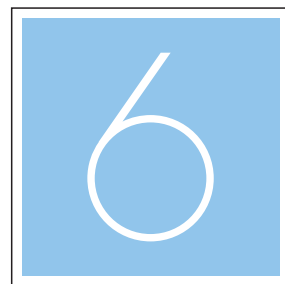


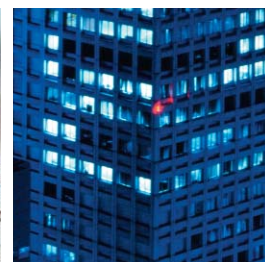
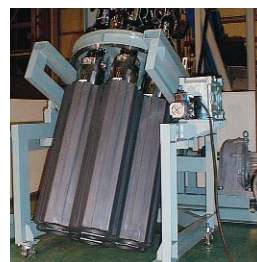
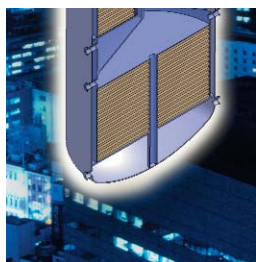
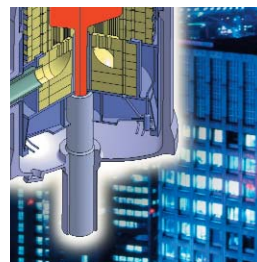
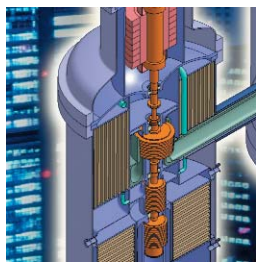
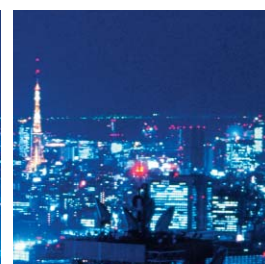
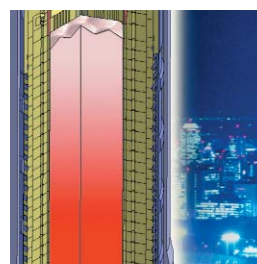
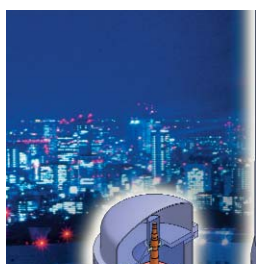
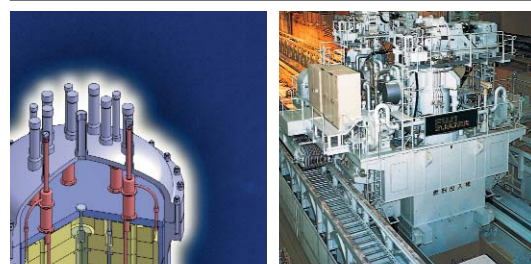
富士時報

FUJI ELECTRIC JOURNAL



2003 VOL.76

原子力特集

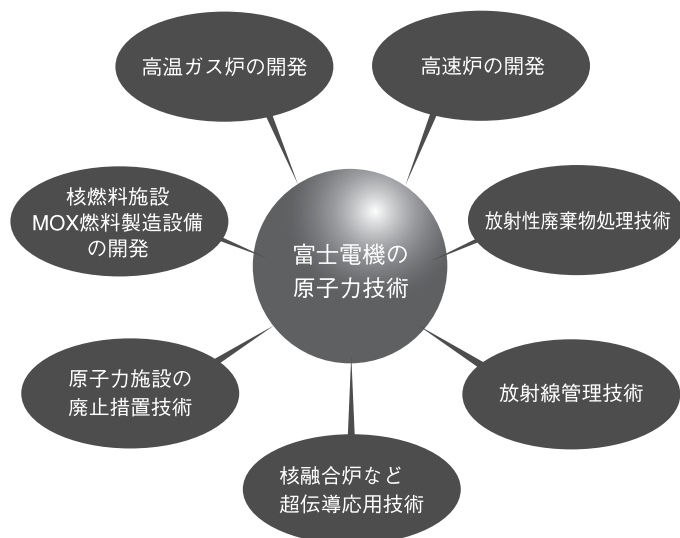


豊かな地球社会のために。



私たち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に取り組んでいます。

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端を担って各種原子力分野の開発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、原子力各分野において斬新な技術開発に挑み、豊かな社会作りに貢献していきます。



富士電機の原子力技術

富士時報

FUJI ELECTRIC JOURNAL

原子力特集

6
2003 VOL.76

目次

2003 年新たな出発 312 (2)
藤井 靖彦

富士電機における原子力への取組み 313 (3)
早川 均 ・ 三木 俊也 ・ 岡本 太志

高温ガス炉関連技術 317 (7)
木曾 芳広 ・ 神坐 圭介 ・ 辻 延昌

高速炉関連技術 329 (19)
林 裕至 ・ 荒井 康 ・ 吉村 哲治

MOX 燃料製造技術 338 (28)
乾 俊彦 ・ 永野 正規 ・ 山田 裕之

放射性廃棄物処理・処分技術 345 (35)
藤沢 盛夫 ・ 片桐 源一 ・ 金子 能成

原子力施設の廃止措置技術 353 (43)
白川 正広 ・ 児玉 健光

超伝導技術 359 (49)
上出 俊夫 ・ 今野 雅行 ・ 樋上 久彰

表紙写真



21世紀に入って、原子力はエネルギー戦略上重要な役割を果たすことが期待されるとともに、より高いレベルの安全性と経済性、さらに信頼性の追求が要求されている。

富士電機では、わが国初めての商用原子力発電所である東海発電所以来のガス冷却炉技術および自動制御技術をベースとした放射性物質の遠隔ハンドリング技術、処理技術など、特徴ある技術をもって原子力の各種分野の発展に貢献している。

表紙写真は、原子力分野で富士電機が取り組んでいる高温ガス炉技術、高速炉技術、MOX燃料製造技術、放射性廃棄物処理技術、廃止措置技術の代表的な製品をイメージ的に示している。

富士電機における原子力への取り組み

早川 均(はやくわ ひとし)

三木 俊也(みき としや)

岡本 太志(おかもと ふとし)

1 まえがき

軍事機密に縛られていた原子力を平和利用に開放するきっかけとなった、米国アイゼンハワー大統領の国連演説「アトムズ・フォー・ピース」(1953年12月8日)から、今年で50年を迎える。わが国は、原子力の開発当初から原子力三原則(公開, 民主, 自主)のもと平和利用に徹し、現在、総発電量の3分の1以上を原子力によって供給するまでに至った。原子力はわが国の基幹エネルギーの一つといえるまでに成長し、ウラン濃縮, 使用済燃料の再処理・リサイクル利用, 放射性廃棄物の処理・処分を含む核燃料サイクルの確立を目指し、開発と利用が進められてきた。

富士電機は、わが国の原子力平和利用開発当初から積極的に取り組み、原子炉をはじめとして核燃料サイクルの各分野で、特徴ある技術をもって貢献を続けている。

本特集号では、本稿において富士電機の取り組み、技術の特徴と歩みを概観し、次稿以降、主要分野ごとに組みと最近のトピックスについて紹介する。なお、主要分野の一つである放射線管理関連技術については、今回は割愛した。

2 富士電機の取り組みと技術の特徴

富士電機は、原子力平和利用の黎明(れいめい)期から、研究用原子炉建設、わが国初の商用原子力発電プラント建設などに意欲的に取り組み、国の原子力技術基盤確立に貢献した。未経験の技術に果敢に挑戦し、困難を克服する中で、特徴ある技術を身につけ、原子力利用のさまざまな分野に貢献する、これが富士電機における原子力技術に対する基本的な姿勢といえる。

富士電機の特徴ある技術と、その技術による原子力利用各分野への取り組みは、次のようにまとめられる。

(1) ガス冷却炉技術

富士電機は、わが国初の商用発電炉である日本原子力発電(株)(原電)東海発電所(炭酸ガス冷却炉)の建設に携わった。この経験を基に、さらに優れた安全性、高効率、原子力エネルギーの利用拡大など、高温ガス炉の魅力的な

可能性の実現を目指し、一貫して国の高温ガス炉開発に参画するとともに、実用化に向けた開発を進めている。

(2) 遠隔ハンドリング技術・メカトロニクス技術

原子力施設では、放射性物質を安全に取り扱う技術が重要な技術の一つである。富士電機は、国の長期エネルギー安定供給を担う高速増殖炉などの開発炉と核燃料サイクルの開発において、燃料取扱設備、MOX(ウラン・プルトニウム混合酸化物)燃料製造設備、また、使命を終えた原子炉の廃止措置などの分野で、得意とする遠隔ハンドリング技術およびメカトロニクス技術をもって貢献している。

(3) 廃棄物処理技術

原子力施設で発生する放射性廃棄物を安全に処理・処分することも、原子力の利用を進めるために重要な課題である。富士電機は、開発炉において廃棄物処理設備を担当してきたが、近年ではレーザやプラズマなどを利用した特徴ある放射性廃棄物減容技術により環境負荷の低減などに貢献している。

(4) 超伝導応用技術

大型超伝導コイルを用いる核融合炉などの分野では、超伝導コイルに大電流を供給する超伝導給電装置において世界で卓越した技術をもって貢献している。

3 原子力分野における技術の歩み

原子力の諸分野における富士電機の歩みを図1に示す。

3.1 原子力利用技術基盤整備への貢献

第二次世界大戦後、わが国の原子力関連技術の復興は加速器の建設から開始された。この分野において、富士電機は、1959年に完成した当時世界トップレベルの東京大学原子核研究所向け1,000 MeVシンクロトロンをはじめとして数多くの加速器の建設を担当した。

原子炉の分野では、わが国の大学で最も早く計画された、立教大学の研究用原子炉を米国General Atomics社のもので建設し、1961年に臨界を達成した。国産動力炉開発に向けた初期の研究では、日本原子力研究所(原研)で進



早川 均

原子力部門の技術開発、高温ガス炉の開発に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部技師長。日本原子力学会会員。



三木 俊也

高温ガス炉の構造設計・開発に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部設計部長。日本機械学会会員。



岡本 太志

原子力システム技術、高温ガス炉の技術開発に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部開発部長。日本原子力学会会員。

図1 富士電機の原子力分野における主要実績

分野	年	1970	1980	1990	2000
ガス冷却炉	東海発電所*1	建設		炉内補修設備	
	高温ガス炉	小型高温ガス炉*2	大型構造機器実証試験炉*2 (HENDEL) 【燃料体スタック, 炉内構造物実証試験部】	高温工学試験研究炉*2 (HTTR) 【原子炉本体, 燃料交換設備など】	HTTR使用済燃料貯蔵設備*2 実用炉開発 【GT-MHRなど】
高速炉など	高速増殖炉	高速炉臨界実験装置 (FCA)*2 実験炉「常陽」*3 【燃料取扱設備など】	原型炉「もんじゅ」*3 【燃料取扱設備など】		「常陽」MK- *3 【燃料取扱設備自動化など】
	新型転換炉	重水臨界実験装置 (DCA)*3 原型炉「ふげん」*3 【燃料取扱設備など】			
核燃料製造 (MOX燃料製造)				プルトニウム燃料製造設備*3 【研削検査設備, 保管搬送設備】	
廃棄物処理		「常陽」*3 「ふげん」*3	「もんじゅ」*3	「常陽」更新*3	ICプラズマ 廃樹脂減容装置
廃止措置				原子炉遠隔解体システム確証試験*4 クリアランスベル測定装置*5	
超伝導応用			超伝導コイル, 大容量電流リード*2, 超伝導バスライン*6		

* 1 : 日本原子力発電 (株) * 2 : 日本原子力研究所 * 3 : 動力炉・核燃料開発事業団/核燃料サイクル開発機構
* 4 : (財)原子力発電技術機構 * 5 : (財)電力中央研究所 * 6 : 核融合科学研究所

められたわが国最初の動力炉開発プロジェクトの中で、平均質高温ガス炉を担当し、1963年には直接サイクルガスタービン発電実験炉の設計を実施した。

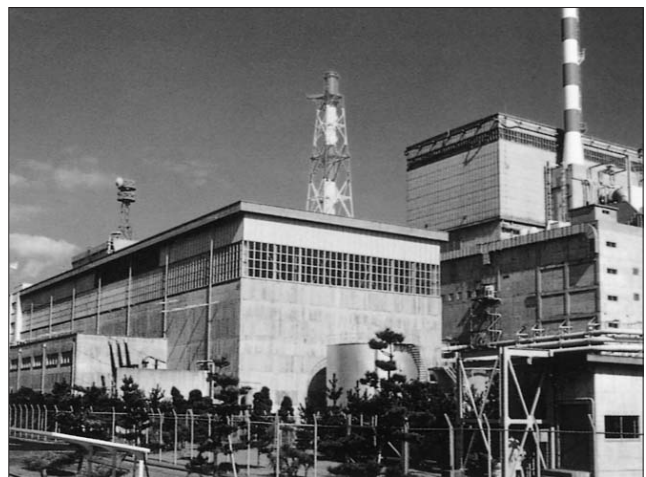
1966年、原子力委員会において、高速増殖炉と新型転換炉を国産動力炉国家プロジェクトとして開発することが決定された。これらの原子炉の基礎を築く炉物理特性研究のため、原研に高速炉臨界実験装置 (FCA)、動力炉・核燃料開発事業団 (動燃、現在は核燃料サイクル開発機構に改組) に重水臨界実験装置 (DCA) が建設された。両者とも富士電機が設計・建設し、おのこの1966年、1969年に納入した。

3.2 東海発電所の建設とガス冷却炉の開発

わが国の商用原子力発電は、原電のコールダーホール改良東海発電所 (炭酸ガス冷却, 電気出力 166 MW) から始められた。東海発電所の全景を図2に示す。

富士電機は、日商岩井 (株)、川崎重工業 (株) とともに鉄鋼、電子、機械、化学、建築、金融など 17 企業を結集して第一原子力産業グループ (FAPIG) を設立し、主契約者の英国 GEC 社のもとで東海発電所の建設に携わった。⁽³⁾ 富士電機はここで原子炉本体などの製造・建設を担当した。東海発電所は、1966年に商用運転を開始し、良好な運転実績をあげた後、1998年3月に運転を終了した。この間、炉内補修用機器、炉内 ISI (供用期間中検査) 用多

図2 東海発電所の全景



関節マニプレータの開発などにより、稼働率の向上に貢献した。⁽⁴⁾

1960年代末から、原研において、原子力エネルギーの発電分野以外への多目的利用を目指した高温ガス炉の開発研究が開始された。富士電機は、当初から原子力メーカー4社 [(株)東芝, (株)日立製作所, 三菱重工業 (株), 富士電機 (株)] の幹事会社として実験炉の設計研究に協力を続けるとともに、各種試験設備を製作した。小型高温ガス炉 (最高温度 1,100) を 1971年に、高温ガス炉の

炉心・炉内の伝熱流動特性試験のための燃料体スタック試験体⁽⁵⁾を1983年に、炉内構造物実証試験装置⁽⁶⁾を1986年に納入した。

これらの開発は、わが国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR、熱出力30 MW）の建設として実を結んだ。富士電機は、炉心設計・安全評価の分野で原研に協力するとともに、原子炉本体の取りまとめ、図3に示す炉内構造物、燃料取扱設備などの主要設備の建設を担当した⁽⁷⁾。HTTRは、原研大洗研究所において、2001年12月に全出力運転を達成した。

現在、高温ガス炉の実用化に向け、将来の原子力による水素製造も視野に入れた開発に取り組んでいる。原研が進めている高温ガス炉ガスタービンシステムの検討で原子炉を担当するとともに、国際共同ガスタービン発電プラント開発プロジェクトへの参加、独自の小型ガスタービン発電プラントの開発などを進めている。

3.3 高速増殖炉・新型転換炉の開発

高速増殖炉および新型転換炉の開発は、動燃により、国の開発プロジェクトとして進められてきた。富士電機は、社内ナトリウムループを活用したナトリウム技術や遠隔ハンドリング技術などで開発に貢献してきた。

高速実験炉「常陽」（当初熱出力75 MW）、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」（電気出力280 MW）においては、燃料取扱および貯蔵設備、放射性廃棄物処理設備、放射線監視設備などを担当し、おのおの1974年、1992年に納入した⁽⁸⁾⁻⁽¹⁰⁾。「もんじゅ」の燃料出入機を図4に示す。新型転換炉「ふげん」（電気出力165 MW）では、燃料取扱および貯蔵設備^{(11),(12)}、工学的安全防護設備などを担当し1977年に納入した。

現在、核燃料サイクル開発機構を中心に進められている高速増殖炉（FBR）実用化戦略調査研究においては、燃料交換設備の開発を中心に協力している⁽¹³⁾。

3.4 MOX 燃料製造

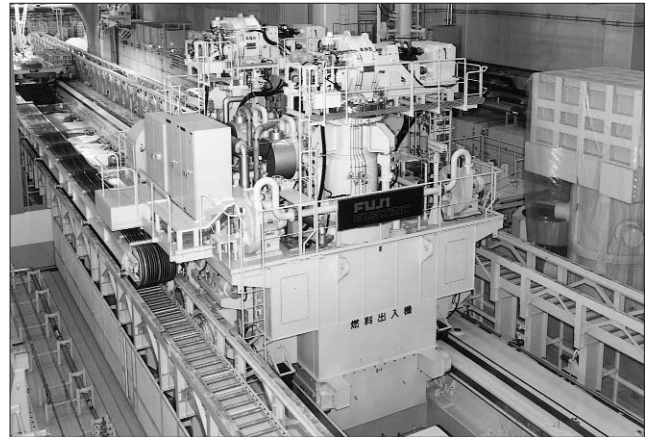
1986年、動燃東海事業所プルトニウム燃料第三開発室に世界初の遠隔・自動化を採用した実用規模のMOX燃料製造施設が完成し、「常陽」「もんじゅ」用燃料の製造が行

われた。その後、将来の商業規模のMOX燃料製造プラントを目指し工程設備の改善工事が実施された。富士電機は、得意とするメカトロニクス技術をもって、図5に示すペレット仕上げ検査設備を製作し、1996年に納入した⁽¹⁴⁾。本設備の製作にあたっては、動燃の指導のもとに、グローブボックス内での完全遠隔自動化、処理の高速化、プルトニウムの工程内滞留抑制のための粉末回収システムならびに運転操作性向上を図る制御システムの開発などを行った。これらの技術は、わが国で建設が計画されている商用MOX燃料製造施設への適用が期待される。

3.5 放射性廃棄物処理

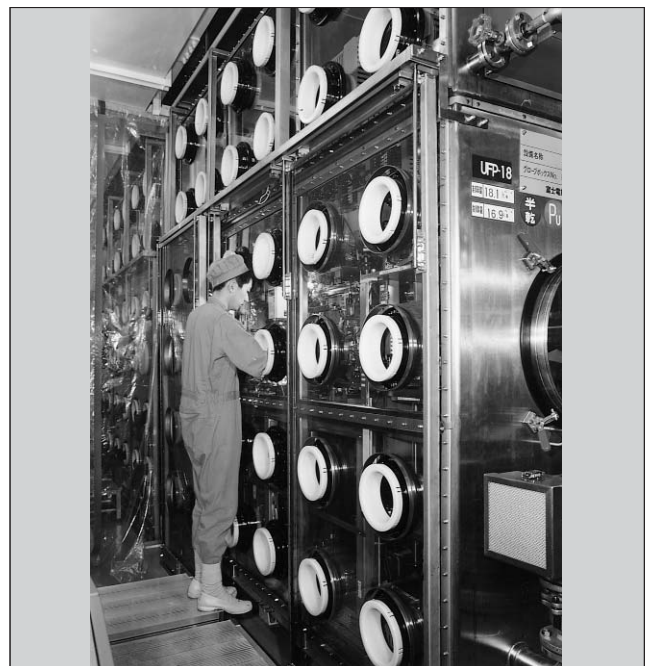
放射性廃棄物処理の分野では、「ふげん」「常陽」「もんじゅ」において廃棄物処理設備を担当した。この中で、「もんじゅ」液体廃棄物処理系における自然循環蒸発濃縮処理装置（シーメンス社との技術提携に基づく）、「常陽」におけるマイクロ波ガラス固化装置など、特徴的な技術の

