規技術の開発を推し進め、DRと試験による確証を行い、無事、製作、据付を完了させることができた。本稿では、誌面の都合でその一部を紹介した。

最後に、燃料交換機的设计・開発にあたり、多大なるご指導をいただいた日本原子力研究所の関係各位に対し、深く感謝する次第である。

参考文献

(1) 小林修ほか：HTTR燃料交換装置の開発，FAPIG，No.131，p.8-14（1992）

技術論文社外公表一覧

標 題	所 属	氏 名	発 表 機 関
LMI手法によるリニア式3慣性系の位置制御	S I セ ン タ ー " "	項 東輝 鈴木 聡 黒谷 憲一	電気学会システム・制御研究会（1998-3）
ガス分析計用SiCウィスカー強化MoSi ₂ 小型高輝度光源の開発	富士電機総合研究所 富士電機インストルメ	南雲 睦 宇野 正裕	日本金属学会1998年春期大会（1998-3）
均質化法を用いた構造最適化による板金構造体の騒音低減	ンツ 富士電機総合研究所 "	久保山公道 横山 勝治 宮腰 義則	日本機械学会東海支部第47期総会講演会（1998-3）
パルス静電応力法による銅イオンマイグレーションの観測	" 富士電機総合研究所	岡本 健次 藁谷 修三	第12回回路実装学術講演大会（1998-3）
Practical Application of Genetic Algorithm and Artificial Intelligence to Power System Planning and Restoration	" 富士電機総合研究所	福山 良和	IEEE PES Winter Power Meeting 98（1998-2）
An efficient gene expression system based on puf promoter from <i>Rhodobacter sphaeroides</i>	富士電機総合研究所 "	Lyudmila Vasilyeva 中田 栄寿	日本化学会第74春季年会（1998-3）

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃取系計装制御設備

前園 伸也（まえその しんや）

塩見 忠康（しおみ ただやす）

笠川 勇介（かさかわ ゆうすけ）

1 まえがき

燃料取扱及び貯蔵設備計装制御設備（以下、燃取系計装制御設備と略す）は、高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料体などの取扱いにかかわる以下の設備の運転制御を行うとともに、これらの設備の運転進行に必要な運転状態およびプロセス状態の監視などを行うものである。

- (1) 燃料交換機
- (2) 床上ドアバルブ
- (3) ガス置換装置
- (4) 新燃料および使用済燃料貯蔵設備

HTTRの燃料取扱い作業のうち、主要な部分を占める燃料交換作業は、原子炉からの使用済燃料取出し、貯蔵プールへの使用済燃料貯蔵、貯蔵セルからの新燃料取出し、原子炉への新燃料装荷に大別され、燃料体、可動反射体ブロックなどの炉心構成要素（ここでは、便宜上、上部遮へい体ブロックも含んで総称する）を、所定の計画と手順に従い、安全かつ効率的に取り扱うことが求められている。

富士電機は、こうした燃料取扱いの特質を踏まえ、数年にわたる研究開発の成果と最新の制御技術を生かし、燃取系計装制御設備の設計、製作を行ってきた。

本稿では、燃取系計装制御設備の構成と機能の概要について紹介する。

2 設備の概要

2.1 システムの要求仕様

- (1) 集中操作監視および遠隔自動化
 - (a) 燃料交換機の移設、据付などにかかわる一部の現場作業を除き、燃料交換機、床上ドアバルブ、ガス置換装置の運転操作監視をすべて中央制御室から集中的に行う。
 - (b) 通常の燃料交換運転を自動化し、運転員の負担軽減、信頼性向上を図る。
- (2) 操作性・監視性

- (a) 運転員の操作性向上のため、操作器具を適切にグルーピングし、手順に沿った操作を可能とする。
- (b) 監視の容易さ、運転員の誤判断、誤操作防止のため、計器の選定・盤面配列は人間工学的な配慮に基づいたものとする。
- (3) 制御・インタロック
 - (a) 炉心構成要素を安全かつ確実に取り扱うために、燃料交換機の各駆動機構について、適切な速度制御および所定の位置決め制御を行う。
 - (b) 炉心構成要素の落下防止、機械的損傷防止などのための電氣的インタロックを設ける。
- (4) 炉心構成要素の所在管理および誤装荷防止
 - (a) 取り扱う炉心構成要素の種類、方位、取出し・装荷位置などに誤りが無いものとするために、これらにかかわる各種データを管理する。
 - (b) 燃料交換機の設置場所および炉心構成要素の識別番号をITVカメラにより監視する。

2.2 システム構成

図1に燃取系計装制御設備のシステム構成を示す。

燃取系計装制御設備は、中央制御室に設置される燃取系監視制御盤（図2）を中心に、燃取系自動制御盤、燃取系継電器盤、燃取系動力制御盤、燃料所在管理用計算機などで構成される。

主要な監視操作は、すべて燃取系監視制御盤から集中的に行われ、炉心構成要素への位置決めを含む一連の燃料交換運転は、燃取系自動制御盤に収納するシーケンサ（プログラマブルコントローラHDC-500システム）による遠隔操作を行っている。

なお、万一、シーケンサがダウンした場合にもハードワイヤードのバックアップ回路により対応操作が可能である。

また、燃料交換運転の実績データは、燃料所在管理用計算機（パーソナルコンピュータFMV-590D3システム）に伝送され、炉心構成要素の履歴管理などが行えるようにしている。



前園 伸也

原子力関連プラントの計装制御システムのエンジニアリング業務に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力・環境技術部主任。



塩見 忠康

高温工学試験研究炉の開発に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力・環境技術部より日本原子力研究所大洗研究所に出向中。



笠川 勇介

原子力関連プラントの計装制御システムのエンジニアリング業務に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部原子力・環境技術部。

図1 燃取系計装制御設備システム構成

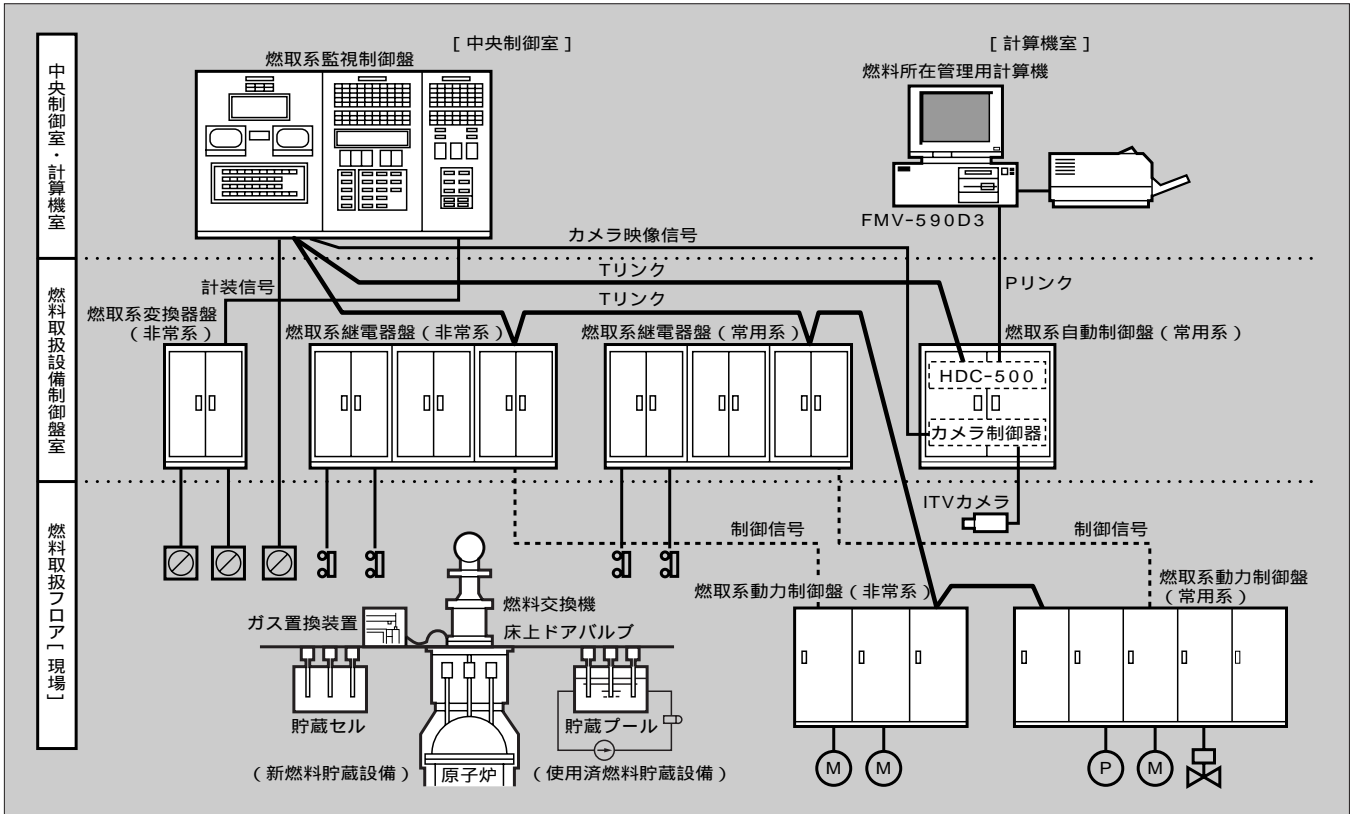
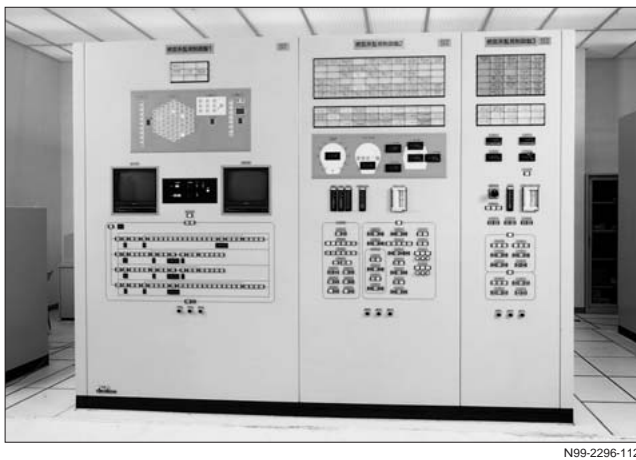


図2 中央制御室内燃取系監視制御盤



2.3 機能分担

燃取系計装制御設備の各構成機器には、表1に示す機能分担をさせている。

このなかで、燃料交換機グリッパの昇降系など、外部電源喪失時や地震時においても緊急な対応操作が必要とされる箇所の計装制御系、動力系には、非常用発電機でバックアップされた電源を供給するとともに、系統分離、耐震設計を取り入れ、信頼性の向上を図っている。

2.4 運転操作方式

燃取系計装制御設備では、通常時、ならびに異常時および保守点検時などの運転操作におのおの対応できるように、

表1 燃取系計装制御設備構成機器の機能分担

設置場所	構成機器	主要機能
中央制御室	燃取系監視制御盤 (3面)	指示計・記録計、警報・状態表示灯、グラフィックパネル、ITVモニタなどにより、燃料取扱設備の運転の集中操作監視を行う。
計算機室	燃料所在管理用計算機 (一式)	オペレータが作成した燃料交換計画をデータとして保有するとともに、炉心構成要素の所在、履歴データなどの管理を行う。また、燃取系自動制御盤との通信により、燃料交換の連動運転が計画どおりに進行していることを確認するために、識別番号などの照合を行う。
燃料取扱設備制御室	燃取系自動制御盤 (1面)	ソフトシーケンス回路 (プログラマブルコントローラHDC-500)などを収納し、燃料交換の連動運転 (自動・半自動)にかかわる制御を行う。
	燃取系継電器盤 (6面)	ハードシーケンス回路 (リレー回路) を収納し、燃料取扱設備の各機器の単独運転にかかわる制御を行う。
燃料取扱フロア (現場)	燃取系変換器盤 (1面)	信号変換器類を収納し、燃料交換機の非常系機器にかかわる検出器などの信号処理を行う。
	燃取系動力制御盤 (8面)	動力回路、サーボンプ、ステッピングモータドライバなどの制御装置類を収納し、燃料取扱設備の各電気負荷に所定の電源を供給するとともに、速度、位置決め制御機能を持つ。

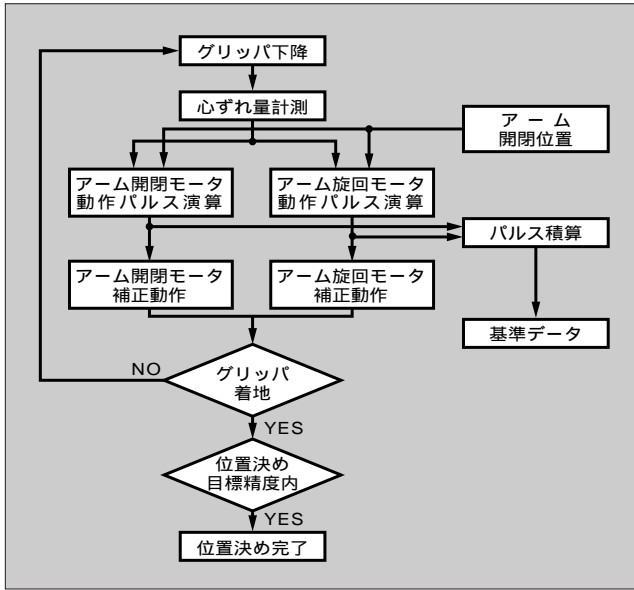
大きく連動、単独の二とおりの操作方式を設けている。

それぞれの操作の位置づけは以下のとおりである。

(1) 連動操作

連動操作は、プラント全体の運転計画に沿った燃料交換運転を、あらかじめ定められた手順に従って、シーケンシャ

図3 グリッパ位置決め運転制御フロー（心ずれ調整）



ルに行うものであり、自動運転操作と半自動運転操作に分けられる。

自動運転操作は、一連の燃料交換運転工程を自動で連続的に行うものであり、半自動運転操作は、自動運転工程をさらに一定の基準で分割し、その動作単位ごとにオペレータが操作しながら進行させるものである。

(2) 単独操作

単独操作は、異常処理操作時や故障復帰操作時、あるいは保守点検時、調整時などに、機器または機構単位で動作させる操作方式であり、単独同調運転操作と単独メンテナンス操作に分けられる。

単独同調運転操作は、機構的に連携した二つの機器を同時に動作させるものであり、単独メンテナンス操作は、各機器単位に動作させるものである。

③ システムの技術的特徴

3.1 自動位置決め制御

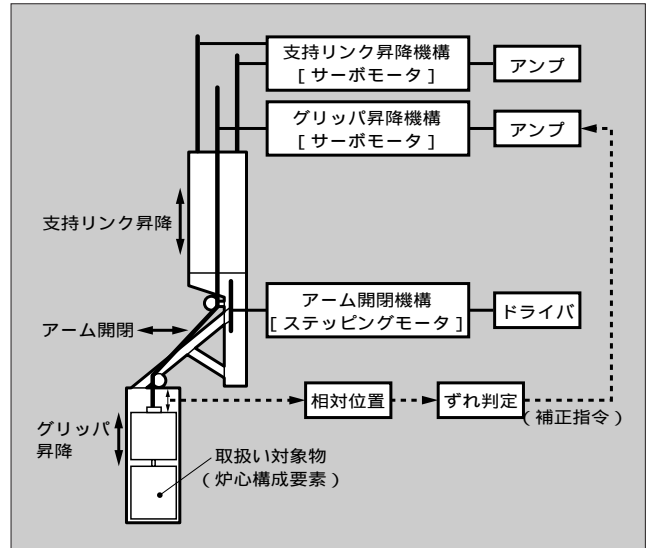
燃料交換機では、おのこの機構に要求される位置決め精度に対応して、サーボモータやステッピングモータと各種センサ、制御系を組み合わせ、目視確認ができない場所での高精度の位置決めを実現している。

一例として、図3に燃料交換機が炉心構成要素に直接アクセスする際の、グリッパ位置決め運転の制御フローを示す。

この過程は、炉心構成要素を確実に取り扱ううえで特に重要であり、位置ずれが想定される炉心構成要素に対して、グリッパの心と方位を適正な範囲内で一致させなければならない。

まず、心ずれに対しては、グリッパ偏心位置検出機構の計測値などから、アームの開閉量と旋回角度の補正量を算出し、心ずれ量が目標精度内に収まるまでグリッパ位置の調整を繰り返す。また、方位ずれについては、グリッパ回

図4 同調制御系ブロック図



転位置検出機構の計測値から補正すべき収納筒旋回角度を算出し、調整を行う。

これにより、炉心構成要素の位置ずれに対して、正確な位置決めを行い、最適な条件のもとでの取扱いを可能としている。

なお、おのこの補正動作指令量は、シーケンサ内で実績データとして記憶され、次回以降の炉心構成要素取扱時の基準データとして使用される。

3.2 グリッパ・支持リンク、グリッパ・アーム同調制御

燃料交換機のグリッパと支持リンク、ならびにグリッパとアームは、独立した二つの機構の相対的な位置関係を所定の範囲に保ったまま動作させる必要がある。

図4に同調制御系のブロック図を示す。

基本的には、互いの速度を合わせるような設定を行っているが、機械的な誤差やワイヤロープの伸びなどの不確定な要因も考えられ、これだけでは、あらゆる状態において安定した運転が行える保証が得られない。