図4 高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の燃料出入機



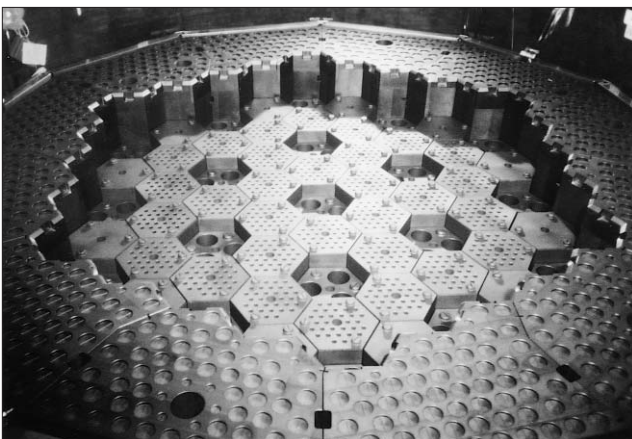
N99-1954-33

図5 MOX燃料製造設備（ペレット仕上げ検査設備）



N99-2018-4

図3 高温工学試験研究炉（HTTR）の炉内構造物（炉心頂部）



N89-6590-28

実績をあげてきた。

今後利用分野の拡大が期待できる特徴ある技術として、ピークパワーの大きいパルス式 YAG レーザによる大型廃棄物の切断技術⁽¹⁶⁾、高周波誘導プラズマを利用した使用済イオン交換樹脂減容装置⁽¹⁷⁾などの開発、実用化を進めている。

3.6 原子力発電所の廃止措置

東海発電所は 1998 年 3 月をもって営業運転を終了し、廃止措置に移行することとなった。東海発電所の廃止措置は、わが国初の商用発電炉の廃止措置であるため、規制体系の整備から解体・処理技術の開発まで、広範な準備が必要とされた。富士電機はこれらの準備作業のサポートを行うとともに、原電、(財)原子力発電技術機構の指導・支援のもとに、原子炉遠隔解体などのキー技術の開発を進めてきた⁽¹⁸⁾。また、解体廃棄物のうち、一般産業廃棄物と同等に扱える廃棄物について、その放射能レベルを効率的に測定できるクリアランスレベル測定装置の開発を(財)電力中央研究所と共同で進めている。

3.7 超伝導応用技術

富士電機では、1960 年代半ばから開発を進めてきた超伝導技術を基に、核融合関連分野で特徴のある機器の開発を行ってきた。その代表例は、超伝導コイルに大電流を供給する電流リードで、国際熱核融合実験炉 (ITER) の電流リードの仕様を満足する 60 kA までを商品化している⁽¹⁹⁾。1998 年には、核融合科学研究所が建設した世界最大の超伝導核融合実験装置である大型ヘリカル装置に、超伝導送電システムを納入した⁽²⁰⁾。これも ITER への適用が期待できる技術である。

4 あとがき

わが国においては、原子力発電が全発電量の 3 分の 1 を占めている現実がありながら、原子力利用推進に対する国民の合意が十分に得られているとはいえない状況にある。富士電機は、原子力に携わる企業として、組織、個人とともに強固な倫理観と使命感をもって国民の信頼と期待を取り戻す一翼を担うとともに、今後とも、特徴ある高い技術力をもって、人々に安心して受け入れられる安全性を目指し、地球環境と調和した豊かな社会作りに貢献していく所存である。

本稿では、富士電機における原子力への取組みと歩みの

概要を紹介した。ここに、ご指導・ご支援をいただいた関係諸機関の方々に深く感謝の意を表する。

参考文献

- (1) 特集 原研高速炉臨界実験装置 . FAPIG. no.42, 1966.
- (2) 特集 重水臨界実験装置 . FAPIG. no.56, 1970.
- (3) 東海原子力発電所 . FAPIG 別冊 . 1967.
- (4) 島津明ほか . 電動多関節型炉内構造物検査用マニピュレータ . FAPIG. no.118, 1988.
- (5) 下村寛昭ほか . HENDEL T₁ 試験部の建設 . FAPIG. no.107, 1984.
- (6) 秋定俊裕ほか . HENDEL T₂ 試験部の建設 . FAPIG. no.114, 1986.
- (7) 高温工学試験研究炉 (HTTR) 特集 . 富士時報 . vol.71, no.4, 1998.
- (8) 堀田修ほか . 高速実験炉「常陽」燃料取扱設備 . 富士時報 . vol.48, no.4, 1975, p.290-296.
- (9) 常陽小特集 . FAPIG. no.163, 2003.
- (10) 高速増殖炉原型炉「もんじゅ」特集 . 富士時報 . vol.64, no.7, 1991.
- (11) 雪島伊乙夫 . 「ふげん」燃料交換装置の試作開発 . FAPIG. no.81, 1976.
- (12) 南光隆, 田中光一 . 「ふげん」AI 適用の燃料交換制御システムの開発 . FAPIG. no.144, 1996.
- (13) 尾崎博ほか . FBR 実証炉用マニプレータ式燃料交換機の開発 . FAPIG. no.159, 2001.
- (14) 山口俊弘ほか . ペレット研削検査設備の開発 . FAPIG. no.144, 1996.
- (15) 藤沢盛夫ほか . マイクロ波による濃縮廃液のガラス化セメント固化技術の開発 . FAPIG. no.161, 2002.
- (16) 藤沢盛夫ほか . 加工用高出力 YAG レーザの開発 . 火力原子力発電 . vol.52, no.532, 2001, p.58-64.
- (17) 片桐源一, 島村健男 . 実規模 IC プラズマ廃樹脂減容装置の実証性能試験 . 火力原子力発電 . vol.54, no.556, 2003, p.26-33.
- (18) 児玉健光, 富塚千昭 . 原子炉遠隔解体装置の開発 . FAPIG. no.159, 2001.
- (19) Ando, T. et al. Design of a 60 kA HTS Current Lead for Fusion Magnets and its R&D. IEEE Transactions on Applied Superconductivity. vol.11, no.1, 2001.
- (20) 山田修一, 樋上久彰 . 超伝導バスラインの製作 . FAPIG. no.150, 1998.

高温ガス炉関連技術

木曾 芳広(きそ よしひろ)

神坐 圭介(じんざ けいすけ)

辻 延昌(つじ のぶまさ)

1 まえがき

現在、米国、ロシア、南アフリカ、中国などにおいて高温ガス炉の実用化に向けた幾つかのプロジェクトが進められている。わが国では、高温ガス炉の技術基盤の確立、高度化などを目的に日本原子力研究所(原研)が高温工学試験研究炉(HTTR: High Temperature engineering Test Reactor)の建設、開発を進めている。富士電機は、原研の高温ガス炉開発当初から協力を行うとともに、実用化に向けた開発を行っている。

本稿では、富士電機の高温ガス炉への取組みと最近のトピックスとして、HTTR 建設完了後の使用済燃料取扱および貯蔵設備の建設、材料照射試験装置の開発および高温ガス炉の実用化に向けた取組みについて紹介する。

2 高温ガス炉への取組み状況

わが国の高温ガス炉開発は、原研が1969年に、原子力エネルギーを発電以外の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研究を開始したことにさかのぼる。その後、1987年6月に改定された「原子力開発利用長期計画」において、高温工学試験研究が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、その中核的施設として建設方針が示された。HTTRは熱出力30MW、原子炉出口ガス温度950⁽¹⁾⁽²⁾のわが国初の高温ガス炉であり、1990年11月に原子炉設置許可取得後、建設に着手し、2001年12月7日に定格運転(定格熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度850⁽³⁾)を達成した⁽⁴⁾。今後、高温試験運転(原子炉出口冷却材温度950⁽³⁾)、安全性実証試験、水素製造などの核熱利用試験が計画されている。HTTR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。HTTRの鳥瞰(ちょうかん)図を図1に、主要諸元を表1に示す。

富士電機は川崎重工業(株)とともに、多目的高温ガス実験炉の設計研究の段階から幹事会社として原研の設計に原

子力メーカー4社の中心となって協力してきた。HTTRの建設にあたっては、副幹事会社として原子炉のとりまとめ業務を行うとともに、原子炉システム設計では炉心核熱設計、安全解析を原研に協力して実施したほか、炉内構造物、燃料取扱設備、放射線管理設備などの主要設備の設計・製作建設を担当した。

HTTR 建設完了後も富士電機は、HTTRの燃料初装荷作業の支援、使用済燃料貯蔵施設の建設、材料照射試験装置の開発などに協力を行ってきた。使用済燃料貯蔵施設は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵プールに所定期間貯蔵・冷却された使用済燃料を、敷地内で長期保管することを目的とした乾式貯蔵設備である(図2参照)。本施設では建家を除く全設備(燃料出入機、燃料貯蔵ラックなどの内装設備)の設計・製作・据付を担当した。また、HTTRの高温で広い照射空間を生かした材料照射試験用設備の開発では、照射下クリープ試験装置の設計・製作に携わってきた。本設備はHTTRの優れた照射環境を生かして、標準試験片を用いて、安定した大きな荷重を付加した試験ができるよう設計されており、原子炉内の高温環境下におけるクリープ速度や破断時間などのクリープ挙動を測定できる装置である。現在、高速炉用構造材として開発されたステンレス鋼の照射下クリープ試験を実施する準備が進められている。

日本国内では諸外国のように電力自由化、電力需要の低迷に伴う投資リスクの少ない中小型発電炉の需要が創出されつつあり、日本の電力会社も調査・研究を開始している。また、小型高温ガス炉ガスタービン発電プラントは、アジア地域で急増する電力需要にも適した発電プラントである。富士電機はHTTRの設計・製作・建設による実績および高温ガス炉先進国である米国・ドイツからの導入技術により、わが国トップレベルの高温ガス炉技術を有している。これらを背景に、富士電機は2010年代の日本、アジアの小型炉市場での高温ガス発電プラントの導入を目指して、高温ガス炉ガスタービン発電プラントの実用化に向けた取組みを行っている。高温ガス炉の実用化に向けた取組みとしては、原研で実施されている高温ガス炉-ヘリウムガス



木曾 芳広

高温ガス炉の原子炉系の設計・開発に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部開発部担当課長。



神坐 圭介

高温ガス炉の炉内構造物設計、エンジニアリング業務に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部設計部担当課長。



辻 延昌

高温ガス炉の炉内構造物の設計・開発に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部設計部担当課長。日本原子力学会会員。

図1 HTTR 原子炉建家と原子炉本体

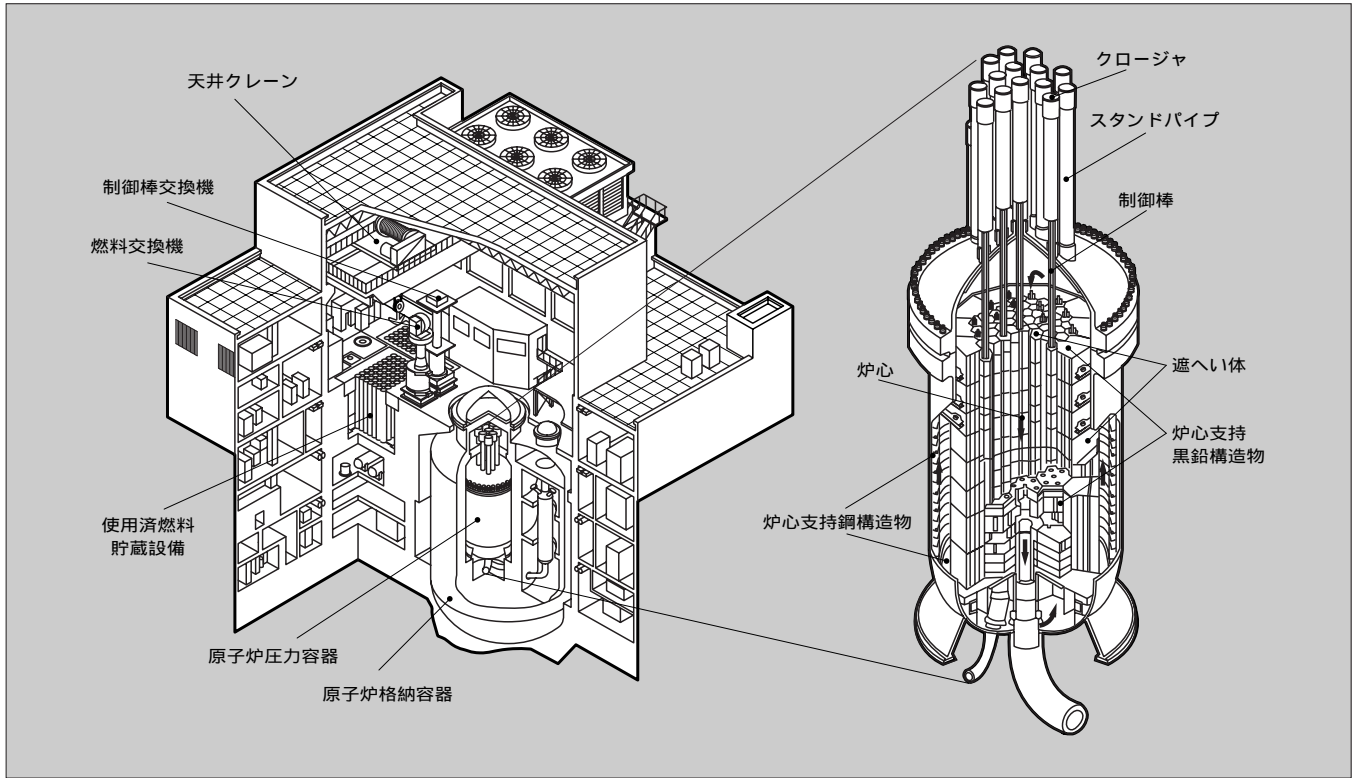
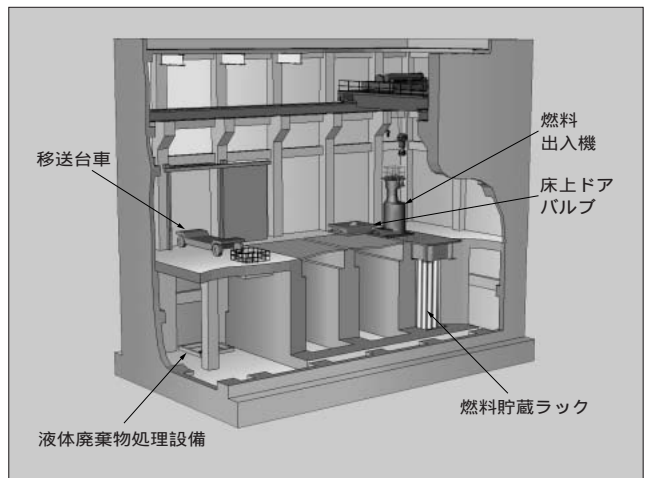


表1 HTTRの主要仕様

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
一次冷却材圧力	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，被覆粒子燃料黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3 ~ 10 % (平均6 %)
燃料体型式	ブロック型
原子炉压力容器	鋼製 (2 1/4 Cr-1Mo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)

図2 使用済燃料貯蔵施設の概念図

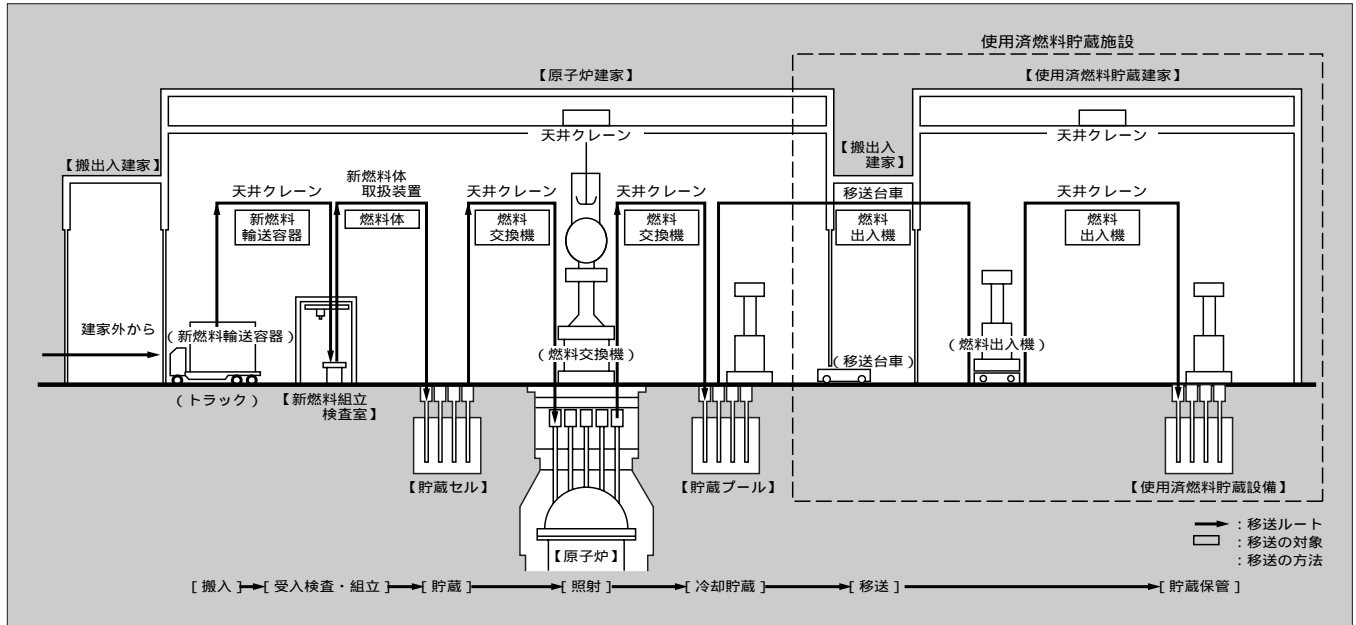


タービン発電の組合せによる高温発電プラント設計においてHTTR 原子炉設計の経験を生かして原子炉系などの設計に参画している。また、富士電機独自の高温ガス炉への取組みとしては、米国・ロシアを中心として国際共同により開発中の GT-MHR (Gas-Turbine-Modular Helium Reactor) プロジェクトへの参画および電気出力 100 MW 級小型高温ガス炉プラントの開発が挙げられる。GT-MHR は、小型モジュール高温ガス炉とガスタービンを組み合わせたことにより優れた安全性と経済性を併せ持つ高効率発電プラントである。発電ならびに核兵器解体プルトニウムの燃焼処分と次世代発電炉の開発を目的として、シベリアのセベルスクへの建設を目指して開発が進められてい