このため、運転中、相対位置に有意なずれが生じた場合には、サーボアンプ（デジタル AC サーボシステム FALDIC-IM）の付加機能により、片系に対して速度の補正動作を行わせている。

これにより、微低速から高速までの広い速度範囲において、また、起動、停止、速度切換といった過渡的な状態でも、全ストロークにわたり、相対位置のずれを所定の範囲内に収めることを可能とした。

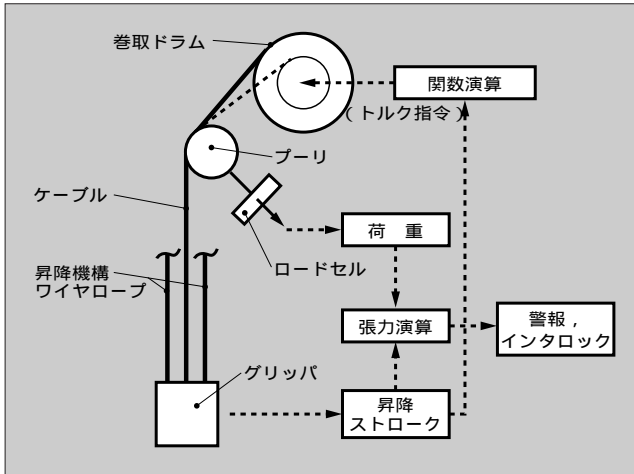
3.3 ケーブルおよびホースの巻出し・巻取り制御

グリッパ、支持リンクに接続されるケーブルおよびホースの巻出し・巻取り運転においては、おのこの昇降系の動作に同期して張力を所定の範囲に維持し、張りすぎやたるみが生じないように制御しなければならない。

図5に巻出し・巻取り制御系のブロック図を示す。

巻取機構の構造上、巻取り速度と昇降系の速度とを直接

図5 巻出し・巻取り制御系ブロック図 (グリッパケーブル)



同期させることはできないので、ここでは、巻取モータのトルクにより張力を制御する方式を採用している。

制御すべきケーブル、ホースの張力分布は、プーリ部にかかる荷重と昇降系のストロークから求められる。

そして、ケーブル、ホースのいずれの箇所でも、張力が許容範囲に収まるようなトルクをストロークの関数として設定し、これを巻取モータ (トルクモータ) に与えている。

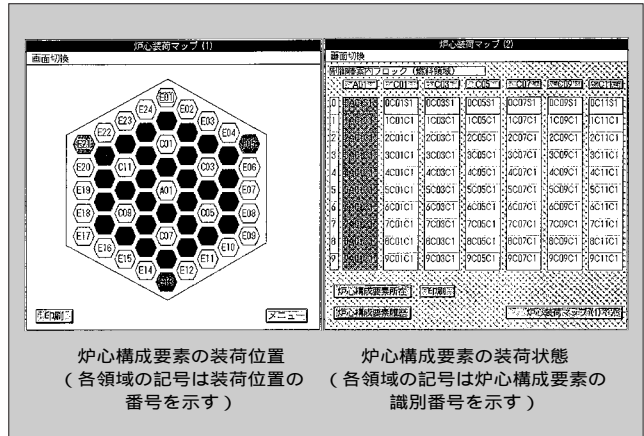
ここで、警報およびインタロックの設定値は、計測誤差のほか、原子炉内の圧力変動がロードセルの計測値に与える影響、アーム屈折部の抵抗による影響などを考慮して定めており、ケーブル、ホースの張りすぎとたるみを確実に防止している。

3.4 炉心構成要素の管理

HTTR における炉心構成要素は、原子炉内や貯蔵設備内などの密閉された雰囲気を取り扱われるため、目視で直接確認することはできないが、核物質の所在管理は原子炉施設においてきわめて重要な要件となる。

これに対応するため、燃取系計装制御設備では、燃料所在管理用計算機により、炉心構成要素の所在データ (所在場所ごとの各炉心構成要素の装荷、貯蔵状態)、履歴データ (炉心構成要素 1 体ごとの識別番号、現在位置、装荷、

図6 燃料所在管理用計算機 CRT の画面例



貯蔵日) などの管理を行っている。

また、燃料所在管理用計算機では、燃料交換の計画をオペレータが CRT との対話方式で作成し、誤装荷、誤取出しを防止するために、運転制御をつかさどるシーケンサと連携して、炉心構成要素の識別番号、方位、取出し・装荷位置などを適時照合しながら、運転を進行させている。

同時に、運転の結果により、計算機内に保有する所在、履歴データを最新情報に自動更新する機能を持たせている。

図6に燃料所在管理用計算機 CRT の画面例を示す。

4 あとがき

燃取系計装制御設備は、複雑な操作、広範な監視が求められる燃料取扱い作業にかかわる最適制御システムを指向して、設計、製作を進め、無事現地据付および調整試験を完了した。

今後とも、これまでの経験、成果を踏まえ、近く実施される燃料初装荷作業などを通じて、HTTR の完成に向け一層の努力を傾注する所存である。

最後に、本設備の設計、製作にあたり、多大なるご指導をいただいた日本原子力研究所の関係各位に対し、厚く謝意を表する次第である。

高温工学試験研究炉（HTTR）の放射線管理設備

神谷 栄世（かみや えいせい）

末安 彰（すえやす あきら）

鎌田 学（かまた まなぶ）

① まえがき

原子炉施設（以下、施設と略す）では、施設で働く作業員および周辺の一般公衆が施設の運転に起因する放射線被ばくから十分安全に防護されるように運転を管理し、かつ必要な対策をとることが必要である。そのために施設では、以下のモニタリング設備を設置し、各設備から得られた情報を相互補完的に取り扱って緻密（ちみつ）な放射線管理を行っている。

- (1) プロセス流体中や排気・排水中に含まれる放射性物質濃度を測定して、運転管理、放出管理を行うプロセスモニタリング設備
- (2) 管理区域内の放射線量率や空気中の放射性物質濃度を測定して、人の立入制限などの作業環境管理を行うエリアモニタリング設備
- (3) 施設敷地内外の空間線量率や空気中の放射性物質濃度を測定して、公衆の線量当量が十分小さいことを確認するための野外モニタリング設備

高温工学試験研究炉（HTTR）に、上述のモニタリング設備のうち¹⁾、²⁾項にかかわる設備、およびこれらの設備に関連して、個人被ばく管理設備（出入管理設備を含む）と放射線管理自動化システムを納入したのでその概略を紹介する。

② 運転管理モニタ

全体のモニタ設備の概略仕様を表1に示す。

運転管理モニタとして、原子炉格納容器内放射能計装、サービスエリア放射能計装および補助冷却水放射能計装の3系統のモニタを納入した。いずれも安全系のモニタであり、耐震Aクラスの設計となっている。検出部および計数部は振動中の機能維持確認試験を、盤およびラックは自由振動試験を実施し耐震性能を確認しているため、その結果を表2で紹介する。

次に代表的なモニタとして原子炉格納容器内放射能計装について紹介する。

本ガスモニタは、原子炉の運転中に異常な過渡変化や事故などにより、格納容器内で核分裂生成物を含んだ1次系または2次系のヘリウムガスが漏えいした場合に備えて設置している。格納容器内の各所から空気をサンプリングして、格納容器貫通部に施工した貫通配管を通してガスサンプリングに導き放射能濃度を計測する。

ガスモニタは3チャンネルで構成され、それぞれ独立のモニタとなっている。ガスサンプリングはもちろんのこと、各チャンネルの計数部も電氣的、物理的に分離するためにそれぞれ別の放射能計装盤（図1）内に設置している。さらに盤内においても、チェックソース制御回路などの一般回路から安全系回路へのノイズの侵入を防ぐために、リレーおよび変換器を使用し分離するとともに盤内配線ルートも分離した。また、格納容器内の放射能高を検知した場合、それぞれの盤から放射能高信号をA系、B系と分離し2回線で出力する。上位盤ではA系とB系の警報信号を受け、それぞれの信号で2 out of 3の判定を行い隔離閉鎖信号を出力する。

本サンプリング系統の各配管の格納容器貫通部は、高温ガス炉第3種管であることから、解析コード「ADL-pipe」にて配管強度の評価を行っている。また、格納容器の外側に耐震Asクラスの隔離弁を2台設置し、格納容器内で異常が発生したときに配管ラインを隔離できるようにしている。

③ 放出管理モニタ

放出管理モニタとして、通常時と事故時の排気モニタを納入した。これらのモニタは施設から環境へ放出される気体廃棄物の放射性物質濃度を測定監視する。先に説明したモニタとは異なり光伝送方式のモニタで、その構成を図2に示す。光伝送方式のモニタは、耐ノイズ性能に優れているとともに次のような特長がある。

- (1) 現場機器側に設置する光伝送器は検出器用バイアス電源を内蔵しており、監視盤からは低圧電源の供給のみで作動する。また、光伝送器は計数、表示、設定機能を持



神谷 栄世

放射線管理システムのエンジニアリング業務に従事。現在、電力システム製作所放射線システム部主任。



末安 彰

放射線管理システムのエンジニアリング業務に従事。現在、電力システム製作所放射線システム部。



鎌田 学

放射線管理システムのエンジニアリング業務に従事。現在、電力システム製作所放射線システム部。

表1 放射線管理用モニタ設備の概略仕様

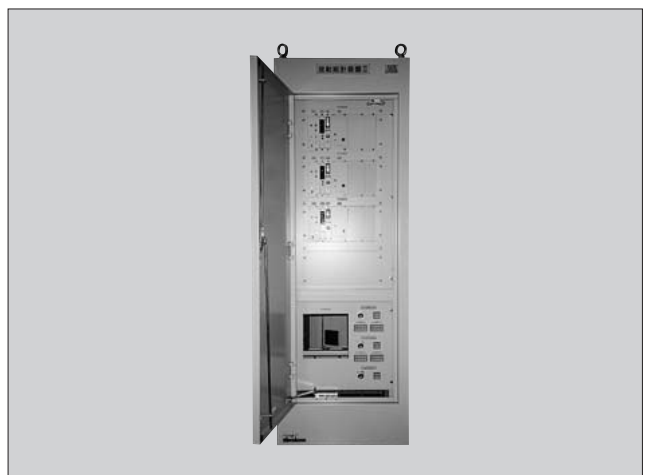
分類	系統名	モニタ名	チャンネル数	仕様	
運転管理 モニタ	原子炉格納容器内放射能計装	ガスモニタ	3	NaI(Tl)シンチレーション検出器	
	サービスエリア放射能計装	ガスモニタ	3	NaI(Tl)シンチレーション検出器	
	補助冷却水放射能計装	水モニタ	2	NaI(Tl)シンチレーション検出器	
放出管理 モニタ	原子炉建家排気モニタ（通常時）	ダストモニタ	1	半導体検出器（光）	
		ヨウ素モニタ	1	NaI(Tl)シンチレーション検出器（光）	
		線ガスモニタ	1	プラスチックシンチレーション検出器（光）	
		トリチウムモニタ	1	電離箱検出器（光）	
		トリチウム・カーボン捕集装置	1	—	
	事故時排気ガスモニタ	低レンジガスモニタ	1	NaI(Tl)シンチレーション検出器（光）	
		高レンジガスモニタ	1	電離箱検出器（光）	
作業環境管理モニタ	原子炉格納容器モニタ	ダストモニタ	1	半導体検出器（光）	
		線ガスモニタ	1	NaI(Tl)シンチレーション検出器（光）	
		トリチウムモニタ	1	電離箱検出器（光）	
		トリチウム・カーボン捕集装置	1	—	
	原子炉建家換気系モニタ	ダストモニタ	1	半導体検出器（光）	
		線ガスモニタ	2	プラスチックシンチレーション検出器（光）	
		線ガスモニタ	2	NaI(Tl)シンチレーション検出器（光）	
		トリチウム・カーボン捕集装置	2	—	
		エアスニファ	10	使用済紙（HE-40T）	
	線量管理	原子炉建家線量当量率モニタ	線エリアモニタ	10	半導体検出器（光）
		原子炉格納容器線量当量率モニタ	線エリアモニタ	1	電離箱検出器
			中性子線エリアモニタ	1	BF ₃
		事故時 線エリアモニタ	線エリアモニタ	2	電離箱検出器
	メンテナンスビット設備放射線モニタ	ダストモニタ	1	半導体検出器	
		エリアモニタ	2	電離箱検出器	

<注>（光）は光伝送方式のモニタを示す。

表2 耐震性能確認試験のまとめ

項目	対象機器	方法	結果
機能維持確認試験	<ul style="list-style-type: none"> シンチレーション検出器 デジタルレートメータ 高圧電源 低圧電源 	<ul style="list-style-type: none"> 加加速度：1G 加振方向：XYZ方向 入力波形：正弦波連続 周波数：20Hz 線源を照射し、計測値および警報出力を記録した。 	<ul style="list-style-type: none"> 加振前・中・後の計数率の有意な変化はなかった。 加振前・中・後のエネルギースペクトルの有意な変化はなかった。 加振中に警報（放射能高、放射能高、故障）の誤動作はなかった。
自由振動試験	<ul style="list-style-type: none"> 放射能計装盤（図1） ガスサンプルラック 水モニタラック サンプリングポンブラック 	<ul style="list-style-type: none"> チャンネルベースを振動試験用の基礎に溶接固定して、その上に機器をボルトで固定した。機器の上部にセンサを取り付け加振し、記録された減衰振動波形から固有振動数を算出した。機器ごとに前後左右の4方向から加振した。 	<ul style="list-style-type: none"> いずれも判定基準の20Hzを上回った。

図1 放射能計装盤

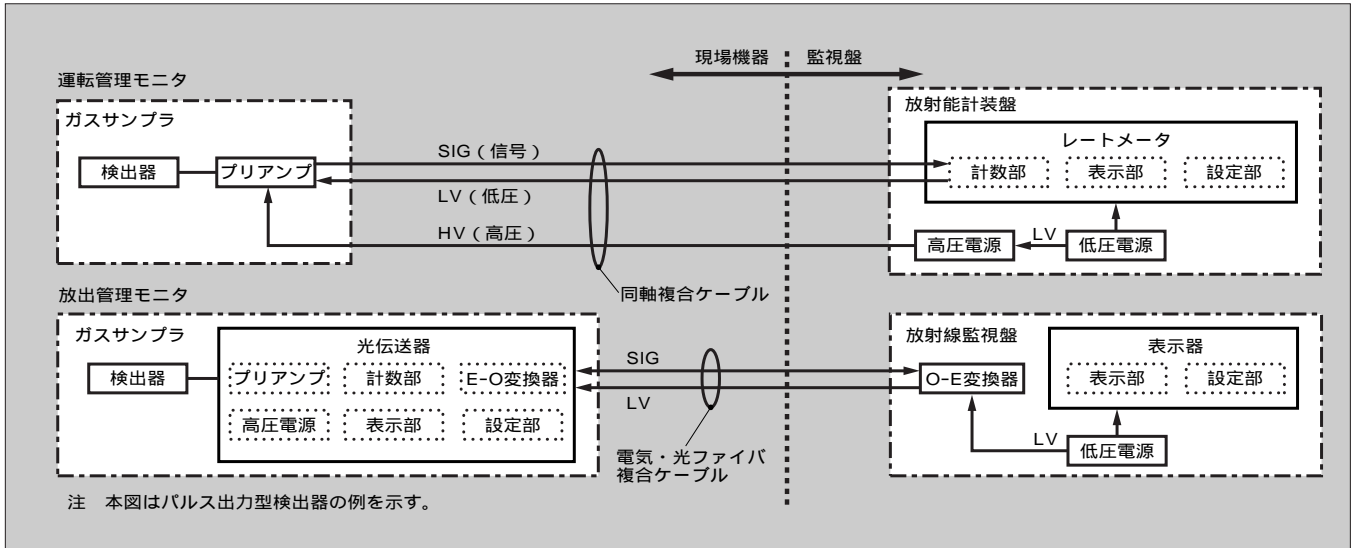


なった。

- (2) 監視盤とは光デジタル信号で通信ができ、機体番号、測定値、動作モード、各種設定値、自己診断情報などを1本の光ファイバで送受信する。ケーブルは光ファイバと給電線の複合ケーブルを使用するが、従来の同軸複合ケーブルより細くなりケーブルトレイなどの電線路の設

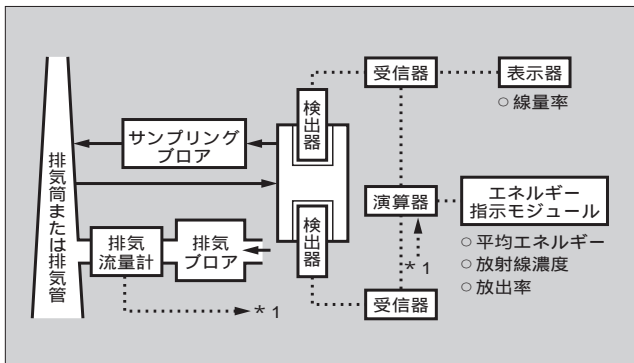
つことから現場機器の範囲でモニタとしての機能を果たす。これにより、例えば現場と中央で連絡を取り合っていた機器の動作確認が、現場だけで行えるように

図2 モニタの構成



注 本図はパルス出力型検出器の例を示す。

図3 高レンジガスモニタの構成



計およびケーブル布設作業が容易となった。

(3) 光伝送器は自己診断機能をもち、監視盤側から動作状態の確認ができ、信頼性の高い、保守点検が容易なシステムとなった。

以下に各モニタについて紹介する。

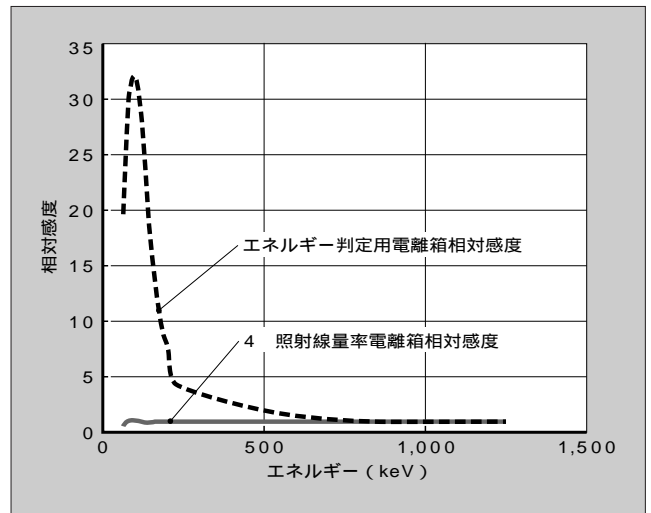
3.1 通常時排気モニタ

本システムのモニタは表1に示すモニタにより構成され、ダストモニタおよびヨウ素モニタの濾紙は自動交換方式となっている。トリチウムモニタには膜分離式のモニタを採用し、排気中のトリチウム (HTO, T₂O) を希ガス (Ar, Kr) から分離して測定する。トリチウム・カーボン捕集装置は、トリチウムやカーบอนを高温の触媒で酸化してシリカゲルやアミンで捕集する。

3.2 事故時排気ガスモニタ

本ガスモニタは、通常時には排気筒からサンプリングし、事故時には排気管からサンプリングする。事故時モニタは高レンジおよび低レンジガスモニタにより構成され、測定範囲は、「事故時放出放射性物質測定指針」に準拠して定めた事故時放射能上限値から「放出放射性物質の測定指針」に記載の測定下限まで二つのモニタで連続的に測定する。

図4 電離箱相対感度



高レンジガスモニタの構成を図3に示す。検出器は図4に示すようなエネルギー特性の異なる4 照射線量率電離箱検出器 (Ar 封入) とエネルギー判定用電離箱検出器 (Xe 封入) の2台構成である。線量当量率の計測はエネルギー特性がフラットな4 照射線量率電離箱で行っている。エネルギー判定用電離箱検出器は放射線のエネルギーを求めるためのもので、あらかじめ2台の検出器の感度比とエネルギーの関係性を求めておき、実測された計測値の比から放射線の平均エネルギーを逆算する。この平均エネルギーと4 照射線量率電離箱の測定値から放射線濃度を求め、排気流量との積により放出率を求める。これらの計算値は、放射線監視盤表面のエネルギー指示モジュールで表示する。

4 作業環境管理モニタ

作業環境管理モニタは、原子炉建家内および格納容器内の空気を連続的にサンプリングして空気汚染管理を行う設備と建家内の線量管理を行う設備に分けられる。前者は、

排気モニタで紹介した内容とほぼ同じであることから，ここでは建家内の線量管理を行うモニタについて紹介する。

4.1 原子炉建家線量当量率モニタほか

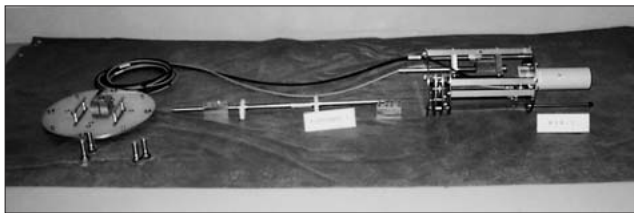
線エリアモニタ10チャンネルを原子炉建家内の常時人の

表3 個人被ばく管理および出入管理設備の概略仕様

項目	仕様	台数
FB着用チェック装置	無線式（無電池型電波発信素子）	2
FB着用チェック装置用データ処理装置	パソコン（FMV-6200D7）	1
警報付ポケット線量計（APD）	NRP型	200
APD充電器	NRU型（100台用）	2
APD読取り装置	タッチパネル式（入退域兼用）	2
出入管理データ処理装置	FMV-5200T5（Pentium [®] 200MHz）メモリ160Mバイト，ハードディスク3.2Gバイト	1
ハンドフットクロスモニタ	半身測定型	3

* Pentium：米国Intel Corp.の商標

図5 事故時 線エリアモニタおよび支持構造物



立ち入る場所および管理上必要な場所に設置している。格納容器モニタは，格納容器内作業時の線量監視を目的とし，格納容器内の出入口付近に線と中性子線モニタをそれぞれ1チャンネル設置している。また，燃料交換機のメンテナンス時に内部に立ち入る作業者の立入制限を目的として，メンテナンスピット設備放射線モニタを設置している。

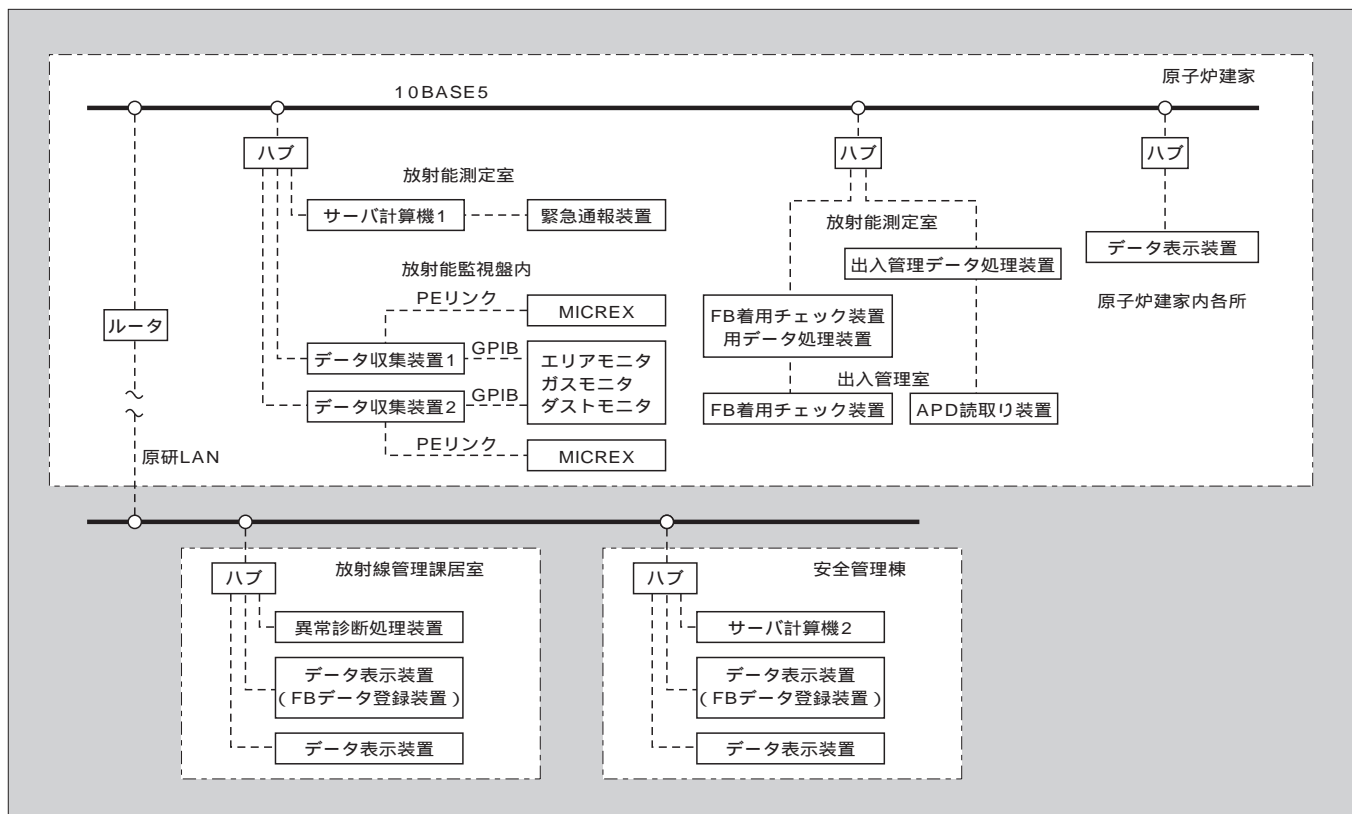
4.2 事故時 線エリアモニタ

事故時用モニタとして事故時 線エリアモニタ2チャンネルを格納容器の貫通スリーブ内に設置し，放射能壁の健全性を監視する。本モニタは運転管理用のモニタと同様に

表4 放射線管理自動化システム機器の概略仕様

項目	仕様	台数
サーバ計算機1（モニタデータ管理用）	GRANPOWER5000モデル560（Pentium Pro200MHz×2）メモリ128Mバイトハードディスク12Gバイトアレイ	1
サーバ計算機2（事務処理用）	GRANPOWER5000モデル560（Pentium Pro200MHz×2）メモリ128Mバイトハードディスク12Gバイトアレイ	1
データ収集装置	FMV-5166FA4（Pentium 166MHz）メモリ128Mバイトハードディスク2.5Gバイト	2
異常診断装置	FMV-5166T5（Pentium 166MHz）メモリ128Mバイトハードディスク2.5Gバイト	1
緊急通報装置	IBM/PC350	1
データ表示装置	FMV-DESKPOWERほか	13

図6 放射線管理自動化システムの全体構成図



Aクラスの耐震性能の要求があることから、「もんじゅ」発電所に納入実績がある耐震性能を確認済みのモニタを納入した。

本モニタは、格納容器の側部の10Bの貫通スリーブ内に格納容器の外側から中心に向かい電離箱を挿入するように設置する。このとき、電離箱は支持構造物（図5）により、貫通スリーブのほぼ中心位置で配管端から所定の位置に固定できるようになっている。格納容器回りは作業スペースがないことから、貫通スリーブから引き出せるように支持構造物は三つに分解できる。また、支持構造物も耐震Asクラスの設計であることから、電離箱を固定する取付ボルトなどの部品まで材料検査（ミルシートの管理など）を実施している。

⑤ 放射線自動化システムほか

個人被ばく管理設備（出入管理設備を含む）および放射線管理自動化システムの概略仕様を表3、表4、全体構成を図6に示す。

自動化システムは、パーソナルコンピュータ（パソコン）によるクライアント・サーバシステムで、数台のサーバに業務を分散し、総合的な信頼性を向上させている。

各モニタのデータは2台のデータ収集装置がデジタルレートメータ（DRM）から10秒周期で収集するほかに、放射線管理に必要なプロセス情報を関連機器から読み込んでいる。

また、HTTRでは評価用線量計としてフィルムバッチ（FB）、補助線量計として警報付ポケット線量計（APD）を携行して管理区域に入域する。ID番号を記憶した無電池型電波発信素子がFBケース内に取り付けてあり、入退域時に自動的に読み取る。ID番号とAPDの被ばくデータは、出入管理データ処理装置により処理する。

データ収集装置および出入管理データ処理装置に収集し

たデータはサーバ計算機1へ送られ、ディスクに保存される。

これらのデータは、原子炉建家および事務所に設置したデータ表示装置からアクセスすることにより、マップ、トレンドなどと多様な表示が可能である。また、モニタについては計算機からの自動点検機能を有し、上下限校正および警報検査が可能である。

各放射線モニタに警報が発生した場合、CRTに警報メッセージが表示されるとともに、緊急通報装置により指定箇所に電話をかけメッセージを通知する。メッセージは警報ごとに通報するのではなく、最初の警報が発生した時点から、一定の待ち時間のなかで発生した警報をまとめてメッセージに組み立てる。本装置では、警報レベルを4段階に分け、レベル別に通報者および通報順を任意に設定できる。また、通報中にさらに高いレベルの警報が発生した場合は通報中のメッセージを中断し、再度通報処理を実施する。

また、モニタの警報および指示値の変化を捕らえ、設備の異常をいち早く診断する異常診断処理装置も開発し納入した。

⑥ あとがき

HTTRの放射線管理設備は、運転管理モニタには耐震設計と系統分離を行い、放出管理モニタおよび作業環境管理モニタには光伝送方式のモニタを導入し、信頼性の高いシステムを構築した。また、同時に納入した放射線管理自動化システムにより、モニタ設備の管理精度の向上と放射線管理業務の効率化を達成し、さらに信頼性の高い設備とすることができた。

最後にこれらのシステムを構築するにあたり、日本原子力研究所の関係各位にご指導いただいたことを深く感謝する次第である。

高温工学試験研究炉（HTTR）の品質保証活動

高橋 正昭（たかはし まさあき）

淡路 久（あわじ ひさし）

小林 慎治（こばやし しんじ）

① まえがき

高温工学試験研究炉（HTTR）において、富士電機担当の主要機器は、エネルギー製作所、東京システム製作所、神戸工場、黒鉛・炭素（以下、黒鉛と略す）調達先で製作した。

エネルギー製作所では炉内構造物、燃料交換機、使用済燃料貯蔵設備などの機器を、東京システム製作所では放射能計装設備、燃料取扱及び貯蔵設備計装制御設備の監視制御システムを、神戸工場では動力制御盤を、黒鉛調達先では炉内構造物のうち小型黒鉛製品を製作した。

これら機器の据付は、現地工事を管理・統括する「富士電機 HTTR 原子炉施設建設事務所」に組織した工事体制により行った。

ここでは、HTTR 設備・機器の要求品質および信頼性を確保するため、富士電機が工場、調達先、現地で推進した品質保証活動の概要について紹介する。

② エネルギー製作所における品質保証活動

HTTR の機器製作の主力工場であるエネルギー製作所における品質保証活動の要点について、炉内構造物を主体として以下に述べる。

2.1 品質保証体制

HTTR 機器のうち炉内構造物は、1992年11月からエネルギー製作所で、1993年4月から黒鉛調達先で機械加工に着手し、仕上がった製品は順次、1993年11月からエネルギー製作所内に設置した模擬原子炉圧力容器に総組立され、構造およびシール性能などを確認する工場仮組立試験を実施した。

炉内構造物の工場製作は、

- (1) 原子炉本体を構成する機器であることから、清浄度管理、寸法加工精度、試験検査、材料・製品のトレーサビリティなどについて非常に厳しい品質が要求される。
- (2) 複雑な構造の多くの部品から構成され、組立手順が非

常に複雑である。

- (3) 主要材料である黒鉛は鉄鋼材料と比べて損傷しやすく、適切な補修方法もないため、特に加工、取扱いに注意が必要である。

などの課題を有している。

機器製作にあたっては、これらの課題を踏まえ、エネルギー製作所としての HTTR 機器製作の基本方針を示した品質保証計画書を制定し、さらにその方針を具体化するため、炉内構造物を主体とした各種の HTTR 業務基準を制定した。

HTTR 機器は、設計、製造、品質保証、生産管理などの各部門の多数の実務担当者の手によって完成させることになるので、高い品質の確保には製作に従事する全員の高い意識が要求される。そのため、炉内構造物製作に先立ち、製作機器の概要、品質保証計画、黒鉛材料の特性および取扱い、清浄度管理などについての HTTR 特別教育を、管理者を含めた当該職場の全員に対して行い周知徹底を図った。HTTR 特別教育は、1992年6月から14回、延べ151人の受講者に対し実施した。受講者には認定者証（認定者ワッペン）を発行し、受講者がヘルメットに認定者証を貼（は）ることにより、受講者のみが黒鉛の加工・取扱い作業に従事できるようにした。

各職場においては、日常の QC（Quality Control）サークル活動を通じて意識の向上を図るとともに、HTTR 機器・部品製作関係図書（製作図、QC 工程図、移動票など）には、品質保証上の観点から HTTR の押印を行って識別管理をするとともに意識づけを行った。

定期的な品質管理向上、製作フォロー活動として、HTTR 機器の製作開始当初から 1996年3月の製作完了まで「原子力 QR（Quality Reliability）委員会」（HTTR 関連の品質・信頼性向上）を毎月、「K-N HTTR プロジェクト会議」（懸案事項の抽出とフォロー）を毎週行って品質の維持向上に努めた。また、「原子力 QR 委員会」の活動の一環である月2回の QA（Quality Assurance）パトロールに加え、各職場責任者による週1回の QA パトロールを行い、現場で注意事項が守られているかどうかのチェック



高橋 正昭

「ふげん」「もんじゅ」および高温工学試験研究炉（HTTR）の品質保証業務に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部品質保証部主査。



淡路 久

「もんじゅ」および高温工学試験研究炉（HTTR）の品質保証業務に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部品質保証部主任。