る。富士電機は日本で唯一、商用ガス炉を手がけたメーカーとして GT-MHR に着目し、その実用化を目指して 1997 年 4 月から日本でただ 1 社、共同開発に参加している。さらに、安全性が高くかつ経済性の高い高温ガス炉発電プラントを目指して、電気出力 100 MW の小型モジュール型高温ガス炉とガスタービンを組み合わせた高効率発電プラントを FAPIG (第一原子力産業グループ) メンバー会社である川崎重工業 (株)、清水建設 (株) など協力して開発を開始している。

以下では、HTTR 建設完了以降の主な取組みとして使用済燃料貯蔵施設の建設、材料照射試験用設備の製作、実用高温ガス炉への取組みについて紹介する。

図3 燃料取扱ルート



③ HTTR の使用済燃料貯蔵施設

3.1 使用済燃料貯蔵施設の概要

HTTR の使用済燃料貯蔵施設（以下、SFSF と略す）は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵プールにて一時貯蔵された燃料体などを、使用済燃料貯蔵建家にて貯蔵保管するための施設であり、使用済燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備、換気空調設備、その他（液体廃棄物貯蔵設備、放射線管理設備など）から成る。

HTTR における燃料取扱ルートを図3に示す。また、SFSF の全景を図4に示す。

HTTR の燃料体は、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り、炉心から取り出された使用済燃料は、原子炉建家内の貯蔵プール内に設けられ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。その後、使用済燃料は、燃料出入機により貯蔵プールから使用済燃料貯蔵建家の使用済燃料貯蔵施設に搬出される。使用済燃料は、貯蔵プールと同様に気密構造の貯蔵ラックに収納され、換気空調設備を用いた乾式冷却方式採用の使用済燃料貯蔵設備にて貯蔵保管される。

富士電機は、この使用済燃料貯蔵施設の全体設計を推進し許認可取得助成を行うとともに、建家を除く全設備の設計・製作・据付を2001年12月に完了させた。

3.2 使用済燃料取扱設備

使用済燃料取扱設備は、燃料出入機、床上ドアバルブ、移送台車、ガス置換装置から構成される。使用済燃料取扱設備は、燃料を直接取り扱い、これを内部に收容する機能を持つことから、燃料体の落下防止、遮へい・除熱、耐熱・耐放射線性など、高度な安全性と信頼性とにかかわる

図4 使用済燃料貯蔵施設の全景



重要な機能が要求されるため、以下のような設計としている。

(1) 燃料出入機

燃料出入機は、高い放射能を持つ使用済燃料を原子炉建家内にある貯蔵プールの貯蔵ラックから気密を維持した状態で、1体ずつ収納し（最大3体収納）、使用済燃料貯蔵建家内に設けられている使用済燃料貯蔵ラックへ気密を維持した状態で装荷する機器であり、一連の動作は遠隔自動操作により行われる。図5に燃料出入機の概略構造を示す。使用済燃料を直接保持するグリッパは、高放射線量の環境にて高い信頼性が要求される。そこで、燃料出入機では、グリッパ内部に爪（つめ）開閉用の電装品を使用せず、グリッパ昇降用の2組（4本）のチェーンの巻取り、巻出しによりグリッパの爪開閉も行う設計とした。チェーンの各駆動軸には無励磁作動型のブレーキを設け、電源喪失時には自動停止して、取扱い中の燃料体の落下を防止するようにしている。また、手動ハンドルを設け、電源喪失時にも

手でグリッパの昇降、爪開閉操作を行える構造としている。チェーンは、取扱物落下防止のため2本ずつで構成して多重化を図るとともに、爪も多重化(6本)している。

このように、グリッパ昇降装置の高信頼性を有した遠隔制御機構により、グリッパの構造簡素化が図れ、燃料出入機の高い信頼性および安全性を有する設計とした。

(2) 移送台車

移送台車は、使用済燃料の移設のため、使用済燃料を収納した約90tの燃料出入機を、原子炉建家から使用済燃料貯蔵建家まで移送する自走式台車である。万一の地震時にも、燃料出入機が転倒破壊して内蔵している使用済燃料が露出しないように、全方向の設計最強地震に対して健全性を有する設計とした。

3.3 使用済燃料貯蔵設備

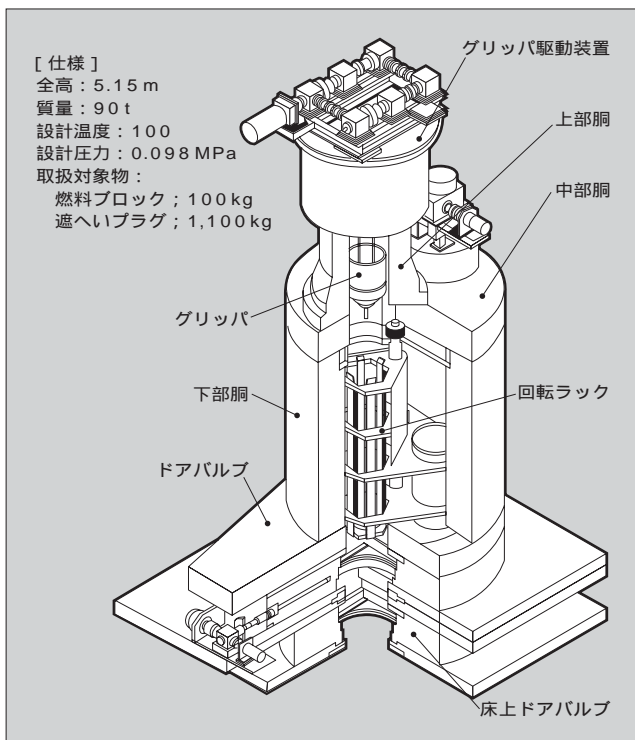
使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料を気密構造の貯蔵ラック内に収納し、使用済燃料貯蔵建家内で貯蔵保管するものであり、貯蔵ラック、上ぶた、貯蔵ラック振れ止めなどにより構成される。設備の概略構造を図6に示す。

本設備は、燃料を貯蔵することから、遮へい・除熱、耐熱・耐放射線性など、高い信頼性要求に対応するとともに、乾式燃料貯蔵方式を採用し、設備軽減を図るため、以下のような設計としている。

(1) 乾式燃料貯蔵方式

使用済燃料の崩壊熱の除去には、換気空調設備を用いた乾式空冷方式を採用した。採用にあたっては、貯蔵ラックが設置されている貯蔵セル内の冷却空気の流れが重要であり、冷却性能解析技術を駆使し、貯蔵セル内の構造設計を実施した。解析結果の一例を図7に示す。結果から、貯蔵

図5 燃料出入機



ラック下部に仕切板を設けることにより、貯蔵セル内流量配分の均一化を図るとともに、貯蔵ラックの地震時水平方向変位を拘束することができ、耐震性の向上も図った。さらに、通常の水冷方式に比べ、貯蔵セルライニング、冷却浄化設備などの設備簡素化、メンテナンス性の向上を図っている。

(2) 貯蔵ラック

貯蔵ラックは、使用済の燃料体をヘリウム雰囲気中で貯蔵するための気密性を有する容器であり、リークチェックラインを設けることにより、長期保管の信頼性を確保できる設計とした。

図6 使用済燃料貯蔵設備の概略構造および据付状態

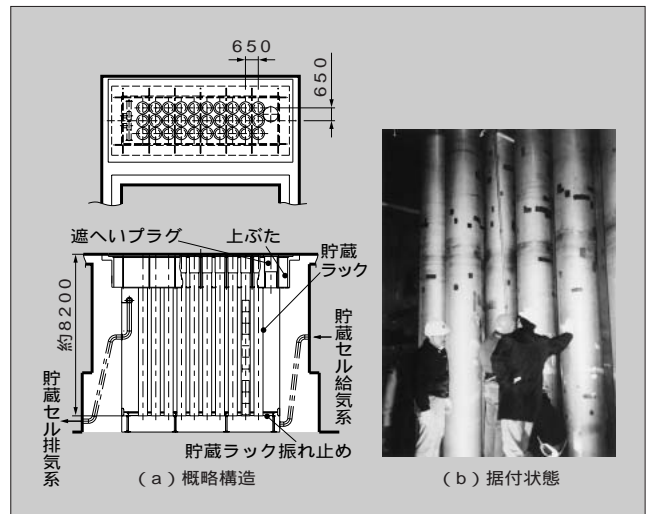
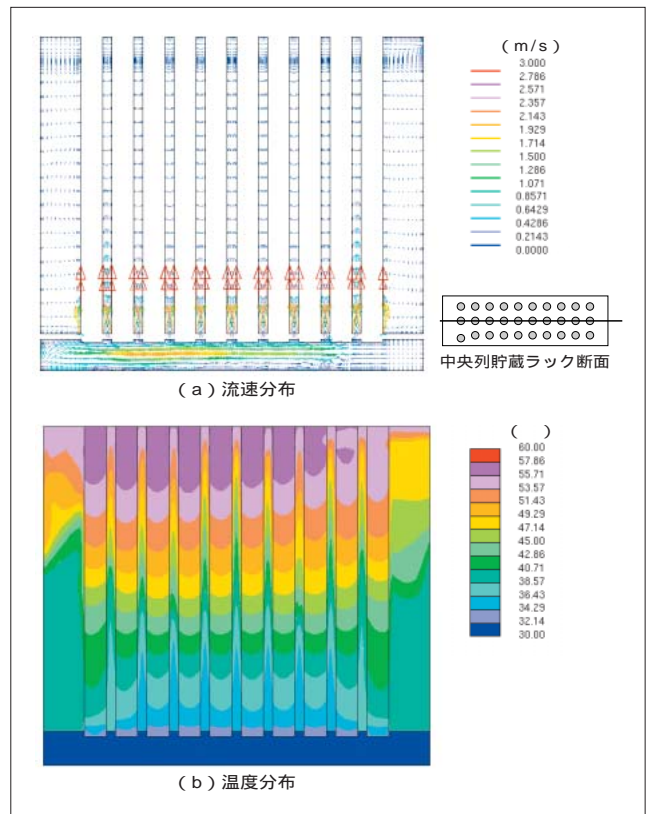


図7 使用済燃料貯蔵設備の冷却性能解析結果



(3) 上ぶた

上ぶたは、点検スペースフロアのコンクリート床内に埋め込まれ、燃料出入機の設置面および貯蔵セルの天井を形成するとともに、貯蔵中の燃料体などの放射線遮へいを行う。貯蔵ラック挿入孔は、正方形格子配列で配置され、臨界を防止するための配列間隔を維持している。

3.4 換気空調設備

換気空調設備は、管理区域内の換気を行う管理区域換気系および非管理区域内の換気を行う非管理区域換気系にて構成される。

このうち、管理区域換気系は、使用済燃料の崩壊熱除去機能を有しているため、商用電源喪失時には非常用電源が供給されるとともに、貯蔵セル排気系統フィルタユニットおよび貯蔵セル排気系統排風機の容量に冗長性を持たせており（100% × 2系統）、たとえ外部電源の喪失ならびに貯蔵セル給気系統の機能喪失を仮定したとしても、十分な冷却が可能な系統構成としている。

3.5 まとめ

以上のとおり、HTTRのSF/SFは、富士電機が手がけてきた開発炉向け燃料取扱設備の高い技術に基づき、高い信頼性および安全性を有した燃料出入機と、乾式燃料貯蔵方式を採用した使用済燃料貯蔵設備とを備えた施設として完成することができた。

4 照射下クリープ試験装置

4.1 装置の概要

日本原子力発電(株)(原電)から受注した照射下クリープ試験装置(正式名称: I-I型材料照射試験用設備)は、国内初の高温ガス炉であるHTTRに装荷する最初の照射試験設備であり、金属材料の高温環境での照射下クリープ試験を実施するために開発した装置である。

クリープ試験においては、最近、金属材料の変形に及ぼす形状効果の影響が注目されているが、非照射条件のクリープ試験データがJISに定められる標準試験片で取得・蓄積されているのに対して、従来の照射下クリープ試験では照射空間や引張荷重の制限により小型試験片を使用せざるを得なかった。照射下クリープ試験装置はHTTRの高温で広い照射空間を生かして、鉄鋼材料のJIS標準サイズの試験片を用いて照射下クリープ試験を行う装置であり、試験片へ安定して大きな荷重を付加できるよう設計され、原子炉内の高温環境下におけるクリープ速度や破断時間といったクリープ挙動を測定することができる。本設備は1999年から製作を開始して炉外における性能確認を完了後、HTTR建家内に搬入し、現在は炉心装荷に向けて準備を進めている。

4.2 装置の仕様

使用する試験片は、一般的なクリープ試験に使用される

試験片直径6mm、平行部長さ30mmのJIS標準試験片である。試験片の材料は高速炉用構造材として開発された316FR鋼(FBR Grade Type 316 Stainless Steel)である。

HTTRでの照射下クリープ試験条件の目標値を表2に示す。試験条件は、温度の目標値が550と600、高速中性子束の目標値が定格運転70日間照射で $1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0.18 \text{ MeV}$)、引張応力はクリープ速度と破断時間を測定するのに適当な値として、それぞれの温度で343MPa(550)と248MPa(600)に設定し、これに相当する試験片の引張荷重は9.7kNと7.0kNとなる。

(1) 装置の主要構造

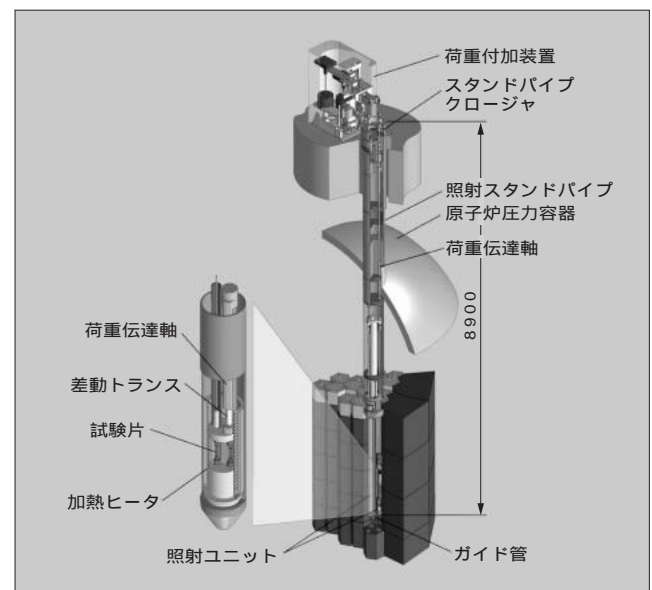
照射下クリープ試験装置の全体図を図8に示す。設備は原子炉圧力容器内の設備と圧力容器外の設備から構成される。

圧力容器内の設備はスタンドパイプクロージャとその下につり下げられる構造物により構成される。スタンドパイプクロージャはHTTRのスタンドパイプの一つに設置され、原子炉冷却材の圧力バウンダリを形成する。全長は約8,900mmで、下端部は直径113mm、長さ約2,600mmの3本の管から成っており、そのうち2本はおのおの異なる試験条件でクリープ試験を行う照射ユニットで、残りの1本はガイド管である。それぞれの照射ユニット下部には試験片が3個ずつ同じレベルに配置されている。照射ユニットとガイド管は炉心の可動反射体領域にある照射カラムの

表2 HTTR照射下クリープ試験の試験条件目標値

試験片	材質	316FR鋼(FBRグレードタイプ316SS)
	寸法	6 × 30 (mm)
試験温度	550 および600	
引張応力/荷重	343 MPa/9.7 kN at 550 248 MPa/7.0 kN at 600	
中性子フルエンス ($E > 0.18 \text{ MeV}$)	$1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ (70日)	

図8 照射下クリープ試験装置の全体図



黒鉛ブロックに設けた3個の穴におのおの挿入され、試験片の位置が燃料領域の燃料ブロックに相当するレベルとなるよう設置される。定格運転中の試験片温度環境はHTTRの優れた特徴の一つである炉心の大きな熱容量のために安定しているが、さらに温度を精度よく設定するために、試験片の周囲には最大熱出力300Wの電気ヒータを配置し、試験片温度が目標値(550, 600) ± 3以内に収まるように制御する。

一方、圧力容器外の設備である荷重付加装置の構造を図9に示す。荷重付加方式は非照射のクリープ試験で一般的に使用され信頼性の高い重錘方式を採用しており、重錘とレバーにより試験片に2とおりの荷重を安定して付加することができる。

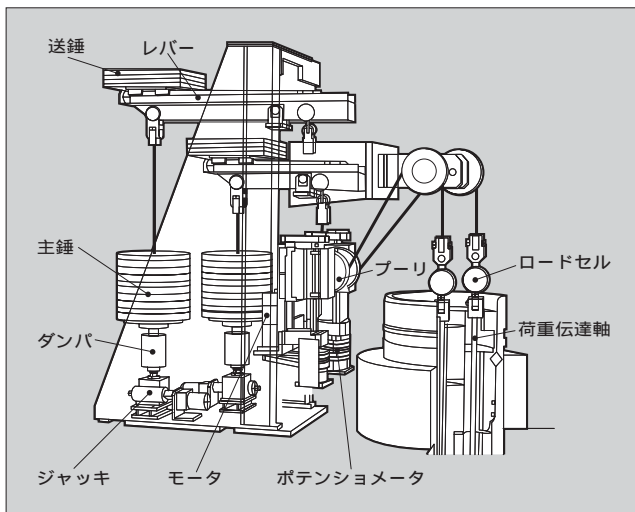
なお、荷重の付加は原子炉出力が定格に到達してから遠隔操作で行い、荷重は荷重伝達軸を介して試験片に伝達される。試験片がクリープにより伸びるとレバーを自動的に水平に戻すようにプーリ位置がモータにより制御され、荷重が持続的かつ正確に保持される構造となっている。

(2) 炉内条件の監視

圧力容器内に設置する試験設備はタイプAとタイプBの2セット製作した。タイプAはHTTRの照射条件を直接測定する最初の装置であり、照射下クリープ試験は行わず、炉心の照射位置における照射条件を測定するのが主な目的である。タイプAにより照射場の条件を把握した後、タイプBに入れ替えて照射下クリープ試験を実施するが、試験条件の監視のために照射条件の測定も併せて行う。この照射試験において各照射ユニットの1個の試験片は照射下クリープ試験に使用され、他の2個の試験片は照射後クリープ試験に使用される。タイプA、タイプBともに検出器類からの電気信号はスタンドパイプクロージャを貫通して炉外で監視される。

照射下クリープ試験における炉内測定機器を表3に示す⁽⁷⁾。炉心の照射設備の中性子束は、自己出力型中性子検出器(SPND)で常時測定し、石英管に熱および高速中性子測定用の小さな金属ワイヤを納めた中性子束モニタも中性子

図9 荷重付加装置の構造説明図



スペクトルを確認するために設けている。照射温度は装置内にK熱電対を配置して常時監視している。また、試験片のクリープ伸びは照射ユニット内に設置した差動トランスにより常時測定している。この差動トランスは本設備のために原研で開発されたものであり、高温および中性子照射下で作動するようMIケーブルでコイルを製作し、事前に高温条件下で長期の安定性が実証されたものである。

4.3 性能確認試験

照射下クリープ試験装置の荷重付加装置、電気ヒータ、差動トランスなどの各機器に対して性能を確認するために機能試験を実施した。さらに各機器の試験実施後、設備の組立を行い総合機能試験を実施した。主な装置の性能について以下に簡単に説明する。