小林 慎治

「もんじゅ」および高温工学試験研究炉（HTTR）の品質保証業務に従事。現在、電力事業本部原子力・環境事業部品質保証部。

図1 固定反射体ブロックの石こう試作検証



および指導を行ってきた。

2.2 黒鉛製品の試作検証

炉内構造物は原子炉の特徴から、1次冷却材の熱流動、中性子遮へい、耐震強度、核特性など多くの機能が要求され、そのため構造が非常に複雑であり、原子炉組立据付精度にも影響することから、製作寸法公差は非常に厳しく設定されている。

そこで、黒鉛製品のNC（Numerical Control）加工法を新工法と位置づけ、その妥当性の検証を品質保証のホールポイントに設定した。検証は誤作防止、寸法精度確保を目的として、代表的な製品形状ごとに石こうで試作し、その寸法精度を三次元測定装置により測定することで行った。検証結果は、関係部門による検証会議を開催し、NCプログラム、加工精度、三次元測定装置の精度などについて、問題がなく製作図どおり加工できることを確認した。

炉内構造物のうち、固定反射体ブロックの石こうによる試作検証時の写真を図1に示す。また、黒鉛構造物の三次元測定時の写真を図2に示す。

2.3 炉内構造物の清浄度管理

原子炉運転時の設備維持のため、炉内構造物は製作・据付期間中、有害な物質の付着・取込みを排除し、清浄な状態に維持する必要がある。炉内構造物の工場仮組立試験期間は約1年半あり、その間製品は裸状態で保管されるため清浄度管理は特に重要である。

工場での炉内構造物の清浄度管理を推進するため、清浄度維持の目的、影響因子（さび、水、油、じんあいなど）、管理項目（材料・製品の保管養生管理、作業場所の雰囲気管理、作業者の出入管理など）、管理程度を明確にした清浄度管理基準を定め、教育、日常のパトロールなどにより周知徹底に努めた。また、製作機器の要求品質、材質、作業内容などに応じて、防湿・防せい対策やじんあい・異物混入防止対策を行い、適切な作業環境の整備維持に努めた。

図2 黒鉛構造物の三次元測定



図3 炉内構造物の検査場所での検査状況



製品の組立場所および検査場所は湿度管理を行った。

炉内構造物の検査場所での検査状況を図3に示す。

2.4 PGX 黒鉛構造物の渦流探傷試験

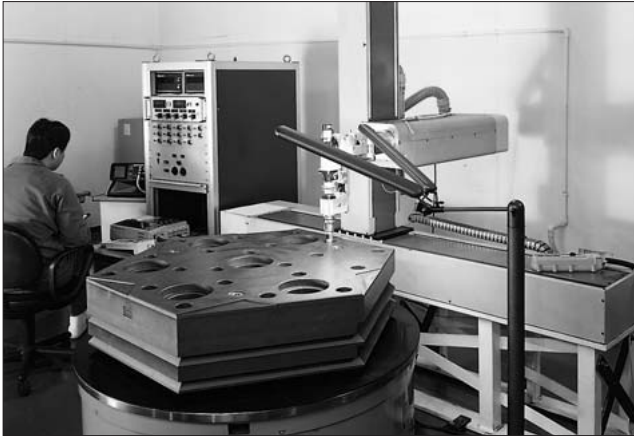
炉内構造物のうち、PGX 黒鉛構造物である高温プレナムブロックおよび固定反射体ブロックの一部については、機械加工完了後、表面欠陥の検出を目的とした渦流探傷試験による健全性確認を行った。探傷部位は、構造物の高応力発生部であるダウエル孔近傍のブロック表面、キー溝部表面を対象とした。渦流探傷試験は、HTTRの研究開発で開発した専用探傷装置（プローブスキャナ）を使用し、確立した探傷方法および探傷条件にて行った。

高温プレナムブロック（シール用ブロック）の渦流探傷試験状況を図4に示す。

③ 黒鉛調達先に対する品質保証活動

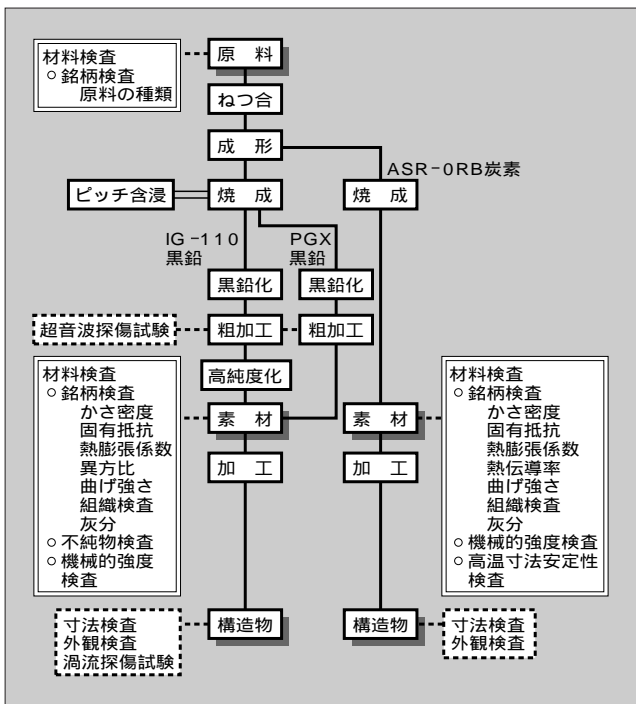
炉内構造物の材料は、固定反射体ブロックなどの大型黒鉛製品に米国 UCAR 社製 PGX 黒鉛、サポートポスト、キーなどの小型黒鉛製品に東洋炭素(株)製 IG-110 黒鉛、炭素ブロックにドイツ SIGRI 社製 ASR-0RB 炭素、上部・側部遮へい体ブロックの中性子吸収体に東海カーボン(株)製炭化ほう素入り黒鉛を使用している。また、IG-110 黒鉛製品および中性子吸収体は、黒鉛材料調達先にて

図4 高温プレナムブロック渦流探傷試験



N89-6407-31

図5 黒鉛・炭素構造物の製造工程と検査時期



製作される。

富士電機は、これら調達先が HTTR 炉内構造物の材料・製品調達先としてふさわしい品質保証活動が行えるよう、品質保証監査および立会検査を通して、品質保証計画・体制について指導を行った。

また、材料・製品の健全性についても、黒鉛調達先にて立会検査、受入検査を行い、仕様を満足していることを確認した。富士電機の黒鉛調達先に対する品質保証活動の概要を以下に述べる。

3.1 品質保証監査の実施

富士電機はすべての黒鉛調達先に対して、調達先の品質保証計画書または QA マニュアルに基づく品質保証監査を実施した。監査は以下に記す確認項目に重点を置き、原料から製品に至る全製造工程についてプラントツアーを行い、品質保証活動が確実に実施されていることを、物(材

図6 黒鉛調達先の品質保証監査



料、製品)、書類(規程、指示書、図面、記録、成績書など)、計器・装置、作業状況などで確認した。また、監査を通じて、最も品質重要度の高い炉内構造物の材料・製品を製作しているという意識を職場の隅々まで徹底するよう努めた。

- (1) 富士電機オーダに対する品質保証体制
- (2) 製造工程および製造条件
- (3) 材料識別管理(物と検査成績書の照合管理)
- (4) HTTR 材料・製品としての取扱い管理
- (5) 清浄度管理(防湿、異物混入防止)
- (6) 材料検査の要領と判定基準
- (7) 計器・装置の校正管理

黒鉛・炭素構造物の製造工程と検査時期を(2)図5に示す。

また、UCAR 社 Clarksburg 工場における品質保証監査時の写真を(3)図6に示す。

3.2 非破壊検査による受入検査の実施

炉内構造物のうち、IG-110 黒鉛構造物であるサポートポストおよびポストシートについては、健全性を確認するため、非破壊検査を行った。非破壊検査は、素材の段階で内部欠陥の検出を目的とした超音波探傷試験を、製品段階で表面欠陥の検出を目的とした渦流探傷試験を受入検査として行った。試験は、HTTR の研究開発で開発した専用探傷装置(プローブスキャナ)を使用し、確立した探傷方法および探傷条件にて、富士電機が行った。

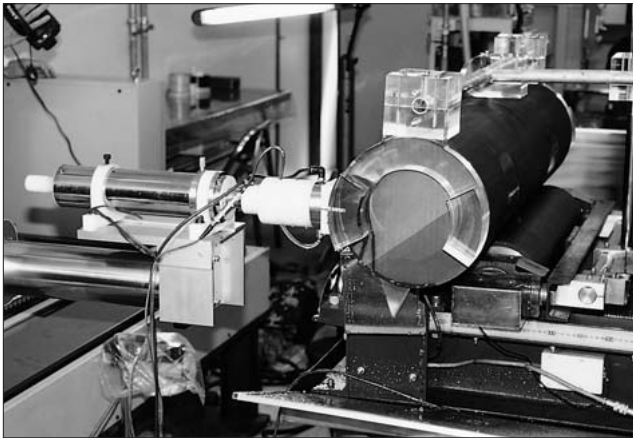
サポートポストの超音波探傷試験状況を(4)図7に示す。

また、炉内構造物のうち、PGX 黒鉛構造物である高温プレナムブロックについては、素材段階で超音波探傷試験を受入検査として行った。試験は、富士電機の技術者の指導のもと、HTTR の研究開発で確立した探傷方法および探傷条件にて、UCAR 社が行った。

4 現地工事における品質保証活動

富士電機担当設備の建設は、1995年4月から本格的な現地掘付段階に入り、炉内構造物を中心とした原子炉本体組立作業の時期を迎えた。原子炉本体の組立作業は、プラン

図7 サポートポスト超音波探傷試験



ト建設のクリティカルパスに位置づけられており、機電各社が分担し作業を進めた。

HTTRの現地工事は、

- (1) 複数のメーカーから納入される機器・部品で設備として総合的に組み上げる。
 - (2) 作業場所は他社作業もあり人の出入りも多く、また狭隘（きょうあい）で工場と比べ清浄度維持が難しい。
 - (3) 炉内構造物は要求品質が厳しく取扱いに注意を要し、組立手順が複雑である。
- などの課題を有している。

現地工事にあたっては、これらの課題を踏まえ、現地品質保証計画書およびこれに基づき品質保証活動を推進するための各種基準を、富士電機現地運営管理の規範として制定し、品質保証担当者の理解だけでなく、実際の工事に携わる担当レベルまで周知徹底を図った。現地工事の品質保証活動の要点を以下に述べる。

4.1 現地品質保証会議の開催

現地工事推進にあたって、現地側と本部側の情報交換を十分に行い、双方の意志疎通を図るとともに、品質保証活動計画の策定、推進、フォローならびに品質関連情報の水平展開のため、毎月定例で「現地・本部連絡会」を開催した。

4.2 工場経験を生かした現地体制

炉内構造物、燃料交換機はともに工場で仮組立・試験を行い、分解後現地に搬入され再組立・試験を行う。これら機器の現地体制は、現地工事を円滑に推進し、品質・信頼性の高いものとするため、工場組立に従事した指導員、試験員を派遣するとともに、工場経験を生かした作業（試験）手順、作業ポイント、管理項目、管理基準、管理方法、確認担当、記録方法などをきめ細かくQC工程図にまとめ、朝晩の作業ミーティングを通して、作業関係者に対し指示・指導・確認を行った。

4.3 工事の事前検討の実施

- (1) 施工図書の検討・確認

図8 炉内構造物特別教育



工事内容・要領は、設備・機器ごとに据付要領書、試験検査要領書、QC工程図としてまとめており、日常作業では、これら図書を基に作業単位ごとに作業指示書として詳細に示している。いずれの図書も工事ステップで実施するホールドポイントと判定基準を定め、その結果は品質保証担当者が検査に立ち会い、工事の妥当性を確認した。これらの施工図書については、本部も含めた設計、施工、品質保証、試験などの各部門の実施担当者による現地DR（Design Review）を行い、施工面からの妥当性の評価と同時に、取合い条件、設計要求事項と確実に適合することを確認した。

(2) 工事着工前ミーティング

工事単位ごとに設計、施工、品質保証、試験などの関係者が参加して、工事体制、顧客承認図書（最新版）の確認、工事要領、取合い条件、設計要求事項の再確認を行い、懸案事項については、着工までに解決した。

4.4 教育の実施

炉内構造物の据付工事に先立ち、作業関係者全員に対して、黒鉛の取扱上の注意事項、清浄度管理区域での注意事項について特別教育を行い、品質意識の向上を図った。特別教育は、1995年5月、延べ34人の受講者に行った。

炉内構造物特別教育実施時の写真を図8に示す。

4.5 清浄度管理

炉内構造物の受入れ・保管・据付にあたっては、他機器の据付工事により発生するじんあいの混入を防止し、鋼構造物のさび発生を防止するため、原子炉圧力容器を包み込むようにクリーンハウスを設置するとともに、作業管理区域を設定し、清浄度管理を実施した。清浄度管理区域では、据え付けた炉内構造物の防せい・防湿のため湿度管理を実施した。また、清浄度管理区域であるクリーンハウス内への入退室者の管理、副資材、計測器、工具などの物品の持込み・持出し管理、服装管理（炉内専用服、靴、帽子などの着用）を行い、富士電機の作業員、他社の作業員、顧客、官庁の立会者に対して周知徹底に努めた。

炉内構造物（黒鉛構造物）のクリーンハウス内での保管

図9 炉内構造物のクリーンハウス内での保管



状況を図9に示す。また、原子炉圧力容器内に炉内構造物の据付が完了した段階での据付検査状況を図10に示す。

4.6 識別管理の徹底

炉内構造物は構造が複雑で、構成する小部品が非常に多く、かつ類似している。作業員が組立図を正しく理解し、これらの部品を間違いなく据え付け、検査員が確実に据付を確認するため、据付アドレス図（全部品に据付アドレス番号を定めた組立図）を炉内に掲示し、消込みを行いながら組立作業を行い、部品組込みチェックシートに基づき部品の組込み確認を行った。

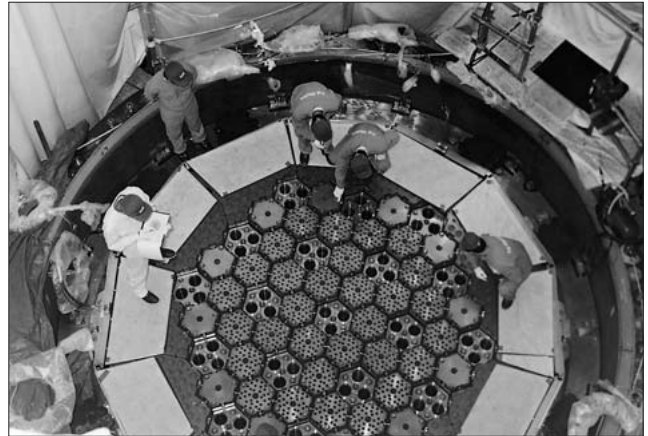
4.7 他社取合い管理

原子炉本体組立作業は、機電各社の共同作業であり、据付作業プロセスで機器の引渡し・受取りの取合いが頻繁に起こる。各社の責任を明確にし、作業の混乱を防止するため、作業ごとに作業手順、確認方法、判定基準、確認者などを明記したチェックシートを作成し、取合い会社、顧客立会のもと引渡し・受取り確認を行った。

5 あとがき

HTTRの富士電機担当設備は、社内関係部門、関係工

図10 炉内構造物据付検査



N99-2241-41

場、現地事務所および調達先が一体となった品質保証活動を展開することにより設計、製作を進め、無事現地据付工事を完了した。

今後は、HTTRにおける品質保証活動の経験と実績を活用し、さらに信頼性の高い原子力の品質保証を推進したいと考える。

最後に、HTTRの工場製作および現地工事にあたり、多大なるご指導をいただいた日本原子力研究所の関係各位に対し、厚く謝意を表する次第である。

参考文献

- (1) 石原正博ほか：HTTRのPGX黒鉛構造物の受入検査における渦流探傷試験，JAERI-M 93-252（1994）
- (2) 伊与久達夫ほか：高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準における材料検査の検討，JAERI-M 93-002（1993）
- (3) 大岡紀一ほか：HTTRの黒鉛受入検査における超音波探傷試験，JAERI-M 93-003（1993）
- (4) 石原正博ほか：HTTRのIG-110黒鉛構造物の受入検査における渦流探傷試験，JAERI-M 93-197（1993）

高温工学試験研究炉（HTTR）の機器の製作

菅野 政男（かんの まさお）

平田 東四男（ひらた としお）

安藤 浩（あんどう ひろし）

① まえがき

高温工学試験研究炉（HTTR）の機器は、主として富士電機の東京システム製作所、神戸工場、エネルギー製作所の3工場で作成した。東京システム製作所では放射線管理設備および燃料取扱設備の制御設備を、エネルギー製作所では炉内構造物、燃料交換機、使用済燃料貯蔵設備機器などを製作した。

エネルギー製作所で製作した燃料交換機については、東京システム製作所および神戸工場で作成した制御設備との組合せ試験を行い、機器と制御設備双方の設計・製作の健全性を確認した。

② 製造体制

HTTR 機器の富士電機での製作分担は前記のとおりであるが、ここでは機器製作の主力工場としてのエネルギー製作所における製造体制について述べる。

HTTR 機器のうち、炉内構造物の炉心部分は高温にさらされ、また高温ヘリウムガスの流れを構成するため、黒鉛・炭素製品相互間では所要のシール性能を必要とするため寸法・幾何公差とも高い精度が要求される。

これらの炉内構造物、燃料交換機などは、設計、製造、品質管理、生産管理などの各部門の多数の実務担当者の手によって完成させることになるので、高い品質の確保には製作に従事する全員の高い意識が要求される。そのため HTTR 機器製作に先立ち、製作機器の概要、特徴、品質管理や黒鉛・炭素製品の取扱いなどについての特別教育を管理者を含めた当該職場の全員に対して行い周知徹底を図った。

各職場においては、日常の QC（Quality Control）サークル活動を通じて意識の向上を図るとともに、HTTR 機器部品製作関係図書（製作図、QC 工程図、移動票など）には、QA（Quality Assurance）上の観点から「HTTR」の押印を行って識別管理をするとともに意識づけを行った。

定期的な品質管理向上、製作フォロー活動として、「原

子力 QR（Quality Reliability）委員会」「HTTR プロジェクト会議」を開催して品質の維持向上と納期確保に努めた。

黒鉛・炭素部品の寸法、幾何精度は特に高いものを要求されたので、高精度の工作機械を早い時点から専用加工機として稼働させ要求品質と納期を確保した。組立工場については、大型機器組立工場内を区画整備した、粉じんの少ない環境下で作業を行った。

③ 各機器の製作

エネルギー製作所では、炉内構造物や燃料交換機などの製作を行った。ここでは、主要な機器についてその製作状況を述べる。

3.1 炉内構造物

炉内構造物は、高温プレナムブロック、固定反射体ブロック、炭素ブロックなどの炉心を構成する黒鉛・炭素製品と、それら黒鉛・炭素製品の炉心部分を支持し、また周囲を拘束するための、炉心支持板、側部遮へい体ブロック、炉心拘束機構などのステンレス鋼または低合金鋼製の鋼構造物および上部遮へい体ブロックにより構成されている。

炉心を構成する、黒鉛・炭素製品のうち、大きなものは、幅約 102 cm × 奥行約 114 cm × 高さ約 125 cm であり、1 個あたりの素材質量約 3 t、製品質量約 2 t と国内では最大級である。図 1 に加工完了した固定反射体ブロックを示す。

炉心を構成する黒鉛・炭素製品には、単品の外形が六角形のものや、単品を 12 個組み合わせ外形が十二角形となるものがある。このうち固定反射体ブロックは隣合う部品の機械加工面同士の接触部で、外側流路から直接炉心へバイパスするヘリウム流量を管理値以下の値とする必要がある。また、原子炉運転時の高温プレナム部温度を計測するための熱電対を水平方向に挿入するための貫通穴が同一線上となるように、多数の部品に対して単品ごとに加工する必要がある。これらを達成するためにはきわめて高い寸法精度と幾何精度が要求されたため、外形形状が異なるものにつ



菅野 政男

製缶溶接技術関係の業務を経て、原子力機器の製造技術業務に従事。現在、エネルギー製作所原子力部課長。



平田 東四男

機械加工技術業務を経て、原子力機器製造技術業務に従事。現在、エネルギー製作所原子力部。



安藤 浩

原子力機器製造技術業務に従事。現在、エネルギー製作所原子力部。

図1 固定反射体ブロック



N89-6407-36B

図2 炉心拘束機構（拘束バンド単品）



N89-6436-77

いては、それぞれ石こうによる実寸大モデルを試し削り加工し、高精度の三次元測定機により検査してNC（Numerical Control）テープの健全性と加工精度を検証後、実際の黒鉛・炭素製品を加工した。黒鉛・炭素製品機械加工の切削性は、金属のそれと比べて悪いということはないが、加工面粗度の向上のための切削工具、切削条件などの最適化を図り、また、鋭角部などは欠けやすいためその対策として、HENDEL-T2（日本原子力研究所納入大型構造機器実証試験ループ炉内構造物実証試験部）炉心用の黒鉛加工時に確立した加工法を踏襲した。

なお、黒鉛・炭素製品は、つり上げ時、反転時、搬送時などにエッジ部が欠けやすいため、金属製品の搬送・取扱いに比較して多種多様なつり治具、反転治具、特殊運搬箱などを準備して搬送・取扱いにまつわるトラブル防止に努めた。このように、黒鉛・炭素製品の取扱い、機械加工には、治工具の多用や細部にわたる取扱い上の注意が必要のため、運搬・加工・検査などの従事者全員に黒鉛・炭素製品取扱いに関する特別教育を実施してから作業に従事させた。特別教育受講者は延べ151人に達した。

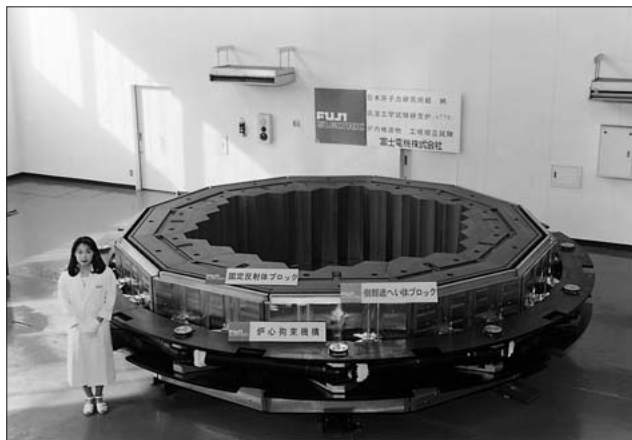
鋼構造物のうち、炉心拘束機構は、炉心黒鉛構造物を側部遮へい体を介して拘束して炉心のシール性を高め、地震時の横荷重を炉本体側で支えるものである。炉心拘束機構のなかの拘束バンドは、合計120個あり、室温での締付力が高温でも維持されるように、熱膨張係数の異なる金属製品を多重円筒状に組み合わせて見掛けの熱膨張係数が黒鉛と同等となるように工夫したもので、ばね定数を管理値に収めるために引張部材となる薄肉円筒の内外径・肉厚についてはきわめて高い寸法精度と表面粗度が要求され、また、使用した材料の製作ロットごとの高温熱膨張係数の実測値に基づいての厚肉円筒圧縮部材の長さ調整加工を必要とし

図3 炉心拘束機構（拘束バンド組立品）



N89-6407-6

図4 炉心拘束機構および遮へい体ブロック仮組立状態



N89-6436-56

た。

炉心支持板上面は、設置される黒鉛製品との摩擦係数を調整するなどの目的で耐熱性材料を溶射後研磨した。

炉内構造物は、設計・製作の健全性の確認、黒鉛製品間のシール性の確認、多くの熱電対や導圧管の引回し性の確認などのため、工場にて模擬原子炉圧力容器を製作し、その内部への総組立および試験を実施した。

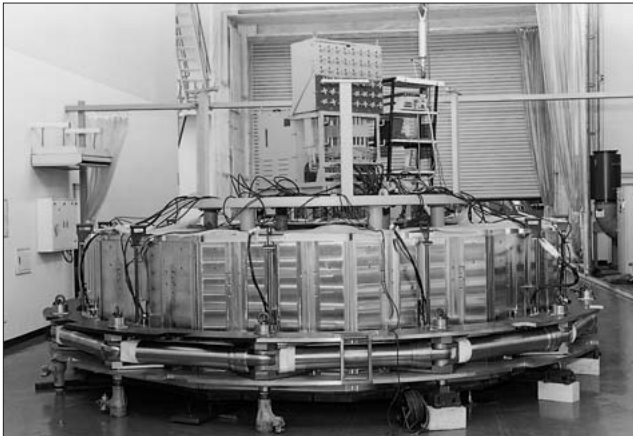
工場組立試験の状況を以下の写真で説明する。

- (1) 図2：炉心拘束機構のうち、拘束バンド単体を示す。
- (2) 図3：炉心拘束機構のうち拘束バンド組立品を示す（同様のものが計10組ある）。
- (3) 図4：炉心拘束機構および側部遮へい体ブロックの仮組立状態を示す（同様のものが計8段ある）。
- (4) 図5：炉心拘束機構の、油圧による締付け状態を示す（仮締付け：12枚の側部遮へい体ブロックを12セットの油圧ラムにより拘束バンドに均一な予張力を与える）。
- (5) 図6：炉内構造物の工場仮組立最終状態を示す。

3.2 燃料交換機

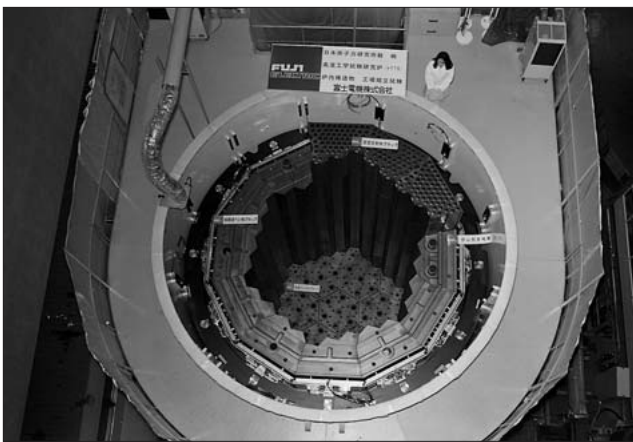
燃料交換機は、グリッパ、グリッパ駆動装置、全体旋回装置、回転ラック、下部ドアバルブをはじめとする機器で構成される遮へい機能と密封機能とを合わせ持つキャスク構造である。原子炉から使用済燃料を取り出して使用済燃

図5 炉心拘束機構の油圧による締付け



N89-6407-14

図6 炉内構造物の工場仮組立状態



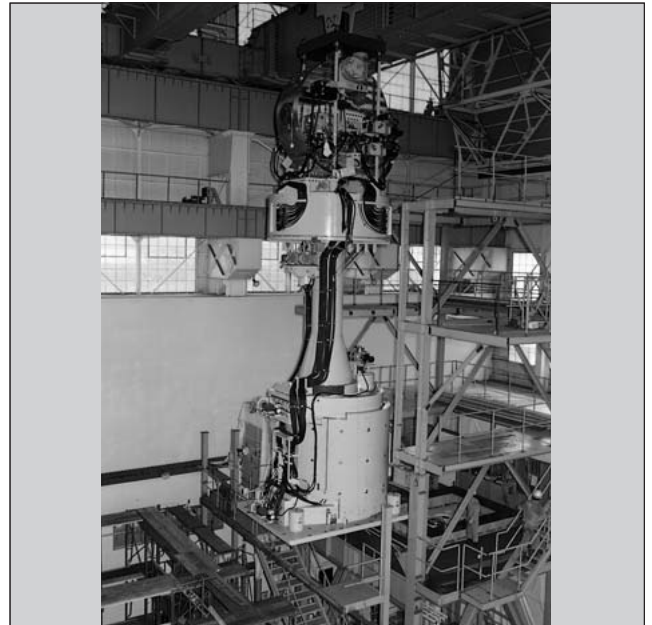
N89-6436-85

料貯蔵設備へ移送し、新燃料貯蔵設備から新燃料を取り出して原子炉内へ装荷する働きをするため、高い信頼性と安全性とが要求される。主要な機構部分については、実寸大試験装置を使用しての数年に及ぶ研究開発により性能を確認し、その成果と抽出された改善項目は実機的设计製作に反映されている。

燃料交換機は全高約11m、質量約150tの大型構造物である。製作にあたっては、はめ合い部やシール部の寸法精度、組上げ後の真直度を確保しつつ、加工工数、試験工数を削減しコストダウンにつなげる工夫を行った。代表的な例としては、回転ラックを収容する下部胴（38t）、ストローク上限位置のグリッパを収容する上部胴（18t）、上部・下部ドアバルブのケーシング（各15t）などの大物部品を一体鍛造材として、切削加工だけで仕上げる工法をとり、溶接作業、溶接部検査などに要する作業工数の削減と製作期間の短縮を図った。

燃料交換機は天井クレーンによりつり上げられて移動を行って設置される方式のため、着地の際の安定を考慮して、つり上げ状態で据付面（下面）の傾きが発生しないように調整しておく必要がある。組立状態では、機器付きの配管や購入部品などが各部に取り付くため、設計図面上で表される重心位置と実際の重心位置とにずれが出る可能性がある。そのため、工場組立最終段階に特殊つり治具を使用し

図7 燃料交換機



N89-6531-78

てつり上げ、重心位置を実際に確認してから、つり金具の加工寸法を最終決定する手順を踏んだ。この結果、つり上げ状態の下部ドアバルブ底板（2,790mm × 3,400mm）端部同士のレベル差が10mm以内に収まる水平度を確保することができた。

燃料交換機は制御システムによる高度の全自動運転を行うので、実際に使用する監視制御システムをエネルギー製作所内に搬入し、実際の機械と制御システムとを組み合わせた性能確認試験を行った。試験では現地でのストローク、取扱い条件をほぼ100%模擬した。実際の原子炉、使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備の代わりに、それぞれ縦1列に模擬炉心構成要素（燃料体、可動反射体などの模擬）を積み上げられるような内側六角形の筒を用意して、巡回機構付きのテーブルにつり下げ、簡単に試験条件を変えられるような工夫を施した。

工場試験架台への燃料交換機つり込み状況を図7に示す。

3.3 燃料貯蔵プール設備他の製作

(1) 燃料貯蔵プール設備

燃料貯蔵プール設備は、63体の縦置き円筒状の保管用容器に使用済燃料を7体ずつ貯蔵する設備である。

縦置き円筒状の保管容器（貯蔵ラック）は、外径457mm（肉厚10mm）×長さ約6.6mのステンレス鋼製品であり（図8）、法定の溶接検査があるほか、円筒度、真直度の要求が厳しいため、数本の試作を行って製作法を決定し実機製作に臨んだ。なお、貯蔵ラック内部には、収納する六角形の燃料体などをガイドするためのラックガイド（図9）が組み込まれる。

(2) クロージャ

クロージャ（図10）は、原子炉圧力容器上部のスタンドパイプにはめ込まれて閉止栓の役割をし、原子炉運転中の耐圧バウンダリーを形成する構造物である。原子炉施設に

図8 貯蔵ラック



図9 ラックガイド



おける構造などの技術基準では、最も高い品質管理が要求される第一種容器に区分され、設計から材料製造、加工、組立、試験までの一連の製作工程は、厳しく管理された条件の下で進められた。

クロージャは、はめ込まれるスタンドパイプの種類（大きさ）により、4種類に大別される。燃料を交換するとき燃料交換機グリッパが通過するスタンドパイプのクロージャが最も大きく、直径が510mm、長さが488mmである。製作個数は全種類合計で29体である。クロージャは、原子炉圧力容器内部の圧力4.7MPaを受けるので、最大径のものには98tもの力が作用する。これを支える部品には高い強度が要求され、かつ遠隔操作でスタンドパイプに着脱できる円滑な操作性も合わせて要求されるので、組み込まれた状態でわずかな狂いも生じないよう高精度に、慎重

図10 クロージャ



に製作を進めた。

原子炉圧力容器の気密を保つため、クロージャの外周には2段または3段の円筒シール材（Dリング）が設けられている。スタンドパイプへの装着は、自重により挿入させる方式なので、円筒シール材のしゅう動抵抗が自重を上回らないように設計されている。現地出荷前の工場組立試験では、シール性能の確認とともに、実寸大の模擬スタンドパイプを製作し、挿入性能が設計値どおりであることの確認も全数について実施した。

4 あとがき

炉内構造物は、1995年4月から原子炉内への組立を開始し、同年9月組立・据付を完了し、原子炉容器としての所要の据付試験および官庁立会を完了している。

また、燃料交換機は、1997年3月に現地での組立および試験を行い、官庁立会検査を完了し、燃料の初装荷に入るべく準備中である。今後は、HTTRの機器製作メーカーとしてその完成および初臨界に向けて、顧客に協力する所存である。

最後に、工場製作において多大なるご指導をいただいた日本原子力研究所の関係各位に深甚なる謝意を表する次第である。

高温工学試験研究炉（HTTR）の現地工事

梅津 博幸（うめつ ひろゆき）

横田 修一（よこた しゅういち）

佐藤 卓充（さとう たかみつ）

1 まえがき

1991年3月に着工した高温工学試験研究炉（HTTR）は、1996年11月に予定どおり機器の据付を完了した。着工から69か月に及ぶ工事であったが、無災害で工事を完了することができた。以降、臨界に向け、総合機能試験が進められている。

HTTRの現地工事は、日本原子力研究所の建設管理、施工監理のもと、(株)東芝、(株)日立製作所、三菱重工業(株)および富士電機(株)の原子力メーカー4社と建築共同企業体などとの共同で進められた。

富士電機にとってHTTRの現地工事は、原子炉本体である炉内構造物の組立・据付を行うなど、これまで以上の施工技術、管理技術が求められたが、各工場、関連各社との連携、協力により、当初の予定どおり工事を完了させることができた。

以下に、HTTR現地工事における成果の概要について紹介する。

2 現地工事の概要

2.1 据付工事工程の概要

2.1.1 全体工事工程の概要

HTTRの建設は、1991年3月に建家基礎の掘削工事を開始し、同年12月から基礎コンクリート工事を開始、1992年6月に原子炉格納容器建方を開始、1994年8月に原子炉圧力容器の据付を完了、1995年9月に炉心工事の完了などのマイルストーンを経て、1996年11月に機器据付工事を完了した。