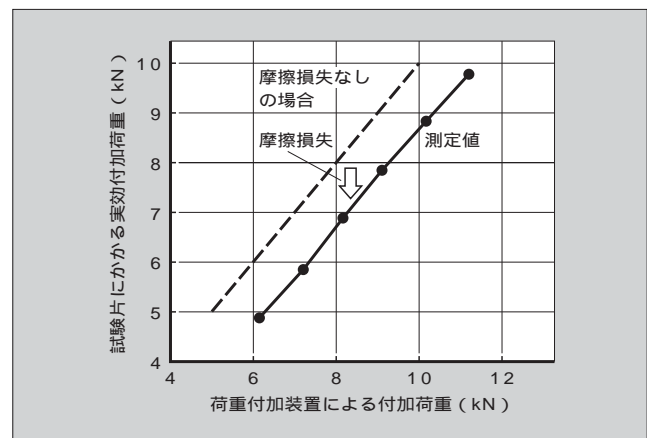
(1) 荷重伝達性能

図8に示したように、荷重付加装置からの荷重は荷重伝達軸を介して試験片に伝わる。荷重伝達軸はスタンドパイプクロージャを貫通して圧力容器内に挿入されるが、軸と貫通孔のすきまにあるOリング貫通部シールの摩擦により試験片に伝わる荷重は荷重付加装置で設定した荷重より若干小さくなる。この摩擦力の影響を、設備を組み立てた状態で炉外での試験により確認した。荷重付加装置による荷重は荷重伝達軸との間に取り付けられたロードセルにより測定し、試験片にかかる荷重は試験用に取り付けた別のロードセルにより測定した。図10に試験片に伝わる実効的な荷重と荷重付加装置による荷重の関係を示すが、荷重

表3 照射下クリープ試験における炉内測定機器

中 性 子 束	SPND (自己出力型中性子検出器) 2×70 (mm) (センサ部) エミッタ: ロジウム コレクタ: インコネル
中性子フルエンス	フルエンスモニタ ワイヤ: Al-0.41% Co, Fe, Cu, 86% Cu-12% Mn
温 度	K熱電対
ク リ ー プ 伸 び	差動トランス コイル1: 細線MI (Mineral Insulated) ケーブル

図10 重錘方式における付加荷重と実効荷重の関係



付加装置により生じた荷重は試験片に伝達されるまでに1.3 kN 減少し、また付加荷重が6 ~ 11 kN の範囲では荷重付加装置による荷重と試験片に伝わる荷重は線形関係にあることが分かった。実際の照射下クリーブ試験においても摩擦力による荷重の減少値は変化しても荷重の線形関係は保たれるので、試験片近傍の荷重伝達軸に貼付(ちょうふ)したひずみゲージにより荷重を測定することで線形性を考慮しながら実効的な荷重を制御することが可能である。

(2) 温度制御性能

照射ユニット内の試験片周囲の電気ヒータは、炉心からの熱に加えて試験片温度を一定に保つために用いられる。電気ヒータによる温度の制御性は照射ユニットのモックアップを使用して試験を行った。照射ユニットのモック

図 11 試験片の温度制御性試験結果(外乱に対する試験片温度変化)

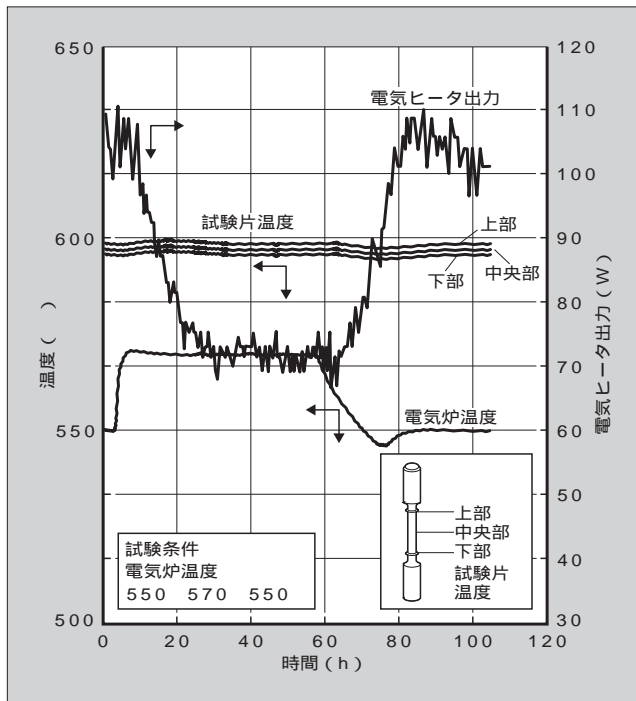
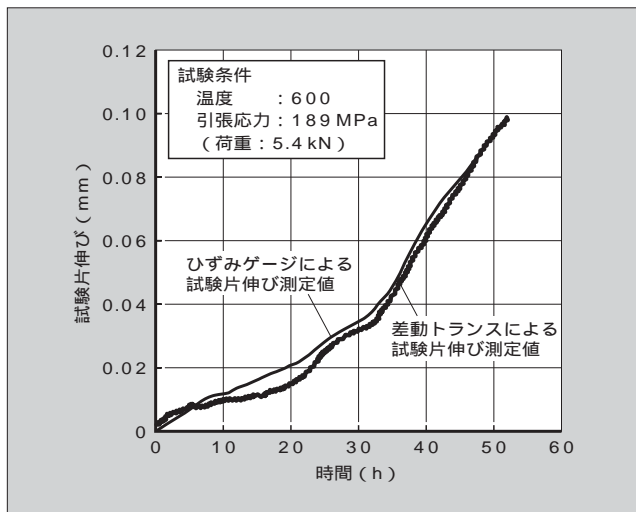


図 12 試験片クリーブ伸びの測定結果



アップを電気炉内に設置して熱的外乱を与えると、試験片温度を一定に保つように電気ヒータの熱出力は自動で制御される。温度制御性試験結果を図11に示す。試験片温度の目標値を600 にセットし、熱的外乱として電気炉温度を550 から570 ヘステップ状に変化させたが、電気ヒータの熱出力は試験片温度を目標値に保つために自動制御され、結果的に試験片温度は一定に保たれ、温度の変動幅は目標値の±3 以内に収まった。この試験結果から、照射下クリーブ試験においても試験片温度が安定に保たれることが確認できた。

(3) クリーブ挙動測定精度

照射下クリーブ伸びは、高温における熱膨張を相殺する構造とした機構で支持される差動トランスで測定される。図12に非照射試験におけるクリーブ挙動の測定結果を示す。試験片は温度600 においてクリーブ変形させたものであり、その伸び量は差動トランスに加えて試験片に試験用に貼付したひずみゲージでも同時に測定した。図12から、両方の測定結果は定常クリーブ領域ではよく一致していることが分かる。これにより、今回開発した照射下クリーブ試験装置は高温条件においても熱膨張に影響されずに、試験片クリーブ伸びを精度よく測定できることが確認できた。

4.4 まとめ

I-I 型材料照射試験用設備は、HTTR を利用する最初の材料照射試験装置である。本装置により316FR 鋼の標準試験片での照射下クリーブ試験を行うことができる。荷重伝達、温度制御、クリーブ挙動測定などの装置の性能は事前に炉外において実証された。現在は一時的にHTTR 原子炉建家内に保管されているが、HTTR の出力上昇試験が完了した後、照射試験のために原子炉内に挿入される予定である。

5 実用高温ガス炉の開発

高温ガス炉実用化に向けて、富士電機では、出力の柔軟性の向上と、より余裕を持った安全性を目指し、さらに将来の超高温(約1,000)熱利用を視野に入れた単基モジュール電気出力約100 MW、標準プラント電気出力約400 MW の小型高温ガス炉(FAPIG 型高温ガス炉)を開発中である。また、比較的需要の大きな地域の基幹電源として、単基モジュール電気出力約300 MW、標準プラント電気出力約1,000 MW のGT-MHR(ブロック型炉心)開発へ参画している。

5.1 FAPIG 型高温ガス炉の開発

5.1.1 概要

富士電機では、2010 年代の日本・アジアの小型炉市場を狙って、独自の小型高温ガス炉ガスタービン発電プラント、FAPIG 型高温ガス炉の開発に着手している。富士電機が開発を進める高温ガス炉は、他の実用高温ガス炉計画のようにシステムの簡素化と安全性の余裕をある程度犠牲

にすることで出力増加を追求するのではなく、安全特性を維持しつつ、システムを大幅に簡素化できる範囲内で最大の出力を目指すことで、コストの低減を図るものであり、前述(図章)の社会的ニーズを基に、次の条件を満たすプラントを目指している。

- (1) 単基モジュールの電気出力を 100 MW 程度とする。
- (2) 将来型大型軽水炉と同等以下の建設コストを目指し、建設単価 15 万円/kWe 以下を目標とする。
- (3) 格納容器なしで、仮想的な事故を想定しても、周辺住民の避難を必要としない。

5.1.2 基本設計思想

PBMR, GT-MHR, GTHTR300 などの小型モジュール高温ガス発電プラントは、すべて下記のようなコストダウン方策によって、小型炉としてのスケールデメリットを克服しており、FAPIG 型高温ガス炉でもこれらの方策は踏襲している。

- (1) ガスタービン直接サイクル採用と原子炉出入口温度の上昇により、蒸気タービンを大きくし、熱効率を達成し、蒸気タービン系のような二次系を削除する。
- (2) 小型高温ガス炉の固有の安全性⁽⁸⁾⁽⁹⁾を活用することで、必要な安全システムを軽水炉に比較して大幅に減少させ、安全上重要な機器を限定する。

小型高温ガス炉の固有の安全性とは、万が一の事故が発生したときにも、炉心温度が上昇すると負の反応度フィードバックにより原子炉が自然に停止し、熱伝導、輻射(ふくしゃ)などの自然放熱により炉心が冷却され、1,600 以上まで健全なセラミック被覆燃料により放射能が燃料中に保持されるというもので、積極的に事故を収束するための機器、対応がなくとも自然に事故が収束し、炉心溶融は起こりえないという原子炉の特性である。

- (3) (2)の安全性に基づき、格納容器なしに十分な安全性を確保する。
- (4) 小型モジュールを複数設置してプラントを構成し、電力容量の需要に柔軟に対応する。
- (5) 標準設計小型モジュールで、シリーズ生産により建設コストを低減し、工場生産範囲の拡大により現地工事の簡素化、工期短縮を図る。

上記に加え、FAPIG 型高温ガス炉では、「プラントシステムの簡素化」を最優先条件として、その範囲内で原子炉出力を最大限増大する。これによって、プラントを構成する機器の削減、原子力グレード機器の削除、要求機能の緩和など、徹底した簡素化により、コストダウンと信頼性向上を図る。

5.1.3 基本設計

原子炉系断面図を図13に、原子炉建家/原子炉補助建家の断面図を図14に、主要諸元を表4に示す。

本設計の考え方は以下のとおりである。

- (1) 基本仕様
 - (a) ペブルベット型炉心の採用
ペブルベット型炉心は、ブロック型炉心に比較して出

図13 原子炉系断面図(FAPIG型)

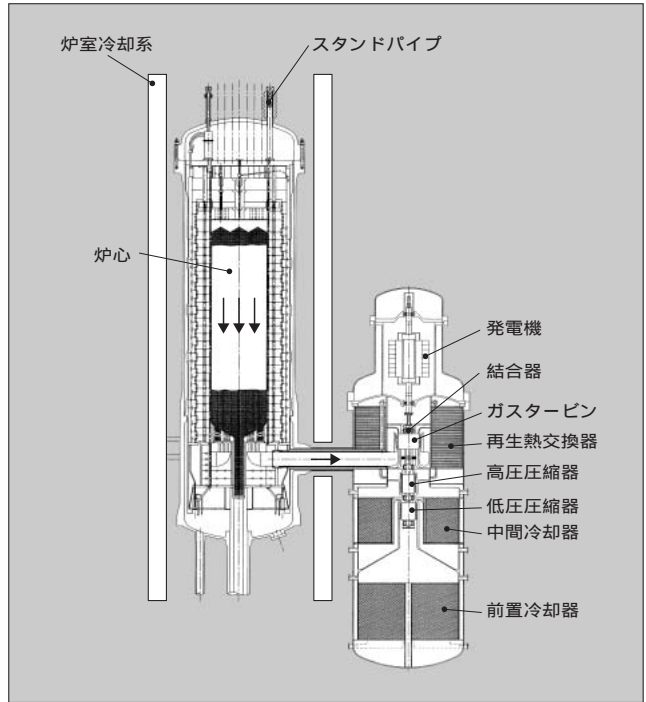
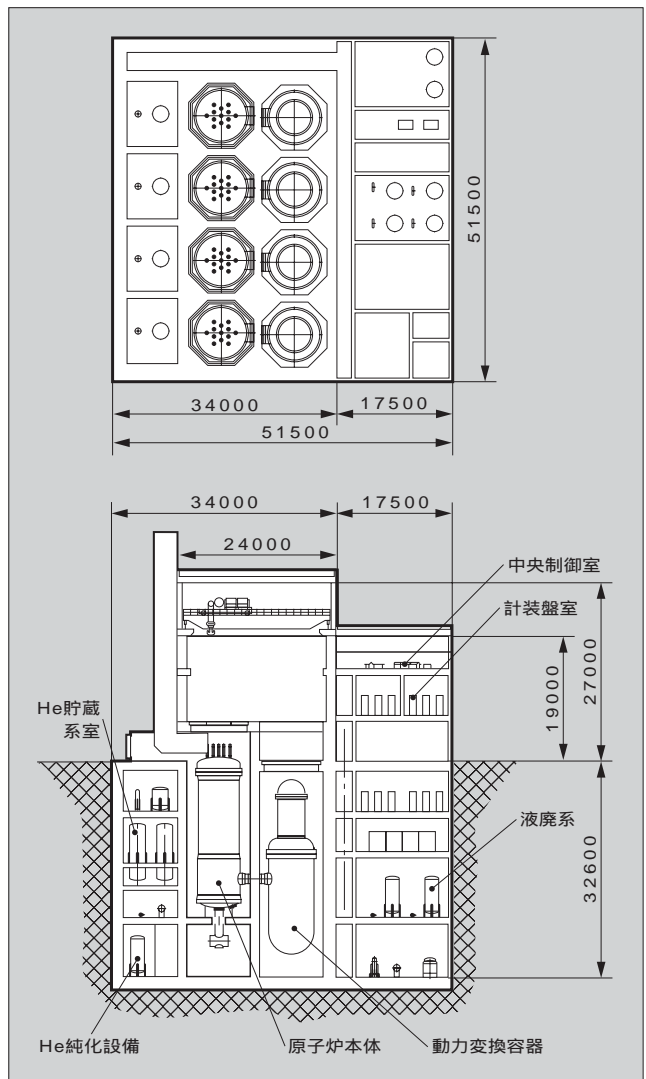


図14 原子炉建家/原子炉補助建家の断面図(FAPIG型)



力増大には限界がある。しかし、ブロック型炉心に対して運転時の燃料温度を低くでき、また、余剰反応度が小さくてすむため制御棒引き抜きなどの反応度事故の影響も小さいなど、安全上の余裕が大きく取れる。また、運転中連続燃料交換が可能な炉型であるために原子炉停止の必要がなく、稼働率向上の可能性も大きい。これらの点に注目して、ブロック型炉と異なった特徴を持つ炉として、独自の開発対象にペブルベット型炉を選択した。

b) 熱効率向上と炉出入口温度の設定

直接サイクルガスタービンを採用し、システムの簡素化と高い熱効率を狙う。サイクル熱効率は、炉出入口温度が高いほど増大するが、炉入口温度が高くなると原子炉内構造物の温度が上昇するため、事故時の原子炉圧力容器温度が上昇する。これらを考慮して炉入口・出口温度 500 /900 と選定した。この場合、約 47 % の熱効率が期待できる。

(c) 原子炉出力

目標コストを満たすために、必要なモジュールあたりの最小発電量として、100 MW を目標基本条件とした。前述のサイクル熱効率から、熱出力は 220 MW となる。

(2) 原子炉系設計

本原子炉では原子炉出力増加を図るため 2 領域燃料装荷法を採用した。

(a) 燃料温度と原子炉圧力容器温度の低減

原子炉圧力容器材料に耐熱金属を使用すると、コストアップにつながる。また、軽水炉用圧力容器材料を使用する場合、圧力容器温度を許容温度以下に抑えるには、強制循環による原子炉圧力容器冷却系が必要となり、これもコストアップ、信頼性低下につながる。そこで次の方策により、軽水炉と同じ原子炉圧力容器材料を使用しながら、強制循環による原子炉圧力容器冷却系を不要とする原子炉システムを実現し、コストダウンを図った。

2 領域燃料装荷炉心の採用

1 領域燃料装荷による炉心では、炉心中央部に高出

力密度領域が生じ、減圧事故時の燃料温度を 1,600 以下に抑えようとする、炉出口温度を 900 とする場合、原子炉熱出力が 180 MW 程度に制限されてしまう。ここで減圧事故とは、軽水炉の冷却材喪失事故に相当する事故で、一次系の配管破断などにより冷却材ヘリウムが流出し、除熱能力が喪失する事故である。減圧事故時には、原子炉停止後の炉心崩壊熱は、原子炉室のコンクリート壁を冷却するために設けられた炉室冷却系への自然放熱で除去される。

2 領域燃料装荷は、発熱率の大きな新燃料を炉心外周部に装荷し、炉心外周部を何度か循環させて燃焼させた後、炉心中央領域に装荷して循環させるという燃料装荷法である。この方法により、炉心中心部での出力密度を低下し、減圧事故時の炉心中心部に発生する燃料最高温度を低下させる。

炉室冷却系の高性能化

次の方策検討により炉室冷却系の除熱性能を向上し、原子炉圧力容器温度を低下させ、軽水炉の原子炉圧力容器材料を使用しながら、強制循環による原子炉圧力容器冷却系を不要とした。

- 炉室冷却系の原子炉圧力容器側へのフィン設置による除熱性能の向上
- HTTR 起動試験結果のうち、原子炉圧力容器と炉室冷却系間の除熱特性の詳細評価による不確かさの低減

により、過去の設計では、約 180 ~ 190 MW であった熱出力を、220 MW にまで増大させることができた。

減圧事故時の燃料温度、原子炉圧力容器温度を図15に示す。いずれも図中に示した許容温度以下となっている。

このように、軽水炉圧力容器材料を使用しても、熱出力 220 MW で、炉室冷却系のみで燃料温度、原子炉圧力容器温度ともに制限温度範囲内とすることが可能となり、目標の電気出力 100 MW を達成した。

b) 炉構造の簡素化

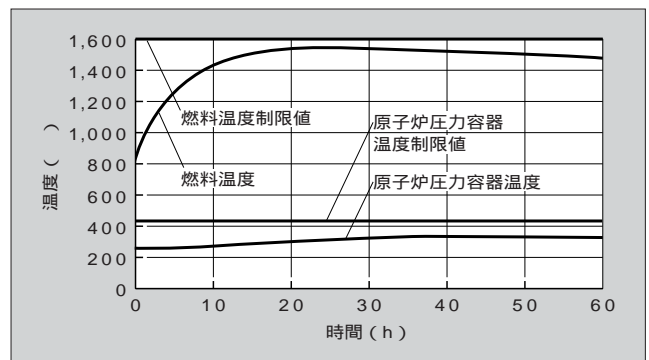
炉構造における簡素化について述べる。

高温冷却材が原子炉圧力容器に接触しない構造

表 4 主要諸元 (FAPIG型)

項目	データ
原子炉熱出力	220 MWt/基
電気出力	約100 MWe/基
熱効率	約47 %
炉入口・出口温度	500 /900
ヘリウム圧力	約6 MPa
燃料型式	被覆粒子燃料 (TRISO型)
燃料	UO ₂
炉心型式	ペブルベット型
減速材	黒鉛
冷却材	ヘリウム
燃焼度	80 GWd/tU
ガスタービン型式	1軸縦置き (目標)