2.1.2 富士電機担当設備の工事工程の概要

富士電機担当設備の現地工事は、マスター工程に沿って1992年3月から埋込金物類の据付を開始し、1993年12月から1994年5月まで置場金物、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール設備上ぶたなどの燃料取扱フロア上の埋設機器の据付工事を実施した。1995年3月から貯蔵プール設備の貯蔵ラック本体の据付工事を開始し、これに続き同年4月から原子

炉本体である炉内構造物の据付工事を開始した。同年9月に炉内構造物の工事を完了し、同年12月および1996年4月に燃料交換機の組立工事を実施し、同年6月に燃料交換機メンテナンスピット設備を用いた単体機能試験を開始した。1997年4月に実施した燃料交換機の原子炉と組み合わせた炉内組合せ試験の終了をもって現地工事を完了した。

上記の富士電機主要設備の工事経緯を表1に示す。

2.2 工事体制

各設備の現地据付工事を安全かつ工程どおりに進めることを目的として、HTTR全般を統括する本部のもとに現地工事を統括・管理する「富士電機HTTR原子炉施設建設事務所」体制を組織した。

この体制は、所長、安全衛生管理責任者、品質保証責任者のほか、施工管理責任者のもとに富士電機が受注した設備を「炉本体設備」「燃取設備」「電気計装設備」「放射能計装設備」の大きく4グループに分け、それぞれに工事管理責任者を置くことにより、責任の範囲を明確にし、担当設備の工事に専従させ、さまざまな状況にも機動的に対処できるように組織された。

この体制の機能を十分発揮させるため、定期的な連絡母体となる「現地・本部連絡会」を中心として、着工前DR（Design Review）など種々の連絡会を開催し、現地と本

表1 富士電機主要担当設備の現地工事主要経緯

年 月	工事名
1992. 3	埋込金物の据付開始
1993.12	貯蔵プール設備上ぶた、燃料取扱フロア埋設機器の据付開始
1995. 3	貯蔵プール設備の貯蔵ラックの据付開始
1995. 4	炉内構造物の据付開始
1995. 9	炉内構造物の据付完了
1995.12	燃料交換機の海上輸送（重量部）
1996. 4	燃料交換機の組立開始
1996. 8	燃料交換機単体機器試験の完了
1997. 4	燃料交換機炉内組合せ試験の完了



梅津 博幸

HTTRのプロジェクト業務に従事。現在、富士・川重原子力推進本部HTTRプロジェクト部主任。



横田 修一

原子力プラントの現地建設業務に従事。現在、エンジニアリング統括部パワーエンジニアリング事業部原子力部課長補佐。



佐藤 卓充

原子力プラントの現地建設業務に従事。現在、エンジニアリング統括部パワーエンジニアリング事業部原子力部課長補佐。

部との緊密な連携と現地工事にて実施すべき諸施策の展開を図った。

2.3 工程管理

建設工事においては、限られた工期、コスト、人員で実施するために月間、週間、日割り工程、機器現地到着リストによる工程・機器現地到着の管理および顧客、原子力メーカー4社間の工程調整会議などによるフォローを行い、据付工事および機器現地到着の遅滞を防止した。

特に、全体工事のクリティカル工程である炉内構造物据付工事（3.1節に詳述）では、炉心構成要素据付工事〔川崎重工業（株）実施〕と原子炉圧力容器内で交替しながら行う相互作業となるため、時間単位工程管理を行い相互作業の円滑化を図った。また、スタンドパイプ室内機器据付工事（1995年11月～1996年3月実施）では、原子力メーカー4社の工事が錯そうするなかの工事期間約4か月間に約100回に上る立会検査〔科学技術庁、（財）原子力安全技術センター、日本原子力研究所などの検査〕を円滑に進めるために、全体の日割り工程を作成し工程管理およびフォローを行った。

2.4 安全衛生管理

現地工事に先立ち、工事の開始から機器据付調整および単体機器の試験検査完了に至るまでの全工程でHTTR建設現場の特色を反映した安全衛生管理基本計画を作成し、その基本方針ののっとり工事計画を立て、作業を進めた。

また、安全衛生管理を推進するうえでの安全衛生管理体制は、富士電機HTTR原子炉施設建設事務所長が総括安全衛生管理者を務め、各工事取りまとめ責任者および安全専任者を安全衛生責任者、一次下請会社の工事責任者および安全専任者を安全衛生推進者とした。

安全衛生活動では、安全衛生責任者などが作業員の安全に対する意識向上を図るとともに、日々の作業で安全衛生管理の基本計画どおりに工事を行っていることを常に監視・指導し、安全衛生管理の徹底に努めた。その成果としては、3年9か月間の現地工事において、315,846時間（延べ労働者数：35,094人）無事故無災害を記録し、目標時間30万時間を達成した。

安全衛生活動の要点を以下に述べる。

(1) 安全衛生協議会活動

安全衛生協議会は、労働安全衛生法第30条「特定元方事業者の講ずべき措置」に基づく協議組織であり、HTTR建設工事における総括安全管理の円滑な運営を図り、作業員の災害防止に寄与することを目的とし、構成会員は元請および関係請負人で、毎月月末に定例会議を開催した。

安全衛生協議会では、旬間目標の決定、安全パトロールにおける指示・是正事項の確認、月間安全衛生管理計画の作成などを行い、安全衛生責任者および安全衛生推進者を通して作業員に安全指示事項の周知徹底を図った。

(2) 日常活動

作業着手前のKYM（危険予知ミーティング）でその日

の作業手順の確認、危険箇所の抽出・措置、重点目標決定と指差呼称を行い、作業者全員の安全意識の向上を図った。また、毎日行う安全パトロールでは当然のことが確実に行われているか、作業要領書説明会、KYMなどで確認した事項が確実に実施されているかに重点を置き巡回し、ヒューマンエラーの防止や是正措置などを行った。

(3) 特別安全教育の実施

炉内構造物据付作業（2交替勤務、ピット内および高所作業）、燃料交換機組立作業（高所作業、重量物取扱作業、仮設足場での作業）、燃料交換機の単体機器性能試験（遠隔操作、高所作業、ピット内作業、低圧電気設備盤内作業）など、特に危険度が高いと予測される作業については、通常行っている作業要領書説明会のほか、作業手順ごとに危険箇所の抽出と措置を徹底させるための特別安全教育を実施した。また、工事要領書説明会や特別安全教育において提案された安全対策案を積極的に取り入れ、より確かな安全措置を行った。

③ 主要工事の概要

3.1 炉内構造物の据付

炉内構造物据付作業は、1995年4月1日（株）日立製作所からの原子炉圧力容器内部の引取りに始まり、1995年9月12日の炉内構造物据付後の科学技術庁使用前検査をもって完了した。延べ据付作業日数は165日間〔内31日間は川崎重工業（株）が炉心構成要素および出口管据付工事を実施〕であるが、立会検査などを除く据付作業は2直2交替で作業を実施し、据付工程の遵守を図った。

3.1.1 据付工事の概要

炉内構造物は、最下部にて全体を支える炉心支持板などの下部支持鋼構造物、炉心を支え高温の冷却材ヘリウム流路となる高温プレナムブロック、固定反射体ブロックなどの黒鉛構造物、その固定反射体ブロックを外側から締め付ける炉心拘束機構などにより構成される12角柱状積層構造となっている。組立作業は、原子炉圧力容器内部で行われ、最下部の炉心支持板据付から順に上方へ固定反射体ブロック1段分ごとに8段積み上げることで行われた。

この組立作業にあたっては、大型構造機器実証ループの燃料体スタック実証試験部（HENDEL-T1）および炉内構造物実証試験部（HENDEL-T2）における経験を最大限活用し作業を進めた。

炉内構造物の据付状況を図1に示す。

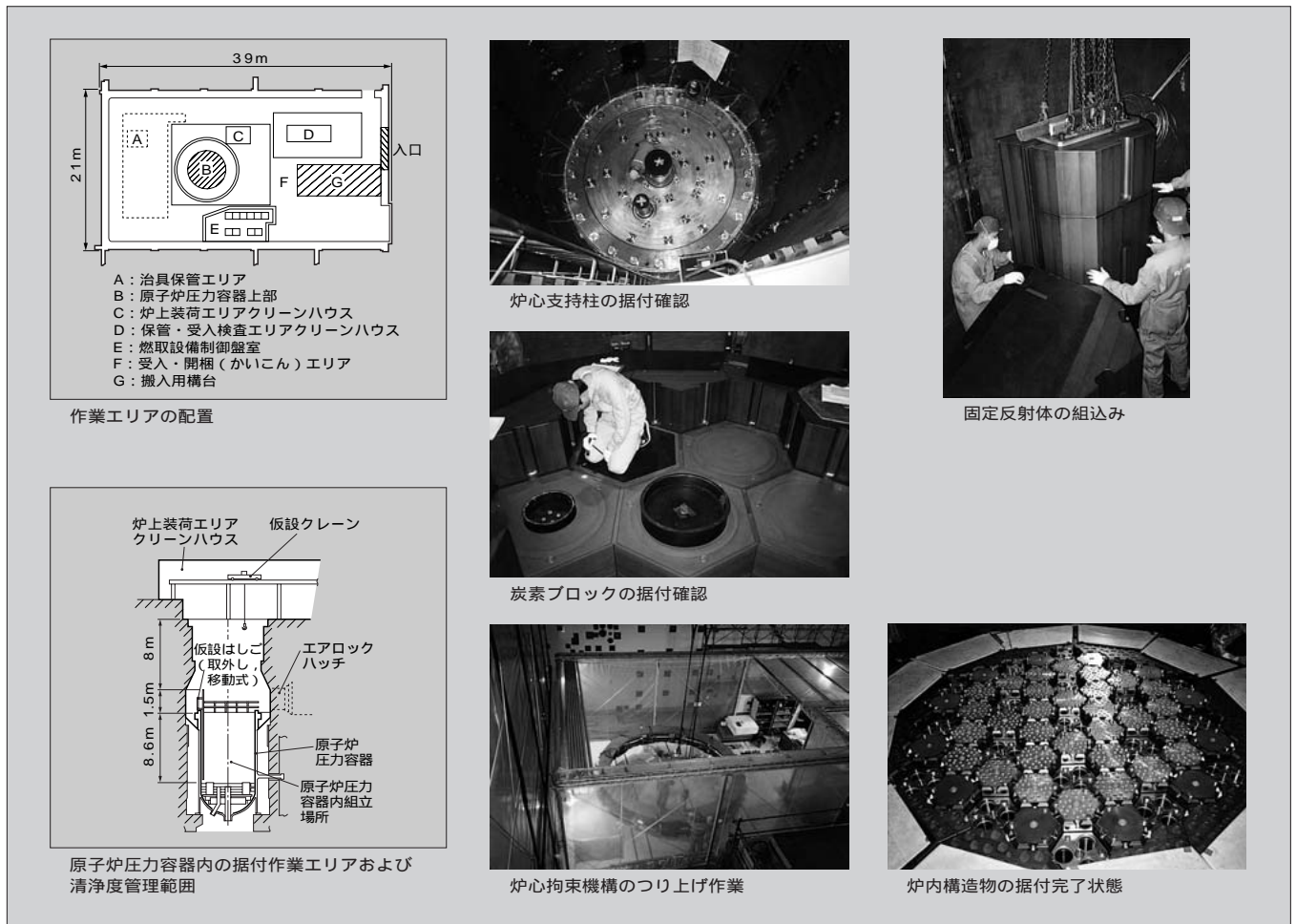
3.1.2 据付工事における留意点

今回の据付工事では、事前に富士電機のエネルギー製作所での仮組立試験を行い、組立方法、手順、シール性能などの確認を行っていたため、現地の据付では、エネルギー製作所での仮組立試験の再現を目標に以下の点を最重要項目として作業にあたった。

(1) 清浄度維持管理

炉内構造物は、原子炉を構成する重要な機器であるため、異物混入防止、黒鉛構造物の吸湿防止、鋼構造物への結露

図1 炉内構造物の据付



防止が重要な条件となった。

(a) 据付作業エリア周囲では、他設備の工事も並行して行われており、また、作業は高湿度・高温度となる梅雨・夏季に実施される。このため、保管・受入検査エリア、組立部品を供給する炉上装荷エリア、組立作業・検査を行う原子炉压力容器内部エリアに区分し、仮設クリーンハウスを設置するとともに、清浄空気の供給と湿度管理が行える専用の空調設備を設けた。

b) 原子炉压力容器内部エリアおよび保管・受入検査エリア入口には着替室を設け、組立作業およびその他見学のためのすべての入域者に対し、専用の作業服・作業靴・安全ヘルメット・帽子・綿手袋に着替えるよう徹底した。また各エリア内に持ち込む物品は組立作業に使用する治具・測定具に限定し、持込み・持出し管理台帳にて所在管理を徹底することで、持込み品の置忘れ防止を図った。

(2) 黒鉛・炭素製品破損の防止

炉内構造物の主要部品である黒鉛・炭素製品は、破損しやすい性質をもっている。万一破損した場合は素材状態から検査・製作を行う必要があるため、交換部品をあらかじめ準備しておくことはできない。このことから、黒鉛・炭素製品の破損・損傷事故を発生させることなく、組立作業を行う必要があった。

(a) 組立作業にあたっては、エネルギー製作所での仮組立経験者をあてるとともに、特に作業の中心となる組立指導員については、HENDEL-T2 据付経験者を起用するなど、過去の経験・実績を生かした組立作業を推進した。

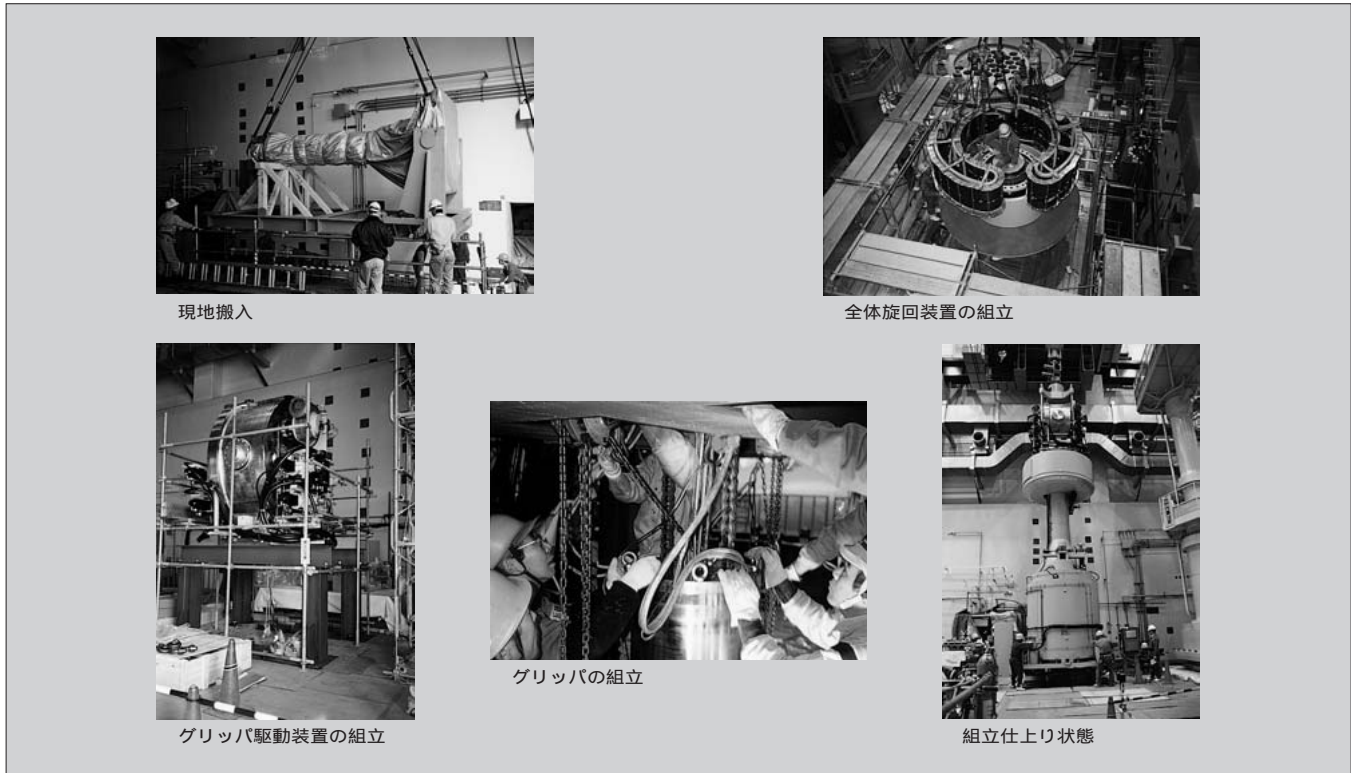
b) 富士電機の品質管理者・施工管理者・検査員から工事会社の監督、作業員に至るすべての組立作業に関係する者に対し、「黒鉛・炭素製品取扱認定者制度」に基づく現地事前教育を実施した。受講者には、認定者証を発行し安全ヘルメットに貼(は)り付けさせ、一般作業との差別化を図った。炉内構造物の組立作業は、黒鉛・炭素製品取扱認定者のみに限定して行い、組立作業全体の品質向上を図った。

(3) 据付精度の確保

炉内構造物は、台形状の固定反射体ブロック12個を円周状に配置し、さらに8段組み上げる積木構造となっている。このため、固定反射体ブロック間のシール性能、燃料体、制御棒の挿入性などから要求される据付精度の確保は、HTTRの性能を左右する重要な要素であり、所定の据付精度を確保するため、細心の調整と精度の高い測定が要求された。

(a) 炉心支持板据付は、炉内構造物全体の据付精度を左右する。このため組立作業前に、据付精度上重要な取

図2 燃料交換機の据付



合いである炉心支持格子の据付〔(株)日立製作所実施〕状態について、測定方法の事前調整から測定時の立会確認まで徹底した状態把握に努めた。また、炉心支持板の据付に際し、据付レベル・位置の調整、その確認測定に十分な時間（全体工期 165 日間の内22日間を要した）をかけ、所定の据付精度を実現した。

- b) 組立完了後の据付精度が要求を十分満足できるものであることを組立途上で確認するため、要所要所でのシール性能確認試験、据付位置測定を実施し、エネルギー製作所での仮組立試験結果との照合を行った。これにより、シール性能、据付精度など十分満足できる据付状態にすることができた。

(4) 部品管理・作業管理

炉内構造物には、1 層約12t の炉心拘束機構、1 体約 1t の固定反射体ブロックから 1 枚数十 g のシール要素まで約 5,000 個以上もの部品があり、しかも同形状の部品が数多く、かつこれらは組込み位置がすべて異なる。さらに、据付作業は炉上部から組立部品を供給するチームと炉内で組立を行うチームに分かれて行われ、それぞれが 2 直 2 交替作業体制を採用したため、徹底した部品管理・作業管理が要求された。

- (a) 組立部品のすべてに識別番号を設定し、搬入・受入れ、組立場所への払出し、本体への組込み、組立完了時の検査の各段階で、「受入れ・払出し台帳」「QC (Quality Control) 工程図」(組立部品、組立方法、検査内容が組立手順に従ってまとめられた要領書)に基づくチェックを実施するなど、チーム間での部品管理を徹底し、誤組込みを防いだ。

- b) 据付作業にあたっては、エネルギー製作所仮組立で使用した QC 工程図を現地作業に合わせ改訂し、QC 工程図を各チーム間で共有化することで、組立方法の統一、作業進捗(しんちやく)の整合を図り、組込み忘れを防止した。

3.2 燃料取扱及び貯蔵設備の据付

燃料取扱及び貯蔵設備の機器据付工事には、貯蔵プール設備、燃料出入機レール、燃料交換機、ガス置換装置および床上ドアバルブの各工事がある。今回は、なかでも重要度の高い燃料交換機組立作業と貯蔵プール設備据付作業について紹介する。

(1) 燃料交換機

燃料交換機は、一度、エネルギー製作所で組み立て、性能・作動試験を実施し、日本原子力研究所の検査に合格した後、輸送できる大きさに分割して現地へ出荷した。

(a) 燃料交換機の輸送

燃料交換機の胴体部(ドアバルブ、回転ラックなど遮へい体機能を持った機器)は重量物であることから海上輸送を採用し、精密な機械部品や多数の電気部品などで構成されているグリッパ、グリッパ駆動装置は、塩害防止などの観点から陸上輸送を採用した。

海上輸送は、大洗港から約 8 km 離れた日本原子力研究所構内へ交通量の少ない夜間に一般道路(2車線)を閉鎖して輸送すること、大洗港での水切り日を変更できないことなどの制約を受けたが、工場出荷日の調整、綿密な輸送・水切り計画の立案などにより、予定どおり輸送を完了することができた。

図3 貯蔵プール設備の据付



水切り作業については、揺れている船内から最大質量約 90 t の胴体部をつり出すため、港に 500 t クレーン車を組み立て、事前に作業手順を確認したうえで細心の注意を払いつつ実施した。

b) 燃料交換機の組立

海上輸送分の機器については、機材搬入用構台が設置されていること、原子炉建家仮開口閉鎖工事が開始されることなどから、十分な保管スペースを確保することができないため、組立状態で保管・養生することとした。

陸上輸送分の組立および胴体部分への組込みは、床下約 4 m の位置に空間があるところで、燃料交換機の周囲約 10 m 内に高さ 8 m の足場が組み立てられる場所が必要であった。この条件を満足できるスペースとして、使用済燃料検査室上を選定した。

組立作業は、グリッパ駆動装置周りの組立、グリッパ駆動装置の胴体部上部への取付け、グリッパの取付けの順に行われた。グリッパは、胴体部が設置された場所の階下 (約 2 m の位置) にグリッパを設置し、グリッパ駆動装置を操作しながら胴体内部を通されたチェーン、ワイヤ、動力・制御用ケーブルなどに接続された。

燃料交換機の組立期間中は、他社の据付作業も計画されており、オペレーションフロア (燃料交換作業床) の約 6 割を占める燃料交換機組立を計画するうえで、顧客、他社との作業エリア調整、工程調整、天井クレーン使用時期調整など細かい調整を行った。これらの調整により所定の工期で組立を完了することができた。

(c) 性能・作動試験

燃料交換機組立後、メンテナンスピットにおいて模擬

ブロック取扱いなどの性能・作動試験を実施し、工場試験結果と同様、設計どおりの性能を有することを確認した。

また、炉内組合せ試験では、ヘリウムガス雰囲気原子炉内で炉心構成要素 9 体を自動運転により取り扱うなどの実際の条件に近い状態での性能を確認することができた。

工事状況を図 2 に示す。

(2) 貯蔵プール設備

貯蔵プール設備は、貯蔵ラック、上ぶた、貯蔵ラック振止め、漏えい検知装置、プール内配管から構成されている。貯蔵ラックの据付は、上ぶた据付完成後、エネルギー製作所で製作済みの貯蔵ラック [457 × 6,600 (mm)] と遮へいプラグを順次挿入するもので、すべて現地での組合せ作業である。

特に上ぶたは燃料取扱フロアを形成する原子炉建家の一部分であるため、据付工事は原子炉建家の床工事と同時に調整しつつ実施する必要がある。

上ぶたは、二対の底板、二対の上板および底板-上板間に設置される 66 本のスリーブを最良の位置に組合せ設定後、空げきにコンクリートが流し込まれ据え付けられる。上ぶたは、燃料交換機と取り合う床であることから、二対の底板、上板の相対位置精度、スリーブ・上ぶた全体の設定位置精度、上ぶたの水平度など、精度に対する厳しい要求を満足させる必要があったが、コンクリートを流すことにより生じる位置ずれを防止する固定方法の考案、空間上での位置測定を可能にする治具の考案など、さまざまな工夫を施すことによって、十分要求を満足させることができた。

図4 燃料取扱及び貯蔵設備計装制御設備の据付



以上のように貯蔵プール設備は、建築共同企業体との調整、厳しい精度要求での据付工事であったが、所定の精度を十分満足し、かつ所定の工期内で終了することができた。工事状況を図3に示す。

3.3 電気計装工事

電気計装工事には、燃料取扱及び貯蔵設備の動力制御盤、継電器盤、変換機盤のほか、モータコントロールセンタ、原子炉計装関係盤などの据付工事、盤間および機器間のケーブル引回しなどがある。

特に、燃料取扱及び貯蔵設備の盤およびケーブル布設工事は、盤類が燃料交換機とほぼ同時に現地に搬入され、かつ燃料交換機の性能・作動試験に使用される予定であったことから、短期間での工事が要求された。しかも、燃料交換機の組立に盤の一部とケーブルを使用する必要があるため、盤が搬入された後にケーブル引回し作業を行ったので

は要求工期内に工事を終了できないことが予想された。

そこで、事前にケーブルを各部屋間に引き回す、他社との足場の共通使用など、ケーブル布設工事の合理化を図り、懸念された燃料交換機の性能・作動試験の工程に影響を与えずに工事を終了させることができた。

工事状況を図4に示す。

4 あとがき

HTTRの現地工事が工期どおりに無災害で完了したことについて、日本原子力研究所殿のご指導ならびに関係各社のご協力に対し、深甚の謝意を表したい。

今後、臨界試験、運転開始に向けさらなる努力を行うとともに、高温ガス炉技術の発展に寄与できることを念願するものである。

最近登録になった富士出願

〔特 許〕

登録番号	名 称	発明者	登録番号	名 称	発明者
2706806	繊維製品乾燥装置の運転制御方法	若江谷新治	2712448	半導体装置	吉田 豊
2707540	光センサアレイ	上野 正和 加藤 利明 西浦 真治	2712605	誘導電動機の制御装置	鉄谷 裕司
			2712632	誘導電動機の可変速制御装置	海田 英俊
2707734	すべり周波数形ベクトル制御装置	藤田 光悦 鉄谷 裕司	2712635	塩素発生器	神崎 克也
2707747	インバータ装置	吉田 雅和 小川 省吾 田久保 拓	2712678	自動販売機の硬貨返却装置	岩本 昌三 木村 幸雄 永田 和重 川上 浩二 鶴田 和博 松島 幸三 増田 和幸
2707751	抽気タービンの抽気管系統	神尾 忠義			
2707778	ノイズ除去回路	金児 久志	2712690	素子分離溝を有する半導体装置の製造方法	斎藤 明
2707779	冷蔵ショーケースの温度制御装置	栗田 正哉 岡 吉嗣 酒井 克広	2712699	燃料電池用ガス拡散電極	桜井 正博
			2712713	整流装置の無効電力演算器	小西 茂雄
2707782	積層型圧電素子	河村 幸則 松本 謙滝 裕輝	2712736	高力率整流回路	大久保 温
			2712745	半導体素子の保護回路	高坂 憲司 熊谷 諭 小西 義弘 橋爪 彰一
2707791	ブラシレス同期機の界磁巻線接地検出用テレメータ装置	遠藤 研二	2712755	PWM パルスの切替方法	橋井 眞
2707795	電子写真用感光体	田村 幸久 折笠 仁昇 古庄	2712765	コンデンサ放電電圧補正方法	豊島 成久
			2712766	燃料改質器	梅本 真鶴
2707823	電気機器の故障監視装置	山田 守達 四蔵 浩志 小野 宜行 高尾	2712787	インバータ直流入力電流の検出方法及び検出回路	前田 裕司
2707826	電子写真用感光体	黒川 恵市	2712795	エンジン発電機の予備励磁回路	野中 政章
2707831	半導体装置の製造方法	降旗 博明	2712799	電力変換装置の駆動回路	望月 昌人
2708755	インバータ装置	小原 正樹 藍原 隆司 藤田 光悦	2712800	正逆双方向型軸流送風機	新倉 祥之 塚本 直史 鈴木 良治 野口 幸洋
2708760	紙葉類搬送装置の制御装置	堂面 俊則	2712810	高耐圧半導体装置およびその製造方法	伊藤 伸一 斎藤 龍
2708864	非晶質半導体の生成方法	吉田 隆	2713608	画像の回転処理回路	岸 正弘
2708940	配電系統の高調波発生源の特定方法	内藤 督	2713799	薄膜太陽電池	市川 幸美
2708951	加圧と真空併用の注湯炉及びこの注湯炉の運転方法	大森 次治 川崎 道夫	2715559	高電圧発生回路	五十嵐征輝
2708973	パンタグラフ装置のすり板	宮内 広二 辻本 勝司	2715584	多重化整流器の制御方法	高坂 憲司
2710239	カップ式飲料自動販売機	梅元 勝久 佐藤 俊博 鶴田 和博	2715613	インバータの定電流制御装置	石田 紘一
			2715645	半導体閉管拡散方法および閉管拡散装置	渡邊 雅英
2710249	スイッチング用半導体装置	重兼 寿夫	2716389	インクジェット記録ヘッド	松本 浩造

主要営業品目

電 機

電動機，可変速装置，誘導加熱装置，誘導炉，産業用電源装置，クリーンルームシステム，非常用電源装置，コンピュータ用電源装置，船用電気品，車両用電気品，変圧器，遮断器，ガス絶縁開閉装置，電力変換装置，原子力機器，火力機器，水力機器，発電機，新エネルギー発電システム，発電設備用保護・監視・制御装置，発電設備用コンピュータ制御装置，誘導電動機，ギヤードモータ，ブレーキモータ，ファン，ポンプ，ブロワ，電磁開閉器，操作・表示機器，制御リレー，タイマ，ガス関連機器，配線用遮断器，漏電遮断器，限流ヒューズ，高圧受配電機器，汎用モールド変圧器，電力制御機器，プログラマブルコントローラ，プログラマブル操作表示器，多重伝送システム，汎用インバータ，サーボシステム，加熱用インバータ，可変速電動機

制御・情報・電子デバイス

コンピュータ制御装置，運転訓練・系統解析シミュレータ，電力量計，放射線モニタリングシステム，保護・監視・制御装置，マイクロコントローラ，水処理装置，遠隔制御装置，オゾン処理システム，電気集じん機，FA システム，電話自動選択着信装置，レーザ応用装置，ビデオセンサ応用装置，工業計測制御機器，分析機器，放射線計測機器，OCR，磁気記録媒体，複写機・プリンタ用感光体，パワートランジスタ，サイリスタ，シリコン整流素子，集積回路，パワーハイブリッド IC，サージアブソーバ，半導体センサ，スイッチング電源

業務用民生機器ほか

自動販売機，コインメカニズム，紙幣識別装置，貨幣処理システム，飲料ディスペンサ，自動給茶機，冷凍冷蔵ショーケース，ホテルペンダシステム，カードシステム

富士時報	第 71 卷 第 4 号	平成 10 年 3 月 30 日 印刷 平成 10 年 4 月 10 日 発行
		定価 525 円 (本体 500 円・送料別)

編集兼発行人	沢 邦 彦
--------	-------

発行所	富士電機株式会社内 「富士時報」編集部	〒100-8410 東京都千代田区有楽町一丁目 12 番 1 号 (新有楽町ビル) 電話 東京 (03) 3211 - 7111 (大代表) 〔編集室：電話 東京 (03) 3211 - 1168〕
-----	------------------------	--

印刷所	富士電機情報サービス株式会社	〒151-8520 東京都渋谷区代々木四丁目 30 番 3 号 (新宿コヤマビル) 電話 東京 (03) 5388 - 8241
-----	----------------	--

発売元	株式会社オーム社	〒101-8460 東京都千代田区神田錦町三丁目 1 番地 電話 東京 (03) 3233 - 0641 (代表) 振替口座 東京 6 - 20018
-----	----------	---

富士時報論文抄録

高温工学試験研究炉（HTTR）の建設

岡本 太志 小林 修 秋定 俊裕
富士時報 Vol.71 No.4 p.193-196（1998）

日本原子力研究所（原研）が開発した熱出力 30 MW の高温工学試験研究炉（HTTR）の建設（1991年 3月に着工）は順調に進み、1997年 9月に予定どおり工事が完了した。

富士電機は、炉内構造物、燃料交換機・使用済燃料貯蔵設備などの燃料取扱及び貯蔵設備、放射線管理設備などを担当し、原研のご指導のもとに、大型ヘリウムガスループ「HENDEL」設備の建設経験、HTTR 向け研究開発の成果をもとに設計、製作、建設に取り組んできたのでその概要を紹介する。

高温工学試験研究炉（HTTR）の炉心設計

早川 均 木曾 芳広 徳原 一実
富士時報 Vol.71 No.4 p.197-202（1998）

富士電機は、日本原子力研究所に協力して高温工学試験研究炉（HTTR）の中心となる炉心設計を担当した。HTTR の特長は、出口ガス温度が 950 と高温となることである。この高温の出口ガス温度達成のために、核設計では、多領域での燃料濃縮度の調整、BP を利用した制御棒挿入度の低減により、出力分布を最適化した。熱流動設計では、冷却に寄与しないバイパス流れを抑え、燃料温度を制限温度内に維持できるよう流量配分を計画して構造設計に反映した。これにより、950 という世界最高レベルの原子炉出口温度を達成できる炉心設計を完成させた。

高温工学試験研究炉（HTTR）の安全評価

大橋 一孝 高田 英治
富士時報 Vol.71 No.4 p.203-206（1998）

原子炉の安全評価は、個々の設備設計結果を踏まえてプラント全体としての安全性を最終的に確認することを目的としており、国の安全審査における最も重要な審査項目である。高温工学試験研究炉（HTTR）の安全評価は、日本原子力研究所（原研）を主体に、富士電機および川崎重工業(株)が協力する形で実施された。本稿では、HTTR の安全評価用に富士電機で開発した解析プログラムの概要と、減圧事故を例とした富士電機担当分の評価結果を紹介している。

高温工学試験研究炉（HTTR）の炉内構造物の設計

辻 延昌 神堅 圭介 船口 進
富士時報 Vol.71 No.4 p.207-211（1998）

高温工学試験研究炉（HTTR）の炉内構造物は、炉心を周囲および下方から直接支持するものであり、炉心支持黒鉛構造物、炉心支持鋼構造物および遮へい体から構成される。炉内構造物の設計は、基本構造にかかわるモックアップや要素試験、耐震設計確認のための振動試験、黒鉛非破壊検査手法の開発、HENDEL-T2 を用いた総合的機能確認などの成果を反映して十分な信頼性を確保している。さらに、実機コンポーネント製作後には工場で仮組立を実施し、シール性能などの最終確認を行った。