図 15 減圧事故解析結果 (FAPIG 型)



サイクル熱効率向上のために、炉入口温度を高くしつつ（500℃）、原子炉圧力容器温度を制限温度（通常時370℃）以下とするため、原子炉出入口冷却材が直接原子炉圧力容器に接触することのない原子炉下部構造とした。すなわち、原子炉圧力容器とガスタービン側との接続容器にシュラウドを設けることにより、断熱材なしに、入口冷却材が接続容器、原子炉圧力容器下鏡のプレナム部に接触することなく、直接炉内構造物に達する構造とした。

スタンドパイプ構造工夫による保守性向上

炉心上部に設置する制御棒駆動機構や小球停止装置は、定期的に保守が必要である。本設計では、制御棒スタンドパイプを原子炉圧力容器上鏡部に設けるが、制御棒駆動装置、小球停止装置駆動部に容易にアクセス可能な構造として、上鏡を開放することなく保守が可能な構造とした。これらの装置をスタンドパイプに内蔵すると、万が一スタンドパイプが破損した場合に、制御棒や停止小球が炉心から飛び出し、急激に反応度が添加され問題となる。しかし本設計では制御棒が飛び出すことのないように、構造上の工夫を施した。これによりスタンドパイプ破断時に制御棒飛び出しを防止するための固定装置などの特別な装置を設ける必要をなくした。

(3) 安全特性

前項までの設計に基づき、FAPIG型高温ガス炉は次のように優れた固有の安全特性を実現できる。

(a) 固有の安全特性による燃料健全性確保

減圧事故時にも、燃料温度は1,600℃以下を維持し、放射能が放出されることはないという、小型高温ガス炉共通の安全性に加え、次のような際立った安全性が固有の特性のみによって実現される。

「減圧事故＋原子炉スクラム失敗」時の安全特性

減圧事故に加え、原子炉スクラム（炉停止）に失敗しても、燃料温度が上昇すると、反応度温度フィードバック特性により自然に負の反応度が挿入され、原子炉は停止し、その後再臨界となっても微小な出力で安定する。原子炉は炉室冷却系への自然放熱により冷却されるため、運転員の対応は必要なく長時間放置が可能である。また、燃料温度は1,600℃を超えることはなく、健全性が維持され、大量の放射能の放出はない。

「反応度事故＋原子炉スクラム失敗」時の安全特性

誤って制御棒1本が引き抜かれ、加えて原子炉スクラムに失敗するという厳しい事故を想定しても、燃料温度上昇に伴う反応度温度フィードバック特性により、燃料温度は1,600℃を超えることはなく、健全性を維持し、放射能の放出はない。

極端な事故想定「減圧事故＋制御棒引抜き＋原子炉スクラム失敗」時の安全特性

減圧事故が発生し、同時に制御棒1本が引き抜かれ、さらに原子炉スクラムに失敗するという、三重の極端に厳しい事故を想定しても、固有の安全性によって、

大部分の燃料は健全性を維持し、大量の放射能は放出されず、住民の避難は必要ない。

以上の特性、特に上記の極端な事故想定においても住民の避難が必要のないことを考えると、本プラントが目指す、一般の人々にも受け入れられる分かりやすい安全性が達成される。小型高温ガス炉の固有の安全特性は、ドイツの高温ガス実験炉（AVR）の試験により実証済みであり、また、HTTRにおいても試験が実施される予定である。上記の特性とその基となる実証試験により、格納容器を不要とする根拠が構築できるものと考えられる。

(4) 発電系（ガスタービンシステム）

発電系における簡素化策を以下に述べる。

(a) 発電系1容器中への格納による簡素化

本システムでは、発電系を1容器中に格納し、原子炉圧力容器、ガスタービン容器、接続容器の3容器構成として簡素化する。これにより建家容積を減少するとともに、大口径配管を削除し、大口径配管破断による減圧事故の可能性を排除して、安全性・信頼性の向上を図る。

(b) ガスタービンシステムの高速化による軽量化

ガスタービンシステムは、商用回転数（例えば3,600 r/min）では大型化し、コストが増大するとともに、質量が増大する。また質量増により軸受設計が困難となる。その一つの解決策として、1軸のまま、高速回転（例えば7,200 r/min）を採用する方法がある。高速化によりタービンや圧縮機段数が減少してコンパクトとなり、軸受の問題は軽減され、発電機のモータモードによる起動、負荷喪失時のバイパス弁による過回転の防止が容易に採用可能である。

これまでは、大容量周波数変換装置のコストが大きく、採用は困難であるとされてきた。しかし、最近の技術の進歩、特に、従来のサイリスタに代わり富士電機が開発を進めているIGBT（Insulated Gate Bipolar Transistor）素子とインバータ技術によって、コスト低減が現実化してきた。

富士電機では、高速回転ガスタービン発電系を採用するため、大容量周波数変換装置と高速発電機のフィージビリティスタディを実施中である。また、ガスタービンシステムは、FAPIGのメンバー会社である川崎重工業（株）にて検討実施中であり、サイクル熱効率約47%が達成可能との見通しが得られている。ガスタービンは、1軸縦置き式で1容器中に格納し、建家容積減少によるコストダウンを狙っているが、高速回転が採用されれば、コンパクト化によりさらにコストダウンが可能である。

なお、ガスタービン発電システムの問題を解決する他の方法として、多軸化してタービンと圧縮機を分離し、圧縮機のみを高速化する方法がある。しかし、この方法ではガスタービン軸からの漏れの増加などにより効率が低下するといわれており、また、起動用のガス噴出装置が必要になる、発電機の負荷喪失時にガスタービンの過回転防止対策が必要になるなどの問題が指摘されている。

5.2 GT-MHR の開発

5.2.1 概要

GT-MHR は、受動的安全特性を有するモジュール高温ガス炉と直接サイクルヘリウムガスタービンを組み合わせた高効率発電プラントである。GT-MHR 開発計画は、高温ガス炉の優れたプルトニウム燃焼特性に着目して、核兵器解体プルトニウムを消滅しつつ、同時に電力と熱を供給する原子炉を開発するものである。また、プルトニウム燃料をウラン燃料に代えるだけで、商業用発電プラントとしての利用が可能で、米国 GA 社ではウラン燃料の GT-MHR 開発を実施している。富士電機は、GT-MHR の実用化を目指して、米国 GA 社、ロシア原子力省、フランス・フラマトム社とともに本プロジェクトに参加している。

5.2.2 プラントの概要

GT-MHR モジュールと原子炉建家を図16に、主要諸元を表5に、系統構成を図17に示す。原子炉熱出力は600 MW で、直接ガスタービンサイクルを採用し、電気出力は285 MW である。ガスタービンは1軸縦置き型で、約47%の高い熱効率が期待できる。炉心は被覆粒子燃料を円柱状の黒鉛棒に分散し、それを六角柱状黒鉛ブロック中に埋め込み、積み重ねたブロック型炉心である。

5.2.3 開発状況

富士電機はGT-MHRの実用化を目指し、米国GA社、ロシア原子力省、フランス・フラマトム社と共同で開始したGT-MHRプロジェクトに1997年4月に参画した。1998年10月に概念設計が終了し、参加メンバーによる設計レビュー作業を実施した。1999年から米国・ロシア予算による基本設計を開始し、2002年に完了した。現在、解体プルトニウム処分のバックアップオプションとして今後の計画を建て直し中であるが、2003年から技術実証フェーズとして、燃料、ガスタービン系の確証試験を予定している。また、2010年に1号基の着工を計画している。

富士電機は、前述のHTTRの設計・製作・据付経験に基づき、GT-MHRの原子炉設計、燃料取扱設備設計、安全評価などに関し、そのレビューを担当している。

なお、米国では、開発元のGA社を中心として、次世代商用発電炉計画としての発電用GT-MHR開発が進行中で、米国の原子力発電所所有会社で組織される電力諮問委員会が、ユーザーとしてのレビュー、勧告を行っている。また、GT-MHRは米国の第四世代原子力システムの一環として検討された短期導入計画(NTD)の中でも、2010年までの導入可能性を持つ炉型として評価され、米国エネルギー省で予算化されている。

表5 主要諸元 (GT-MHR)

項目		データ
原子炉熱出力		600 MWt/基
電気出力		285 MWe/基
熱効率		約47%
炉入口・出口温度		490 / 850
ヘリウム圧力		約7.1 MPa
燃料型式		被覆粒子燃料 (TRISO型)
燃料	核兵器解体プルトニウム消滅炉	PuO ₂
	商用発電炉	UCO
炉心型式		ブロック型
減速材		黒鉛
冷却材		ヘリウム
燃焼度	核兵器解体プルトニウム消滅炉	642 GWd/tPu
	商用発電炉	約110 GWd/tU
ガスタービン型式		1軸縦置き型

図16 モジュールと原子炉建家 (GT-MHR)

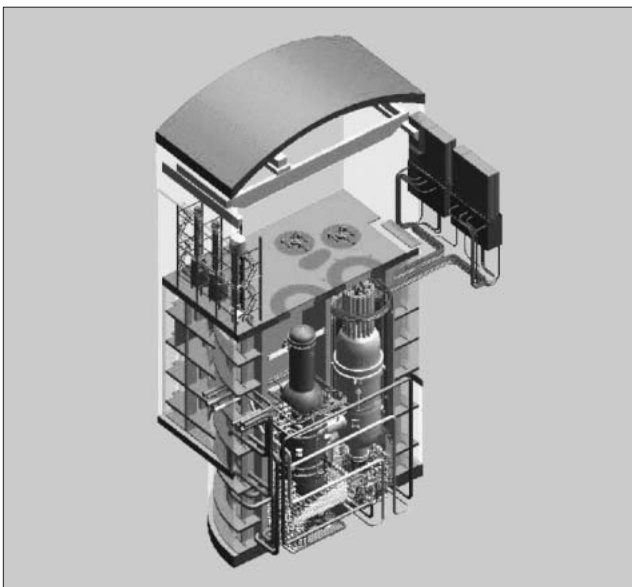
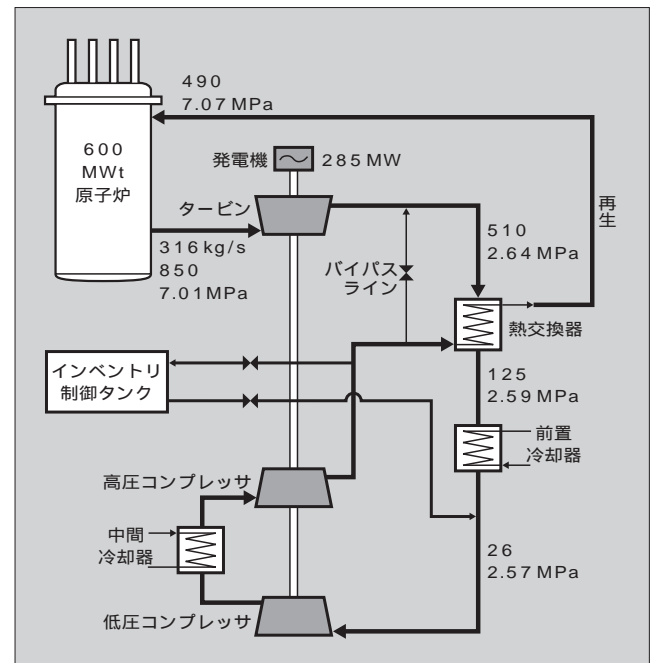


図17 系統構成図 (GT-MHR)



5.3 まとめ

富士電機では、これまでに培った高温ガス炉技術を基に、独自の設計方針による FAPIG 型高温ガス炉（電気出力 100 MW）を開発中である。さらに、GT-MHR 実用化計画と連動しながら、近い将来の実用化計画に結びつけて、2010 年代の小型炉市場の開拓を目指している。

⑥ あとがき

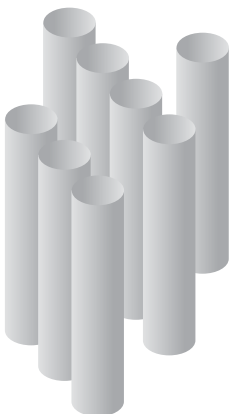
本稿では、高温ガス炉分野への取組みとして、特に HTTR 以降の HTTR 関連施設の納入実績とその設備の特徴、そして最近の実用高温ガス炉開発への取組みについて紹介した。

富士電機は、日本初の原子力発電所である日本原子力発電(株)東海発電所の建設に携わって以来、日本で唯一商用ガス炉を手がけたメーカーとしてガス炉技術の開発を行ってきた。原子力発電は大型軽水炉が中心となっているが、最近では安全性が高く、かつ経済性の高い中小型高温ガス炉が注目されている。富士電機は、現在、日本国内あるいはアジアの中小型炉市場に着目して固有の安全特性に優れ、経済性の高い実用小型高温ガス炉の実用化を目指している。今後も、国内外での関係諸機関との連携により、わが国における高温ガス炉実用化に向けて全力を挙げていく所存である。

最後に、これまで HTTR および関連施設の納入ならびに技術開発を進めるにあたり、多大なご指導・ご協力をいただいた日本原子力研究所および日本原子力発電(株)の関係各位に対して、厚く謝意を表する次第である。

参考文献

- (1) Saito, S. et al. Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR). JAERI-1332. 1994.
- (2) 高温工学試験研究炉 (HTTR) 特集 . 富士時報 . vol.71, no.4, 1998.
- (3) 中川繁明ほか . 高温工学試験研究炉の出力上昇試験—試験経過及び結果の概要— . JAERI-Tech 2002-069. 2002.
- (4) 橘幸男ほか . 高温工学試験研究炉 (HTTR) の安全性実証試験計画 . JAERI-Tech 2002-059. 2002.
- (5) 柴田大受ほか . HTTR の I-I 型材料照射試験用設備の開発 . FAPIG. no.161, 2002, p.3-7.
- (6) Shibata, T. et al. Development of the I-I type Irradiation Equipment for the HTTR. Proc. of Basic Studies in the Field of High-temperature Engineering. OECD/NEA. Paris, France. p.145, 2002.
- (7) 柴田大受ほか . HTTR の照射設備の開発及び炉内データの取得方法 . — I-I 型材料照射試験用設備— . JAERI-Tech 2002-097. 2002.
- (8) 早川均ほか . 実用化が世界で進む小型モジュール高温ガス炉 . FAPIG. no.158, 2001, p.11-21.
- (9) 関本博ほか . 高温ガス炉の新展開 . 日本原子力学会誌 . vol.44, no.12, 2002, p.839-866.
- (10) 岡本太志ほか . 国際共同開発プロジェクト GT-MHR. FAPIG. no.148, 1998, p.38-43.
- (11) 大橋一孝ほか . 高温ガス炉ガスタービン発電システム開発—国際共同開発プロジェクト GT-MHR の現状— . 火力原子力発電 . vol.50, no.516, 1999, p.97-102.
- (12) 早川均 . 国際共同開発小型高温ガス炉 GT-MHR の概要—一次世代原子炉の開発と核不拡散への貢献 . 電気評論 . no.432, 2001-6.



高速炉関連技術

林 裕至(はやし ゆうじ)

荒井 康(あらい やすし)

吉村 哲治(よしむら てつじ)

① まえがき

高速炉は、発電をしながら消費した原子燃料以上の新燃料を生産するため、ウラン資源の有効利用が格段に優れた原子炉である。資源の乏しいわが国においては、将来のエネルギーの有力な選択肢を確保しておくとの観点から国家的プロジェクトとして、動力炉・核燃料開発事業団（現在は核燃料サイクル開発機構に改組：以下、サイクル機構）を中核機関として、1960年代から開発が開始された。

本稿では、高速炉の開発の中での富士電機の役割と取り組み状況を紹介する。

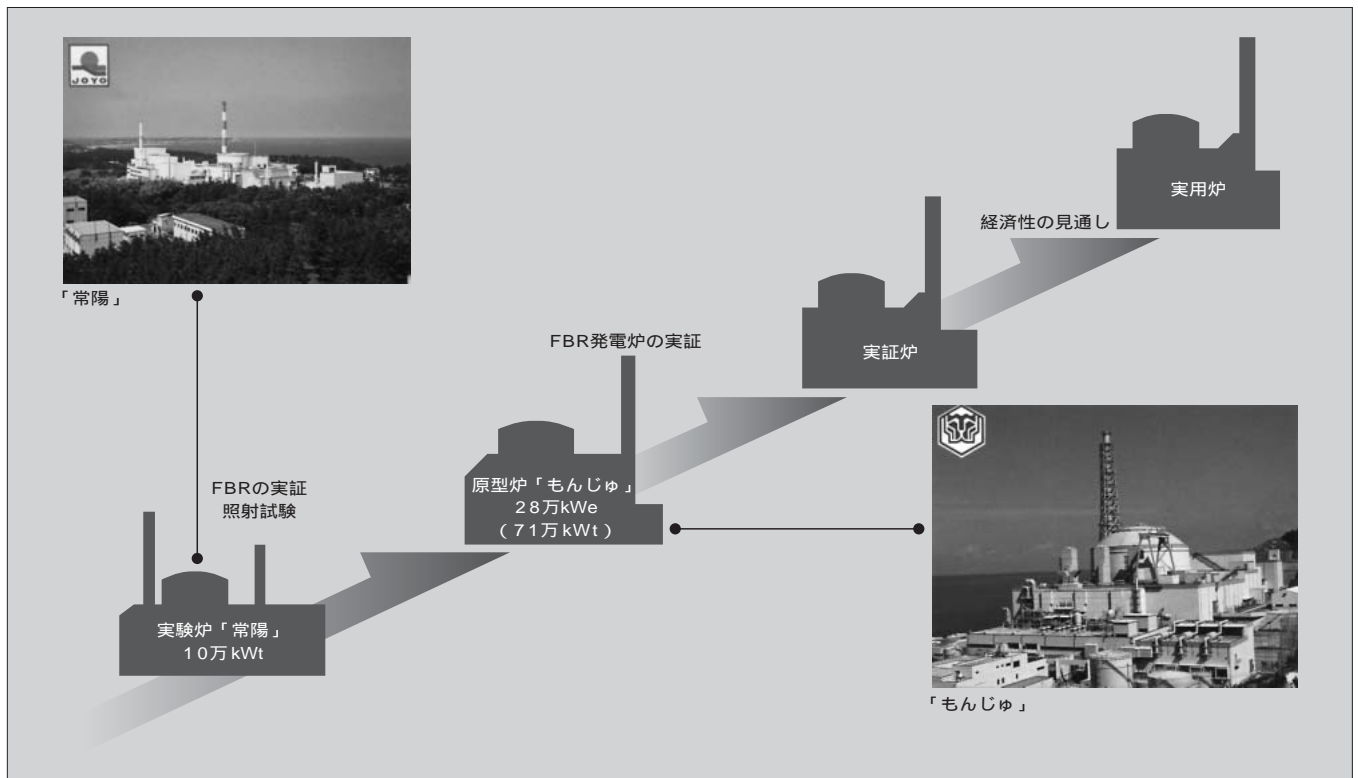
② 高速炉技術への取り組み状況

わが国における高速炉の開発は、図1に示すように実験炉、原型炉、実証炉の段階を経て安全性、経済性を確認しながら着実に進められてきた。

大型の試験研究施設における安全性などの基礎的研究、機器実用化のための工学的試験を経て、高速実験炉「常陽」が建設され、1977年4月に初臨界を達成し、それ以降熱出力を段階的に上げて運転経験を積み重ねるとともに、安全性研究、新材料の開発などが進められてきた。また現在、さらなる高度化（MK-計画：照射能力を向上させる原子炉施設の高度化計画）が進められている。

高速実験炉「常陽」の建設、運転経験を踏まえ、さらに

図1 高速増殖炉開発の流れ



林 裕至

新型炉プラントの開発、エンジニアリングに従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部設計部担当部長。日本原子力学会会員。



荒井 康

原子力プラントの制御設備のエンジニアリング業務に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部技術部主任。



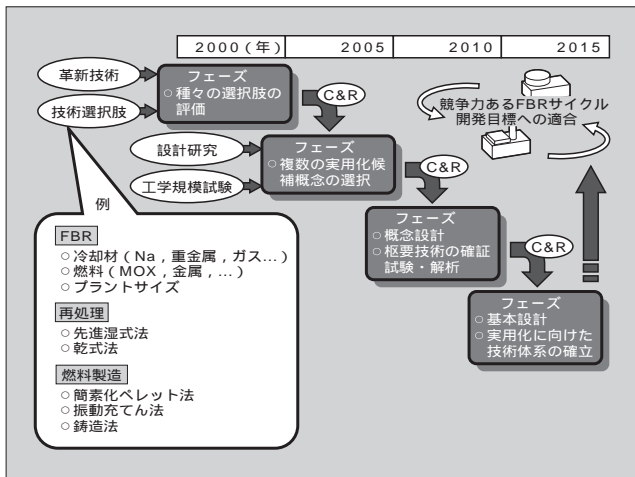
吉村 哲治

原子力関連プラントの機械設備の開発に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部設計部。

安全性に関する研究，新型機器の開発などを行い，安全性，信頼性を確認し，高速原型炉「もんじゅ」が建設され，1994年に初臨界を達成した。

その後，1999年から高速炉の実用化を目指した技術開発が，サイクル機構大洗工学センターにおいて，サイクル機構，電力会社，他機関のエンジニアが中心となって開始された。ここでは，「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故などを踏まえた安全性の一層の追求，軽水炉など他電源に比肩する経済性を達成することを目的に，従来の考えにと

図2 実用化戦略調査研究の流れ



られず幅広い選択肢を検討し，図2に示す流れで開発に取り組んでいる。

これらのプロジェクトに，原子力メーカー（(株)東芝，(株)日立製作所，三菱重工業(株)，富士電機(株)，ほか）が参画し，設計，研究開発および建設にあたっている。

「放射性物質の安全な取扱技術」は原子力発電所の運転の維持はもとより，核燃料サイクルのあらゆる分野で重要な技術の一つである。この技術は富士電機が最も得意とし，豊富な技術と経験を蓄積し，実績を有している。

これらの技術を基盤として，富士電機は，「常陽」「もんじゅ」の建設，実用化技術の研究開発において，「燃料取扱および貯蔵設備」「放射性廃液・気体処理設備」などを担当し，技術を構築してきた。

2.1 高速実験炉「常陽」

富士電機の担当する燃料取扱設備を図3に示す。燃料取扱設備は，ナトリウム中および高温ガス中での作動信頼性，取扱中の安全性などが要求される可動機械で構成されているため，試作試験による確認を行うとともに，製作段階では工場での作動試験などを十分にを行い完成度を高めて現地据付を行った。その後の運転では順調に稼働している。

また，MK-計画では，後述する新型燃料交換機の開発，燃料取扱系の自動化を行っている。

図3 「常陽」燃料取扱設備

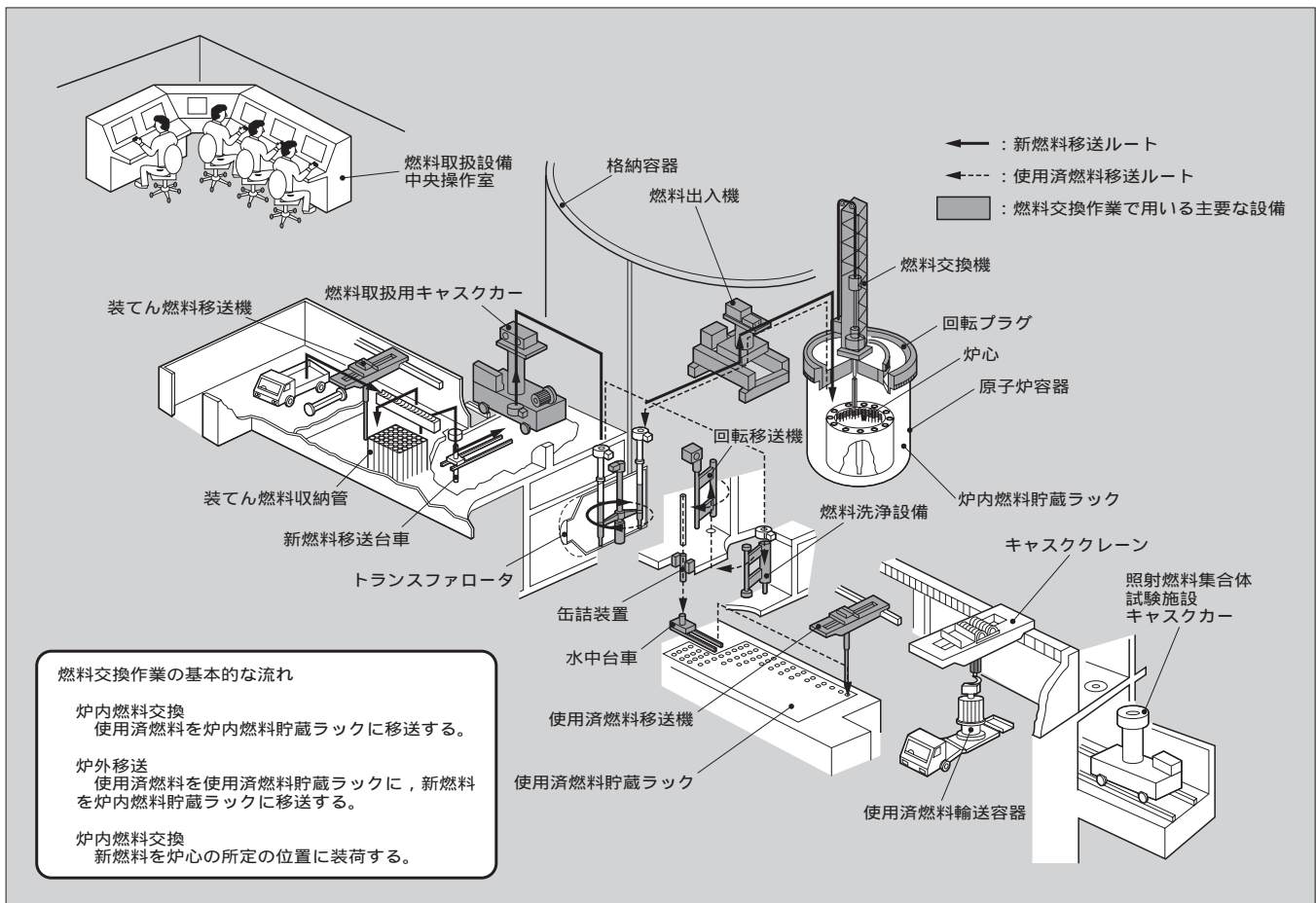


図4 「もんじゅ」燃料取扱および貯蔵設備

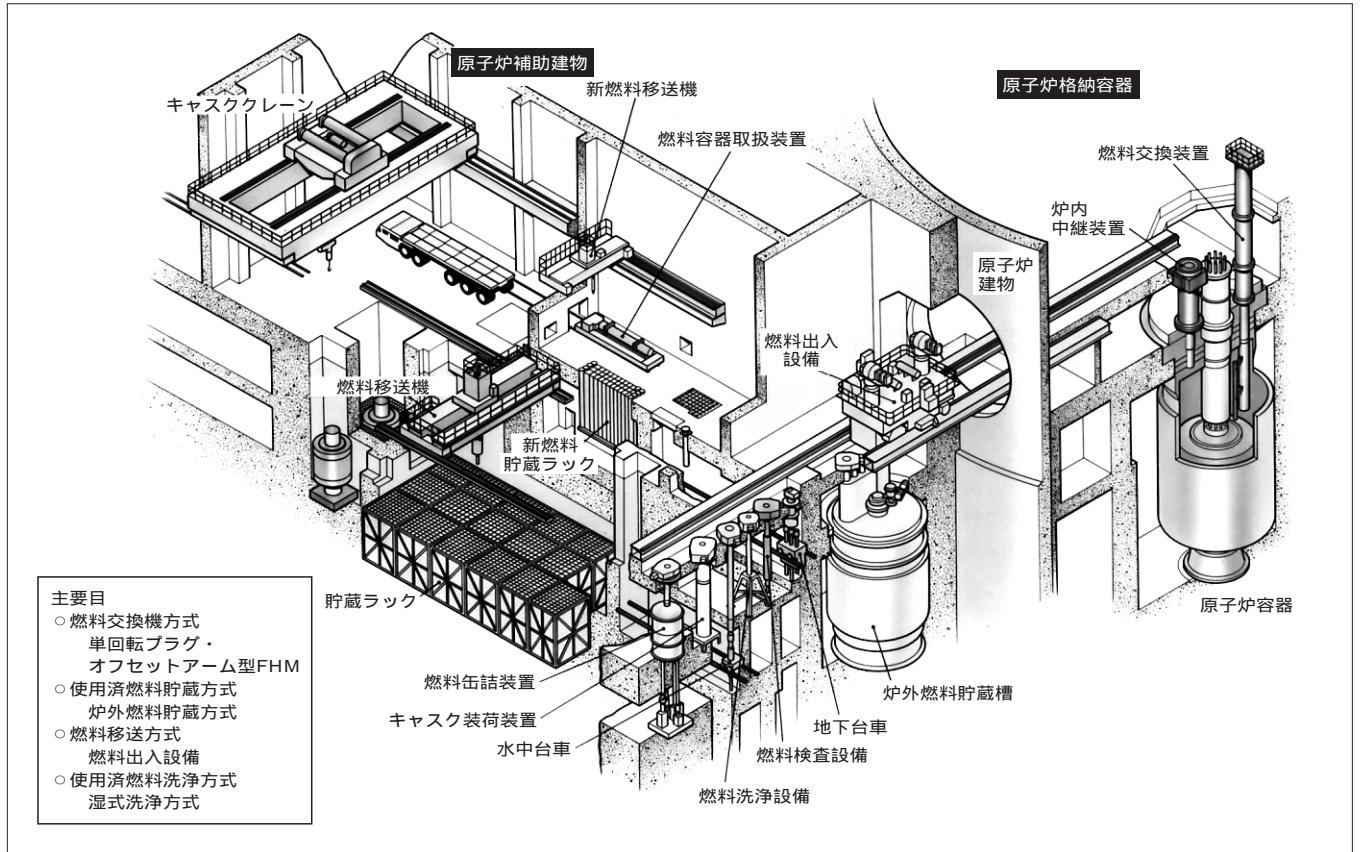
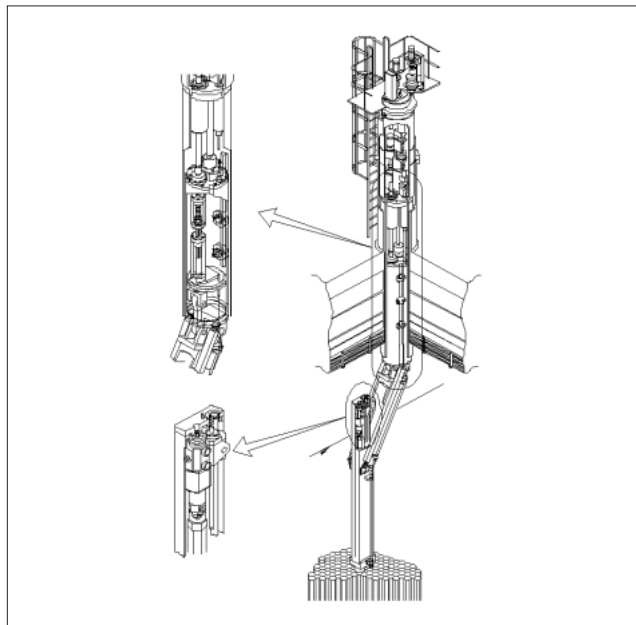


図5 マニプレータ式燃料交換機



2.2 高速原型炉「もんじゅ」

「もんじゅ」の燃料取扱および貯蔵設備を図4に示す⁽²⁾。本設備は「常陽」の技術を基盤としているが、「常陽」に比べ高い崩壊熱を有する使用済燃料を取り扱うため、「もんじゅ」はもとより、その後の実用化研究に有用な崩壊熱除去にかかわる解析コードなどを開発した。また、「常陽」

に比べ、「もんじゅ」では燃料などの取扱数量が多いため、遠隔自動運転を可能とする運転制御監視システムを採用し、工場でのシミュレーション試験を実施して完成度を高め、現地で据付を完成した。これらのシミュレーション技術は「常陽」MK-計画の燃料取扱設備の自動化などに生かされている⁽³⁾。

2.3 実用化研究

「常陽」「もんじゅ」で培った技術に加え、英国における高速原型炉「PFR」の運転経験を活用し、高速炉実用化技術の開発に参画している。図5に示す経済性、耐震性を飛躍的に高めた新型燃料交換機の開発⁽⁴⁾、優れた検出性能を有するセレクトバルブ式破損燃料検出装置の開発、乾式燃料洗浄設備の開発などの高速炉の経済性向上に有効な技術開発を行ってきている。

③ 「常陽」燃料取扱設備の自動化

3.1 概要

燃料取扱設備は、原子炉格納容器内、原子炉付属建家、第一使用済燃料貯蔵施設（第一SFF）、第二使用済燃料貯蔵施設（第二SFF）にあって、炉心燃料・制御棒・反射体・遮へい集合体など（以下、燃料などと略す）の新燃料などを図6に示すような流れで燃料の受入れ、原子炉への装荷、使用済燃料などの取出し、冷却貯蔵を行う設備であり、従来、燃料交換のための原子炉停止期間は約23日で

あった。

MK- 計画においては、照射運転時間の増大を図る必要があり、燃料交換作業を従来の 1/3 程度に短縮すること、その他設備の改善と合わせて定期点検期間を 3/4 程度に短縮することにより、原子炉稼働率を向上させることを狙って、4章で紹介する新型燃料交換機の開発を含め、燃料取扱設備に対して以下の電動化・自動化にかかわる設備変更を行った。

本設備変更は、図 7 に示す全体工程のとおり、1996 年度から段階的に実施し、2001 年度に完成した。

- (1) 燃料缶詰装置の電動化
- (2) 燃料取扱設備全体の集中制御化

3.2 燃料缶詰装置の電動化

燃料缶詰装置は、洗浄された使用済燃料などをボルト締め缶に装荷後、注水・密封する装置であり、従来はすべて手動運転を行っていたが、以下の電動化による自動化を可能とした。

(1) 駆動系の電動化

燃料缶詰装置は、放射線遮へいされた缶詰室セル内に設置され、図 8 に示す 6 系統の駆動系を有している。従来、本装置の運転は、セル外で運転員が遮へい窓から機器の位置や状態を直視しながら手動ハンドルにより人力操作するもので、多くの労力と経験を要していた。この運転時間の短縮と遠隔制御化を目的として、各駆動系に電動機構を追

図 6 「常陽」における燃料などの流れ

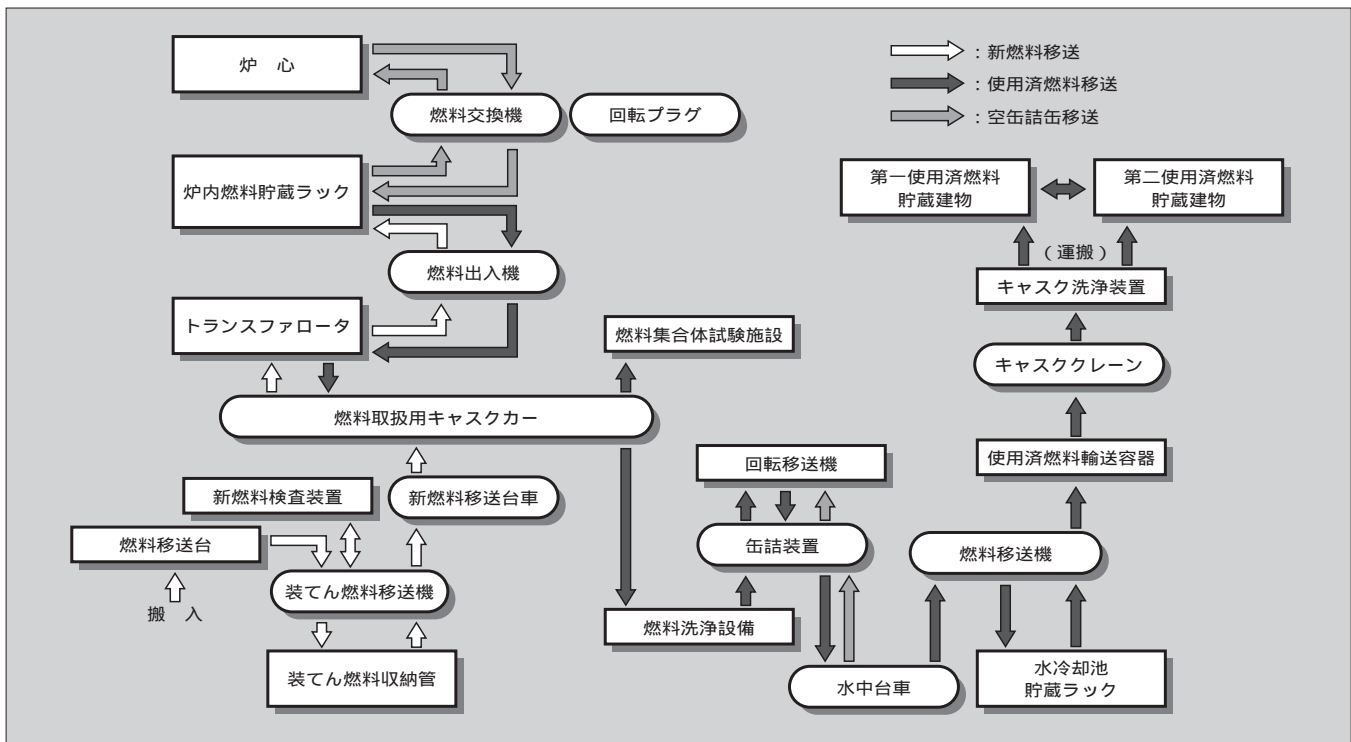


図 7 全体工程

項目	年度	1996	1997	1998	1999	2000	2001
燃料缶詰設備 新燃料設備			設計	製作			
				現地据付調整			
燃取中央操作室整備 燃取系無停電電源盤			設計	製作			
				現地据付調整			
燃料洗浄設備、トランスファ ロータ、使用済燃料移送機					設計	製作	
							現地据付調整
主盤・制御コンピュータ ITVシステム					設計	製作	
							現地据付調整
全体組合せ試験							全体組合せ試験 運転訓練
第一-SFF燃料移送機					設計	製作	
							現地据付調整
第二-SFF燃料移送機							設計 製作
							現地改造調整

加した。電動機構には、AC サーボモータを採用し高精度の位置決め制御とトルク制御の自動化を実現した。

(2) 注水の自動化

従来、注水操作は、セル外で運転員が缶内の水位をテレスコープで監視しながら注水用手動弁を開閉して水位調整する熟練を要するものであった。セル内に缶内水位を測定する超音波レベル計の追加、注水ラインに注水用電磁弁を追加し、本レベル計の測定値を現場操作盤に表示するとともに、注水用電磁弁の開閉制御を行うものとし、自動制御