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料取扱及び貯蔵設備の設計

田澤 勇次郎 富塚 千昭 三木 俊也
富士時報 Vol.71 No.4 p.212-215（1998）

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料を原子炉建家に搬入してから使用済燃料を建家外へ搬出するまでの、設備間の移送および貯蔵を行うものである。炉内の燃料交換は原子炉停止時に、原子炉圧力容器の上部に設置した燃料交換機、床上ドアバルブなどを使用して、ヘリウムガス雰囲気中で、使用済燃料と新燃料を 1 体ずつ交換して行う。炉内から取り出した使用済燃料は、建家外へ搬出するまで、使用済燃料貯蔵プール内の貯蔵ラックに所定の期間貯蔵し冷却される。

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料交換機の設計

児玉 健光 相澤 秀之 田中 幸治
富士時報 Vol.71 No.4 p.216-220（1998）

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料交換機は、原子炉から使用済みの燃料を取り出して使用済燃料貯蔵設備まで移送し、代わりに新燃料貯蔵設備から取り出した新燃料を原子炉内に装荷する装置である。富士電機は主要機能部分の実寸大試験装置を製作し、燃料取扱いにかかわる各種試験を行い、その成果に基づき、実機の設計、製作を行った。

本稿では、燃料交換機の開発経緯、設計内容の概要を紹介する。

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃取系計装制御設備

前園 伸也 塩見 忠康 笠川 勇介
富士時報 Vol.71 No.4 p.221-224（1998）

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃取系計装制御設備は、燃料取扱及び貯蔵設備の運転制御ならびに状態監視を行うものであり、燃料体などを、所定の計画と手順に従い、安全かつ効率的に取り扱うことが求められている。

本稿では、これらの要求機能に基づき、数年にわたる研究開発の成果と最新の制御技術を生かし、設計、製作を行ってきた燃取系計装制御設備の構成と機能の概要について紹介する。

高温工学試験研究炉（HTTR）の放射線管理設備

神谷 栄世 末安 彰 鎌田 学
富士時報 Vol.71 No.4 p.225-229（1998）

高温工学試験研究炉（HTTR）の放射線管理設備は、安全系のモニタには耐震設計と系統分離、また、放出管理および作業環境管理モニタには光伝送方式のモニタの導入と、信頼性の高いシステムとした。また、同時に納入した放射線管理自動化システムにより、モニタ設備の管理精度の向上と放射線管理業務の効率化を達成し、さらに信頼性の高い設備とすることができた。また、線のエネルギー判定を行う計測器、緊急通報装置などの特徴のある機器を納入したので紹介する。

Abstracts (Fuji Electric Journal)

Core Design of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Hitoshi Hayakawa Yoshihiro Kiso Kazumi Tokuhara
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.197-202 (1998)

Fuji Electric cooperated with Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) for the core design of the HTTR. The HTTR is characterized by the high outlet temperature of 950 °C. To attain this, in the nuclear design, power distribution was optimized by adjusting the uranium enrichments of each fuel block and reducing the insertion depth of the control rods using burnable poisons. In the thermohydraulic design, core flow distribution plan to control the bypass flow ineffective in cooling and keep the fuel temperature under the limit temperature was reflected on the structural design. Thus core design to achieve the outlet temperature of 950 °C, the world maximum level, was completed.

Construction of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Futoshi Okamoto Osamu Kobayashi Toshihiro Akisada
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.193-196 (1998)

The construction of the HTTR with thermal output of 30 MW developed by Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) was started in March 1991 and completed in September 1997 as scheduled. Fuji Electric supplied the reactor internals, the fuel handling and storage systems such as the fuel handling machine and spent fuel storage equipment, and the radiation monitoring system. The design, manufacturing and construction were carried out under JAERI's direction based on the experience in the construction of the helium engineering demonstration loop (HENDEL) and the results of R&D for the HTTR.

Design of the Reactor Internals of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Nobumasa Tsuji Keisuke Jinza Susumu Funaguchi
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.207-211 (1998)

The reactor internals of the HTTR support the core at the bottom and periphery. They consist of core support structures of graphite or steel and shielding blocks. The design of reactor internals ensures enough reliability by reflecting R&D results such as tests with mock-up structures and elemental pieces, seismic tests for core bottom structures, nondestructive testing method for graphite structures, and the demonstration of the HENDEL-T2. When all the components were manufactured, the reactor internals were temporarily assembled at the works to finally demonstrate the seal function.

Safety Evaluation of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Kazutaka Ohashi Eiji Takada
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.203-206 (1998)

The safety evaluation of a nuclear power plant aims at the final confirmation of the safety of the whole plant on the basis of each individual equipment design and is the most important issue in the safety review by the licensing authority. The safety evaluation of the HTTR was carried out by Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) with the assistance of Fuji Electric and Kawasaki Heavy Industries. This paper introduces an outline of Fuji Electric's computer programs developed for the HTTR safety evaluation, citing evaluation results for a depressurization accident as an example.

Design of the Fuel Handling Machine of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Takemitsu Kodama Hideyuki Aizawa Kouji Tanaka
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.216-220 (1998)

The fuel handling machine (FHM) of the HTTR removes spent fuels from the reactor core, transfers them to the spent fuel storage facility, and reloads new fuels picked up from the new fuel storage facility. Fuji Electric designed and manufactured the FHM on the basis of various fuel handling test results using mock-ups for the main functions. This paper outlines the development and design of the FHM.

Design of the Fuel Handling and Storage System of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Yujiro Tazawa Chiaki Tomizuka Toshiya Miki
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.212-215 (1998)

The fuel handling and storage system of the HTTR is the facility to handle, transfer and store fuel blocks in the reactor building from receiving new fuels to the carrying out of spent fuels. Spent and new fuel blocks are exchanged one by one in the helium gas atmosphere using the fuel handling machine and the gate-type valve installed over the reactor vessel after the reactor shut down. The spent fuel block discharged from the reactor vessel is transferred to the rack in the spent fuel storage pool and then stored during a specified cooling period until carried out from the reactor building.

Radiation Monitoring System of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Eisei Kamiya Akira Sueyasu Manabu Kamata
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.225-229 (1998)

In the radiation monitoring system of the HTTR, seismic design as well as physical separation and electrical isolation were introduced into the safety system, and optical-fiber transmission was applied to emission control monitors and working environment monitors. The radiation control computer supplied with the system has improved the control accuracy of the radiation monitoring system and the efficiency of radiation control operations. These improvements have highly enhanced the system reliability. Also characteristic devices such as γ -ray energy indicators and emergency call systems have been supplied.

Instrumentation and Control System of the Fuel Handling and Storage Facility for the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Shinya Maezono Tadayasu Shiomi Yusuke Kasagawa
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.221-224 (1998)

The instrumentation and control system of the fuel handling and storage facility for the high temperature engineering test reactor (HTTR) to operate, control, and monitor the facility is required to handle the fuel blocks safely and efficiently according to specified schedules and procedures. This paper outlines the configuration and functions of this system that was designed and manufactured utilizing the results of research and development for years and the latest control technology to meet these requirements.

高温工学試験研究炉（HTTR）の品質保証活動

高橋 正昭 淡路 久 小林 慎治
富士時報 Vol.71 No.4 p.230-234 (1998)

高温工学試験研究炉（HTTR）の炉内構造物は、原子炉本体を構成する機器であるため、清浄度管理、寸法加工精度、試験検査、材料・製品のトレーサビリティなどについて非常に厳しい品質が要求される。また、構造が複雑で部品数が多いため、組立手順が繁雑である。主要材料の黒鉛は、鉄鋼材料と比べて損傷しやすく、特に加工・取扱いは注意を要する。これら課題を踏まえ、富士電機が炉内構造物の要求品質および信頼性を確保するため、工場、調達先、現地において推進した品質保証活動の概要について紹介する。

高温工学試験研究炉（HTTR）の機器の製作

菅野 政男 平田 東四男 安藤 浩
富士時報 Vol.71 No.4 p.235-238 (1998)

高温工学試験研究炉（HTTR）の炉内構造物、燃料交換機、使用済燃料貯蔵設備機器のうち、炉心黒鉛・炭素製品は特に高い寸法精度および幾何精度が要求される。これらの要求水準を満たすための機械加工の進め方・工場組立試験について述べ、燃料交換機ほかの製作などについても紹介する。

高温工学試験研究炉（HTTR）の現地工事

梅津 博幸 横田 修一 佐藤 卓充
富士時報 Vol.71 No.4 p.239-244 (1998)

高温工学試験研究炉（HTTR）の建設は、1991年3月の建家基礎掘削から本工事を開始し、マイルストーンを経て1996年11月に機器据付が完了した。富士電機は、炉内構造物、燃料取扱及び貯蔵設備などの主要設備の建設をマスター工程に合わせ推進した。

富士電機は、主要設備の建設に際し、品質管理、施工管理、安全管理および工程管理の徹底を図るとともに、これまでの実績・経験を最大限に活用することで、所定の工期を32万時間無災害で達成した。本稿では、主要工事の概要を紹介する。

Manufacture of Equipment for the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Masao Kanno Toshio Hirata Hiroshi Ando
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.235-238 (1998)

Among the reactor internals, fuel handling machine and spent fuel storage facility of the HTTR, graphite and carbon blocks for the reactor internals particularly require high precision for dimensions and geometric forms. This paper describes procedures for machining, factory assembly and testing to satisfy these requirements, and also refers to the manufacture of the fuel handling machine, etc.

Quality Assurance Activities for the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Masaaki Takahashi Hisashi Awaji Shinji Kobayashi
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.230-234 (1998)

The reactor internals of the HTTR composing the reactor proper are strictly required to be of high quality in environmental condition control, the accuracy of dimensions, inspection and tests, and the traceability of materials and products. Their assembly process is complicated because of the complex structure and the large number of parts. Graphite, the main material, is brittle compared with steel materials, and special care is required in machining and handling. This paper outlines Fuji Electric's quality assurance activities for the reactor internals at its own and outside suppliers' works and on the construction site to satisfy the HTTR specific requirements.

Construction Work of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Hiroyuki Umetsu Shuuichi Yokota Takamitsu Sato
Fuji Electric Journal Vol.71 No.4 p.239-244 (1998)

The construction of the HTTR commenced with excavation for the building foundation in March 1991. The installation of all the equipment was accomplished in November 1996. Fuji Electric completed the construction of the main systems, such as the reactor internals and fuel handling and storage systems, according to the master schedule. During the work, Fuji Electric consistently had stringent control over quality, work execution, safety and work progress, and made the most of its long experience in plant construction. A record of 320,000-hour construction work without a personal injury was attained.

富士電機株式会社

本社事務所	☎03)3211-7111	〒100-8410 東京都千代田区有楽町一丁目12番1号(新有楽町ビル)
新宿別館	☎03)3375-7111	〒151-8520 東京都渋谷区代々木四丁目30番3号(新宿コヤマビル)
北海道支社	☎011)261-7231	〒060-0042 札幌市中央区大通西四丁目1番地(道銀ビル)
東北支社	☎022)225-5351	〒980-0811 仙台市青葉区一番町一丁目2番25号(仙台NSビル)
北陸支社	☎0764)41-1231	〒930-0004 富山市桜橋通3番1号(富山電気ビル)
中部支社	☎052)204-0290	〒460-0003 名古屋市中区錦一丁目19番24号(名古屋第一ビル)
関西支社	☎06)455-3800	〒553-0002 大阪市福島区鷺洲一丁目11番19号(富士電機大阪ビル)
中国支社	☎082)247-4231	〒730-0021 広島市中区胡町4番21号(朝日生命広島胡町ビル)
四国支社	☎087)851-9101	〒760-0017 高松市番町一丁目6番8号(高松興銀ビル)
九州支社	☎092)731-7111	〒810-0001 福岡市中央区天神二丁目12番1号(天神ビル)
北関東支店	☎0485)26-2200	〒360-0037 熊谷市筑波一丁目195番地(能見ビル)
首都圏北部支店	☎048)657-1231	〒330-0802 大宮市宮町一丁目38番1号(野村不動産大宮共同ビル)
首都圏東部支店	☎043)223-0701	〒260-0015 千葉市中央区富士見二丁目15番11号(日本生命千葉富士見ビル)
神奈川支店	☎045)325-5611	〒220-0004 横浜市西区北幸二丁目8番4号(横浜西口KNビル)
新潟支店	☎025)284-5314	〒950-0965 新潟市新光町16番地4(荏原新潟ビル)
長野システム支店	☎026)228-6731	〒380-0836 長野市南県町1002番地(陽光エースビル)
長野野支店	☎0263)36-6740	〒490-0811 松本市中央四丁目5番35号(長野鋳物会館)
岡山支店	☎086)227-7500	〒700-0826 岡山市磨屋町3番10号(住友生命岡山ニューシティビル)
松山支店	☎089)933-9100	〒790-0878 松山市勝山町一丁目19番地3(青木第一ビル)
北見営業所	☎0157)22-5225	〒090-0831 北見市西富町163番地の30
釧路営業所	☎0154)22-4295	〒085-0032 釧路市新栄町8番13号
道東営業所	☎0155)24-2416	〒080-0803 帯広市東三條南十丁目15番地
青森営業所	☎0177)77-7802	〒030-0861 青森市長島二丁目25番3号(ニッセイ青森センタービル)
盛岡営業所	☎019)654-1741	〒020-0034 盛岡市盛岡駅前通16番21号(住友生命盛岡駅前ビル)
秋田営業所	☎0188)24-3401	〒010-0962 秋田市八橋大畑一丁目5番16号
山形営業所	☎0236)41-2371	〒990-0057 山形市宮町一丁目10番12号
福島営業所	☎0249)32-0879	〒963-8004 郡山市中町1番22号(郡山大同生命ビル)
金沢営業所	☎076)221-9228	〒920-0031 金沢市広岡一丁目1番18号(伊藤忠金沢ビル)
福井営業所	☎0776)21-0605	〒910-0005 福井市大手二丁目7番15号(安田生命福井ビル)
山梨営業所	☎0552)22-4421	〒400-0858 甲府市相生一丁目1番21号(清田ビル)
松本営業所	☎0263)33-9141	〒390-0811 松本市中央四丁目5番35号(長野鋳物会館)
岐阜営業所	☎058)251-7110	〒500-8868 岐阜市光明町三丁目1番地(太陽ビル)
静岡営業所	☎054)251-9532	〒420-0011 静岡市安西二丁目21番地(静岡木材会館)
浜松営業所	☎053)458-0380	〒430-0935 浜松市伝馬町312番地32(住友生命浜松伝馬町ビル)
豊田営業所	☎0565)29-5771	〒471-0835 豊田市曙町三丁目25番地1
和歌山営業所	☎0734)72-6445	〒640-8341 和歌山市黒田94番地24(鍋島ビル)
山陰営業所	☎0852)21-9666	〒690-0874 松江市中原町13番地
山口営業所	☎0836)21-3177	〒755-0043 宇部市相生町8番1号(宇部興産ビル)
徳島営業所	☎0886)55-3533	〒770-0832 徳島市寺島本町東二丁目5番地1(元木ビル)
高知営業所	☎0888)24-8122	〒780-0870 高知市本町四丁目1番16号(高知電気ビル別館)
小倉営業所	☎093)521-8084	〒802-0014 北九州市小倉北区砂津二丁目1番40号(富士電機小倉ビル)
長崎営業所	☎095)827-4657	〒850-0037 長崎市金屋町7番12号
熊本営業所	☎096)387-7351	〒862-0954 熊本市神水一丁目24番1号(城見ビル)
南九州営業所	☎099)224-8522	〒892-0846 鹿児島市加治屋町12番7号(日本生命鹿児島加治屋町ビル)
沖縄営業所	☎098)862-8625	〒900-0005 那覇市天久1131番地11(ダイオキビル)
エネルギー製作所	☎044)333-7111	〒210-0856 川崎市川崎区田辺新田1番1号
変電システム製作所	☎0436)42-8111	〒290-8511 市原市八幡海岸通7番地
東京システム製作所	☎042)583-6111	〒191-8502 日野市富士町1番地
神戸工場	☎078)991-2111	〒651-2271 神戸市西区高塚台四丁目1番地の1
鈴鹿工場	☎0593)83-8100	〒513-8633 鈴鹿市南玉垣町5520番地
松本工場	☎0263)25-7111	〒390-0821 松本市筑摩四丁目18番1号
山梨工場	☎0552)85-6111	〒400-0222 山梨県中巨摩郡白根町飯野221番地の1
吹上工場	☎0485)48-1111	〒369-0122 埼玉県北足立郡吹上町南一丁目5番45号
大田原工場	☎0287)22-7111	〒324-8510 大田原市中田原1043番地
三重工場	☎0593)30-1511	〒510-8631 四日市市富士町1番27号
(株)富士電機総合研究所	☎0468)56-1191	〒240-0101 横須賀市長坂二丁目2番1号
(株)エフ・エフ・シー	☎03)5351-0200	〒151-0053 東京都渋谷区代々木四丁目30番3号(新宿コヤマビル)