化した。

3.3 燃料取扱設備全般の集中制御化

燃料取扱設備制御システム全体構成を図9に示す。本システムは、燃料取扱設備各機器を監視操作する制御盤、電源盤から構成され、従来、60面あった盤を、70面構成として全自動運転を可能とした。

3.3.1 高度遠隔自動化のための取組み

MK- 計画では、燃料交換期間の短縮を図るため運転

図8 缶詰設備駆動原理図

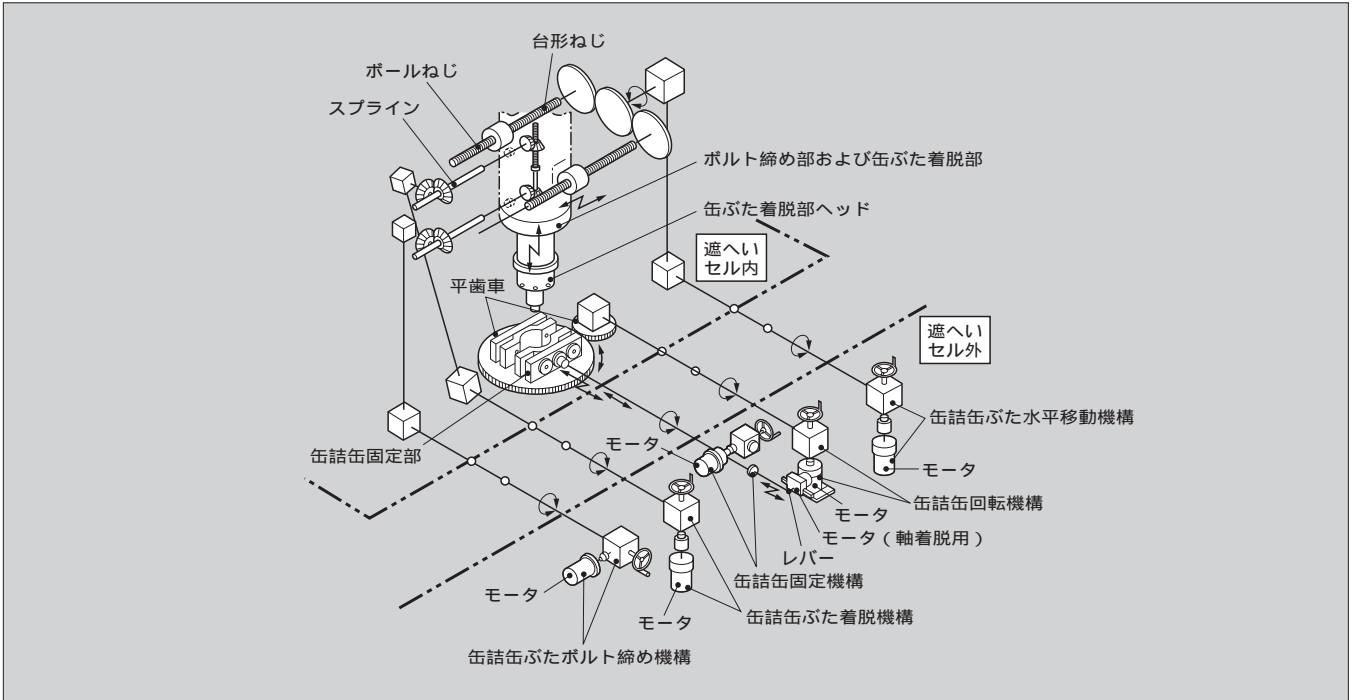
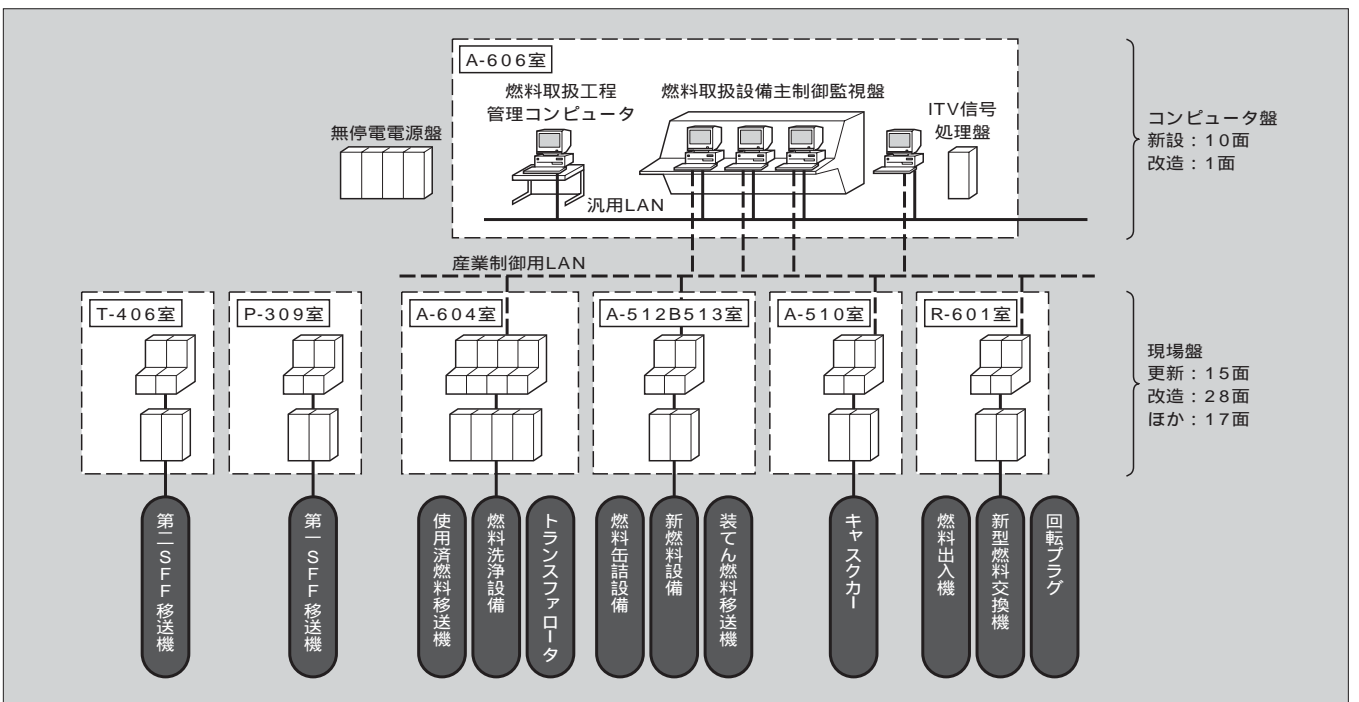


図9 燃料取扱設備制御システム全体構成



員を従来の 1/2 以下に削減して交替勤務制を導入し、制御コンピュータと連携した高度な遠隔自動運転機能を新設することとした。さらに操作集約化を行い、自動化運転範囲と必要運転員数との対応を精査した。

この結果、機器の位置検出器（エンコーダなど）の追加、現場監視用 ITV（Industrial Television）などの追加により、1 直 6 人の運転員（責任者 1 人、操作員 4 人、現場巡視員 1 人）で、現場作業（クレーン操作など）を除く燃料交換作業の全自動化運転を達成した。

3.3.2 燃料取扱設備コンピュータの新設

遠隔自動運転機能を持たせるため、以下に示す主制御監視盤 1 面、制御コンピュータ 4 台、工程管理コンピュータ 1 台から成るコンピュータシステムを新設した。

- (1) 主制御監視盤は、液晶ディスプレイと ITV モニタ各 3 台を設け、ディスプレイ上のグラフィカルな画面により各設備の運転状態を集約監視でき、約 200 の小工程に分割した自動運転を画面上のボタン操作により行うことができる。主制御監視盤を図 10 に示す。
- (2) 制御コンピュータは、主制御監視盤の自動運転機能を持つ。現場制御盤とは産業制御用 LAN にて接続され、自動運転制御情報、監視情報をリアルタイムに送受信している。工程管理コンピュータと汎用 LAN にて接続され、工程管理コンピュータが持っているあらかじめ計画した燃料交換工程に従って全自動運転を行うことができる。
- (3) 原子炉内の燃料などの誤装荷防止対策として、制御コンピュータに所在管理機能と誤装荷防止機能を設けた。
- (4) 制御コンピュータは産業用パソコン（FMV シリーズ）4 台で構成し、パソコン故障時の安全性向上のため、いずれかのパソコンがダウンしても他のパソコンで補完できる方式とした。
- (5) 自動運転を行う操作場所として、作業時間に制限がない放射線管理区域外に燃料取扱設備中央操作室を整備し、主制御監視盤やコンピュータを設置した。
- (6) 現場には動的機器が多くあるため、主要な機器には集音器を設置し、燃料取扱設備中央操作室においてモニタ

図 10 燃料取扱設備主制御監視盤



する設備を追加した。

- (7) 商用電源喪失時の対応として、コンピュータ用に専用無停電電源盤を設置した。

3.3.3 現場制御盤の更新・改造

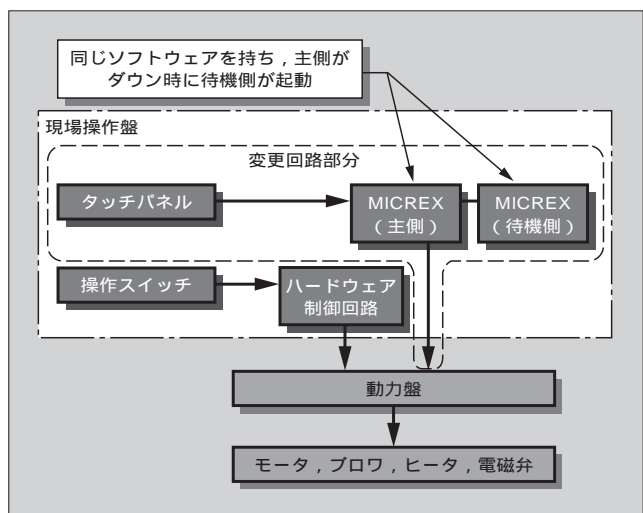
現場制御盤は設備ごとに現場に分散配置され、約 60 面の操作盤、補助盤、電源盤などで構成される。図 11 に示すように、本盤類について、以下の更新・改造を行った。

- (1) 自動化運転にかかわる設備の現場制御盤 25 面は、制御コンピュータと連携する自動運転機能を持たせたプログラマブルコントローラ（PLC：MICREX-F シリーズ）を収納するために、全数更新した。この際、現場の盤配置スペースは増やせないために、従来ハードリレーのみで構成していた制御回路を PLC で構成して収納器具を削減し、従来と同等の盤寸法を達成した。
- (2) 更新した現場制御盤は、地震時にも正常に機能できることが求められるため、先行原子力プラントで実績がある耐震設計手法を用い、耐震構造として設計製作した。
- (3) PLC 故障時の対策として、機器保護や炉心燃料の過熱防止にかかわる重要な制御回路については、従来どおりハードリレーでも構成して二重化した。さらに、原子炉上部機器となる燃料交換機・出入機の PLC については、コントローラ自体を二重化した。
- (4) 自動化運転にかかわる設備の現場操作盤には、保守時および異常時の操作性改善を目的として、自動運転と同等の操作ができる半自動運転機能を追加した。本操作には、タッチパネル（UD シリーズ）を採用し、操作スイッチの取付けスペースを確保し、機能の追加・変更を容易にした。

3.4 まとめ

燃料取扱設備の自動化によって、燃料交換期間を短縮し、保守性を改善することができた。この、自動化された燃料取扱設備により、MK- 計画の性能試験用炉心構成の燃料交換作業は 2003 年 1 月末までに計画どおり完了している。

図 11 現場制御盤の回路構成



4 「常陽」新型燃料交換機の開発

4.1 概要

「常陽」の燃料交換機は、1977年に運転を開始し、それ以降順調に運転してきた。一方、MK-計画で、燃料交換機に対して2領域炉心での内側・外側炉心燃料の判別機能や照射炉としての効率的な運転を可能とするために、燃料交換期間の短縮および定期検査期間の短縮の要求があり、また、これまでの運転・保守経験から得られた、燃料交換機の改善要求があった。

富士電機は、それを実現するため、図12に示す多機能化・高性能化を図った新型の燃料交換機の開発に着手し、1996年に納入した⁽⁵⁾。

4.2 新型燃料交換機的设计

4.2.1 新型燃料交換機的主要仕様

新型燃料交換機の全景を図13に示す。また、主要な仕様を表1に示す。

4.2.2 開発の方針

「常陽」の燃料交換機は、図14に示すように原子炉上部の二重回転プラグに据え付けられ、長尺のグリッパ軸の先端に設けた爪(つめ)機構によって燃料などのつかみ、はなしを行い、グリッパ軸を上下動作させることにより燃料などの引抜き・挿入を行う直動式の燃料交換機である。

新たな燃料交換機は、すでに稼動している原子炉施設の改造であることを考慮し、燃料交換機以外の既設機器の大規模な改造を避け、かつ高い信頼性を有する構造とすることを基本方針とした。

この条件から新型燃料交換機は、信頼性の観点から、長年にわたり運転、保守実績を積んだ既設と同じ直動式の燃料交換機を基本構造とし、これにMK-計画で要求された内側・外側燃料の判別機能、燃料交換期間の短縮機能を

図13 新型燃料交換機の全景

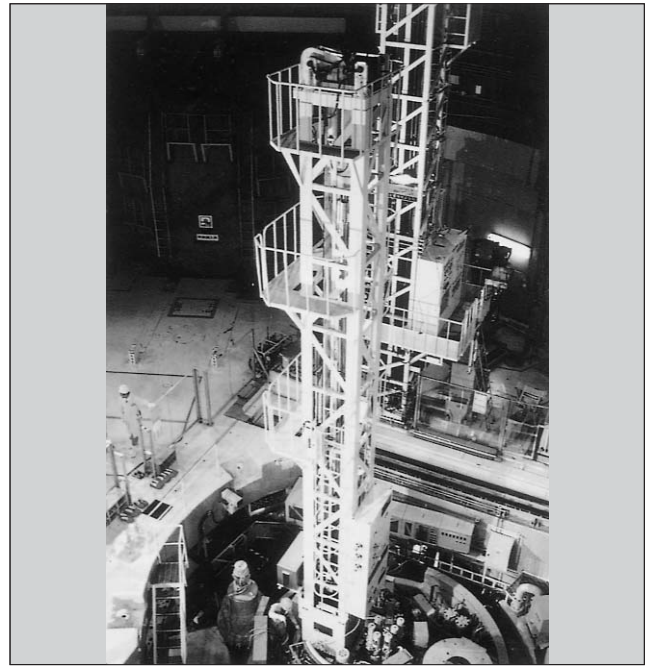


表1 新型燃料交換機的主要仕様

型式	直動式燃料交換機
使用圧力	内圧980 kPa/外圧980 kPa
使用温度	250
主要寸法	1,000 mm × H11,400 mm
内部雰囲気	ナトリウムおよびアルゴンガス
基数	1基
取扱対象物	燃料など：1体 制御棒下部案内管：1体

図14 「常陽」燃料交換機据付図

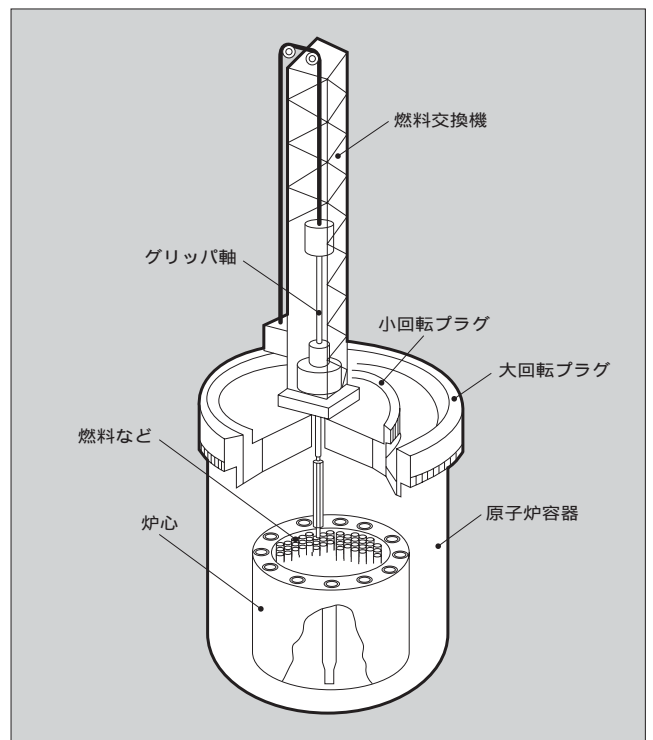
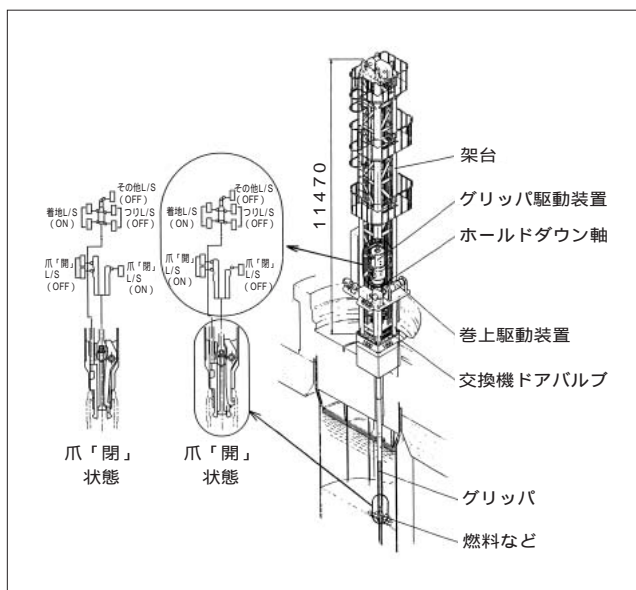


図12 「常陽」新型燃料交換機



本機器に付加した。また、これまでの運転・保守を反映したナトリウム蒸着対策および燃料交換機グリッパ軸封部へのナトリウム付着によるしゅう動抵抗の増大を改善した。

4.2.3 内側・外側燃料の判別機能

MK- 計画における炉心の設計では、炉心の高中性子束化および照射スペースの拡大を図るため、燃料仕様の変更、炉心を内側・外側の2領域化、制御棒配置の変更を行うことを計画しており、炉心燃料を挿入する燃料交換機には、内側・外側燃料を確実に判別する機能が要求された。

このため図15に示すように、燃料のハンドリングヘッド内部にセンシングリングを設け、その有無を燃料交換機のセンシング軸高さの変化で検出し、識別する方式を採用した。これにより特別な管理をすることなく、通常の運転操作中の燃料をハンドリングする過程で確実な識別が可能となった。

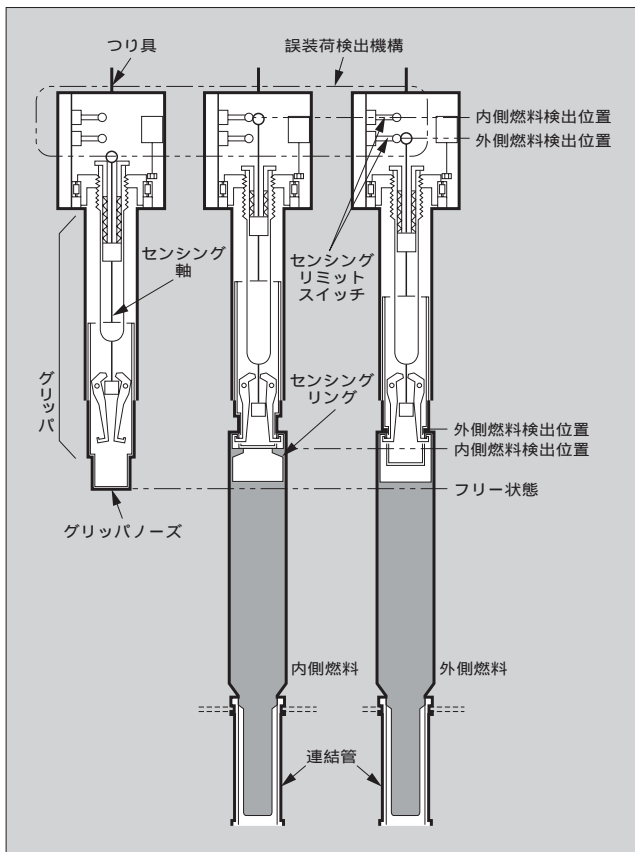
4.2.4 燃料交換期間の短縮

燃料交換期間を短縮するためには、炉心で制御棒を収納する制御棒下部案内管の交換工程期間の短縮が重要であった。これまでの制御棒下部案内管の交換は、燃料交換機の据付場所に図16の示す大型キャスクを使用することから、機器の移設などで長期間を要していた。

本設計では、大型キャスクの機能を燃料交換機に付加し、移設に要する時間を削減することを可能にした。

新機能を付加する場合に課題となるのは、制御棒下部案内管のハンドリング部の形状が、燃料などのハンドリング部と異なっており、燃料など用に設計した燃料交換機のグ

図15 内側燃料・外側燃料識別機構



リップで、直接つかみ、はなしをすることができない点である。

よって、燃料交換機のグリッパに、制御棒下部案内管にハンドリングが可能なアダプタを装着できる構造とし、さらに装着のための回転機能を持たせる構造をとることとした。これにより、長期間を要した制御棒下部案内管交換作業の大幅な合理化を図ることができた。

4.2.5 燃料交換機の機能改善

これまでに蓄積した運転・保守経験から、ホールドダウン軸へのナトリウム蒸着および燃料交換機グリッパ軸封部へのナトリウム付着によるしゅう動抵抗の増大などの、ナトリウム機器特有の改善要求に対し、以下に示す対応を

図16 大型キャスクの全景

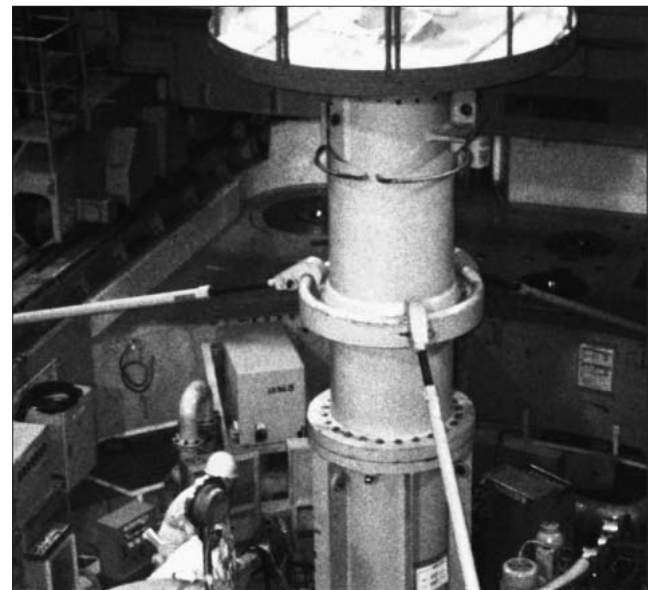
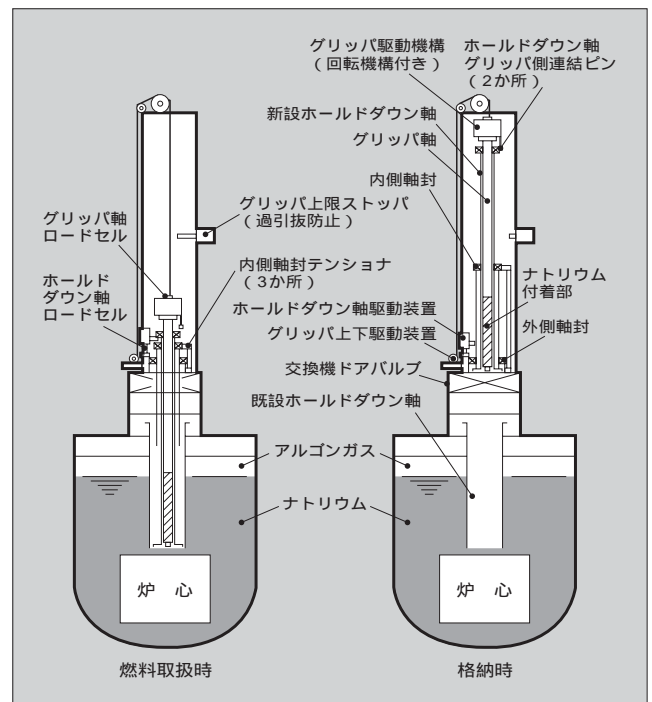


図17 燃料取扱状態



図った。

ホールドダウン機構については、既設ホールドダウン軸を原子炉内に残してガイドとして用い、燃料交換機本体のグリッパ軸の外側に新規ホールドダウン軸を設けて燃料交換時にグリッパ軸とともに炉内に挿入する一体型構造とし、ナトリウム蒸着にかかわる機能改善を図った。

グリッパ軸封部については、図17に示すようにグリッパ昇降時に軸封装置自体がグリッパに追従して昇降することにより、グリッパ軸外表面のナトリウム付着部が軸封シール部に接触しない構造とした。これにより、ナトリウムの付着量で軸封の交換頻度が支配されていたものが、軸封本来の摩耗による交換頻度に代わり、保守性が大幅に改善された。

4.3 まとめ

本燃料交換機を用いて MK- 計画における炉心の移行を実施し、2003年1月に計画どおり完了している。

今後、高速炉全般において、ナトリウム中の高温、高放射線の過酷な環境条件においても、高信頼かつ高機能な燃料交換機の高度な技術を生かしていく。

⑤ あとがき

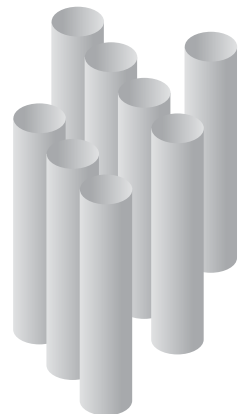
1997年12月に発生した「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故、欧米主要国での高速炉の開発断念など国際情勢をか

んがみ、有識者の議論を経て、国は原子力の研究開発などの長期計画において、高速炉の開発を有力な選択肢として確保することを決定し、開発を推進している。

富士電機は、今まで蓄積してきた特有技術にさらに磨きをかけ、高速炉の実用化に向けて一翼を担っていくことに努力する所存である。最後にこれらの開発を進めるに際して、多大なご支援・ご指導をいただいた核燃料サイクル開発機構、日本原子力発電(株)および関係各社の関係各位に深甚なる謝意を表する次第である。

参考文献

- (1) 鈎孝幸ほか．高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の概要．サイクル機構技報．no.12. 2001.
- (2) 林裕至，井上隆．高速増殖炉原型炉「もんじゅ」燃料取扱および貯蔵設備．富士時報．vol.64, no.7, 1991, p.435-437.
- (3) 高橋是道ほか．「常陽」燃料取扱設備の自動化．FAPIG. no.163, 2003.
- (4) 尾崎博ほか．FBR 実証炉用マニプレータ式燃料交換機の開発．FAPIG. no.159, 2001, p.23-29.
- (5) 伊東秀明ほか．燃料交換取り扱い設備の高度化．動燃技報．no.104, 1997.



MOX 燃料製造技術

乾 俊彦(いぬい としひこ)

永野 正規(ながの まさのり)

山田 裕之(やまだ ひろゆき)

① まえがき

わが国では、ウラン資源の有効利用に向けて商業炉によるプルトニウム利用の計画が進められており、このためのMOX燃料を製造する商用MOX燃料製造施設の建設が計画されている。一方、核燃料サイクル開発機構(サイクル機構)東海事業所には国内で唯一稼働しているMOX燃料製造施設があり、これまで開発炉用燃料の製造と国産技術の開発が進められてきた。

富士電機は、燃料製造分野への取組みとしてサイクル機構による技術指導のもと、これまで開発炉を主体とする分野にて培ってきた燃料取扱技術をコア技術とし、ファクトリーオートメーション(FA)分野におけるシステム技術を応用し、MOX燃料製造にかかわる数々の設備を納入してきた。

本稿では、富士電機の燃料製造分野への取組み状況と、サイクル機構に納入したペレット仕上検査設備および保管庫搬送設備の概要について紹介する。

② 燃料製造関連技術への取組み

核燃料サイクルは、原子力発電所の燃料であるウランを再利用するとともに、ウランから作られるプルトニウムを燃料として利用することでウラン資源の有効利用と電力の安定供給を目指すものである。核燃料サイクルの体系イメージを図1に示す。

わが国では、サイクル機構が、東海事業所の再処理施設およびMOX燃料製造施設においてさまざまな技術開発を行いながら、軽水炉燃料の再処理、新型転換炉(ATR)「ふげん」および高速増殖炉(FBR)「常陽」「もんじゅ」用MOX燃料の製造を行ってきた。

MOX燃料製造施設は、プルトニウムおよびウラン酸化物(PuO_2 , UO_2)の粉末を混合、焼結後、仕上検査した

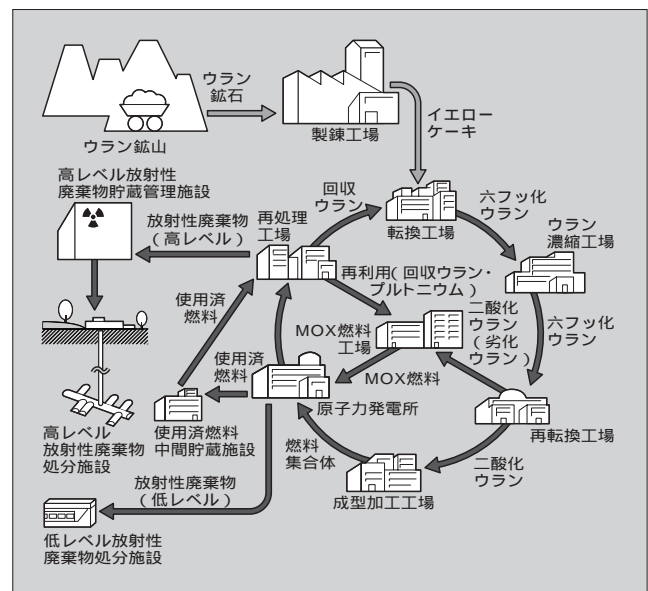
注 MOX燃料: プルトニウムとウランの混合酸化物燃料のことであり、Mixed Oxideを略してMOXと称している。

ペレットを被覆管に封入し、燃料集合体として組み立てる施設であり、高品質の燃料を製造するための高い信頼性と稼働率およびプルトニウム取扱いに伴う高い安全性が求められている。燃料製造工程の概要を図2に、また製造される燃料の外観を図3に示す。

国内におけるMOX燃料の製造は、サイクル機構が東海事業所プルトニウム燃料センターにおいて、1972年から「常陽」「ふげん」用燃料の製造を開始した。また、1988年にはプルトニウム燃料センター第三開発室においてMOX燃料製造施設(FBR燃料製造施設)の操業が開始され、「もんじゅ」「常陽」用燃料の遠隔自動運転による量産が行われるに至った。

サイクル機構においては、これらの運転経験を通じて、MOX燃料に関する製造技術と大量取扱技術を確立し、「もんじゅ」の初装荷燃料の製造が完了した1993年以降は、燃料製造技術のさらなる信頼性向上および経済性追求に向け、設備のコンパクト化・合理化とともに設備稼働率向上および信頼性向上を目指した開発を進めている。

図1 核燃料サイクルの体系イメージ⁽¹⁾



乾 俊彦
核燃料サイクル開発機構東海事業所プルトニウム燃料センター製造加工部製造第二課。



永野 正規
原子力関連の電気・制御システムのエンジニアリング業務に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部技術部グループマネージャー。電気学会会員。



山田 裕之
原子力関連プラントのエンジニアリング業務に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部技術部担当課長。日本原子力学会会員。

富士電機の燃料製造分野への参画は、1980年代はじめにさかのぼり、概念設計、試作研究を進める一方で、FBR燃料製造施設の「もんじゅ」「常陽」用燃料のペレット検査設備および「常陽」用燃料集合体検査設備などを受注し、初期の納入を果たした。

そして、1995年以降サイクル機構の要請に応えるべく

社内技術開発を進めながら、仕上検査設備、保管庫搬送設備、グローブボックス警報監視システムなどの増設・更新設備を納入し、「常陽」用MOX燃料の製造を通じて、良好な稼働実績を得ている。

③ FBR 燃料製造施設

3.1 施設の特徴

サイクル機構において現在稼働中のFBR燃料製造施設(本施設)の工程フローを図4に示す。

本施設は、PuO₂、UO₂の原料受入れから燃料ペレットを製造し、燃料ピンから燃料集合体として組み立て、出荷するまでの一連の工程をプロセス単位に分割し、おのこの独立した多くの工程設備から構成されている。この中で、核物質は、容器、缶、皿、パレットなど(容器など)に収納されて各工程設備間を搬送される。

また、核物質を直接取り扱う原料開缶詰換(原料缶を開缶して容器に詰め換える工程)から燃料ピン検査までの工程設備は、すべて内部を所定の負圧と温度に維持管理された気密グローブボックスに収納し、核物質の封じ込めが確

図2 燃料製造工程の概要

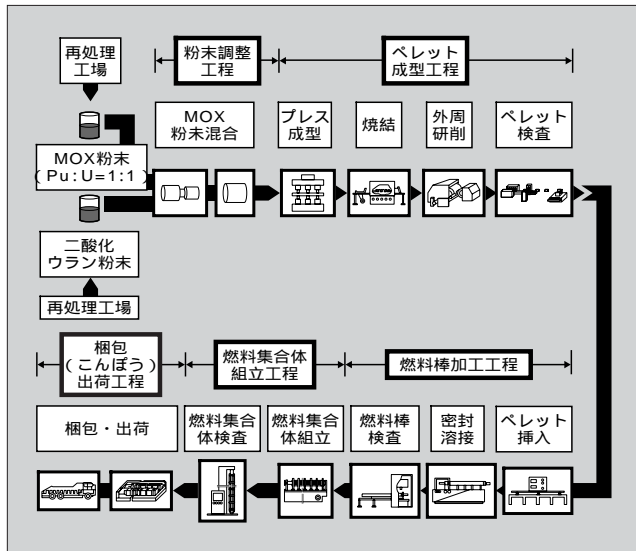


図3 MOX燃料の概念図(「もんじゅ」用燃料の例)

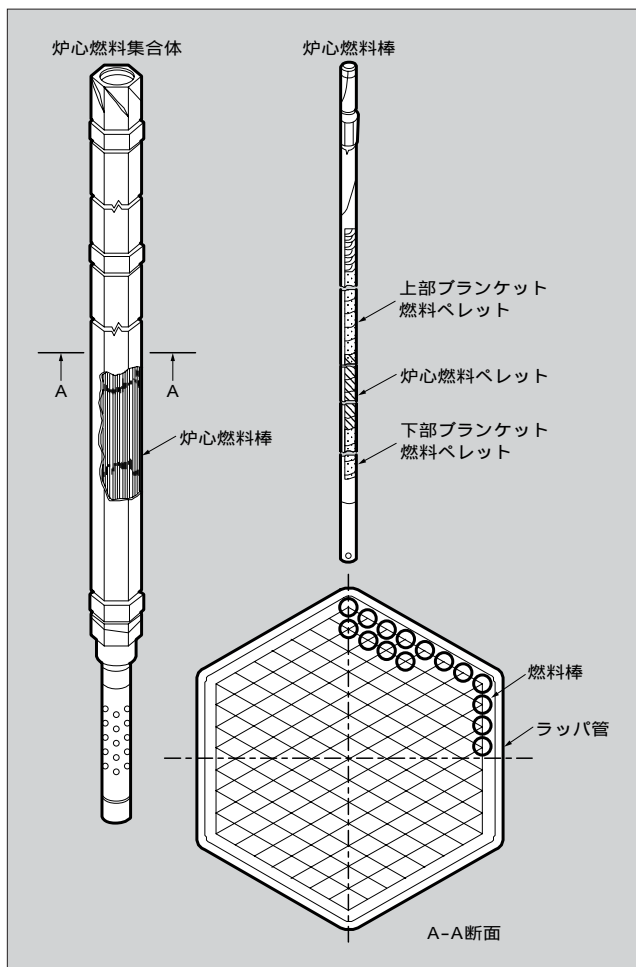
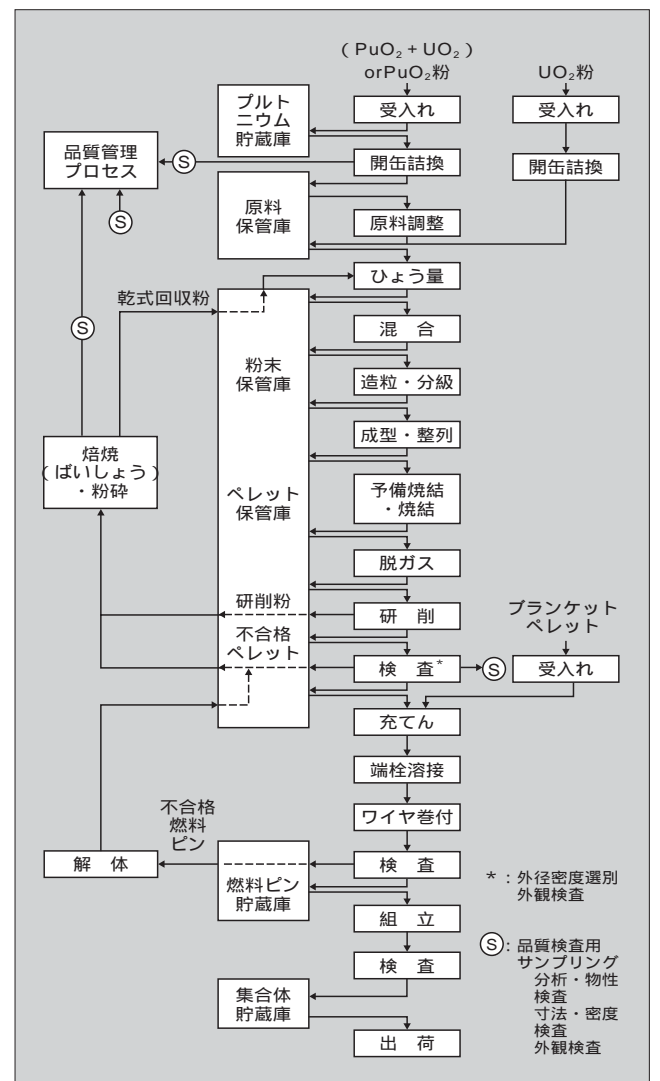


図4 FBR燃料製造施設の工程フロー



実に行えるものとしている。

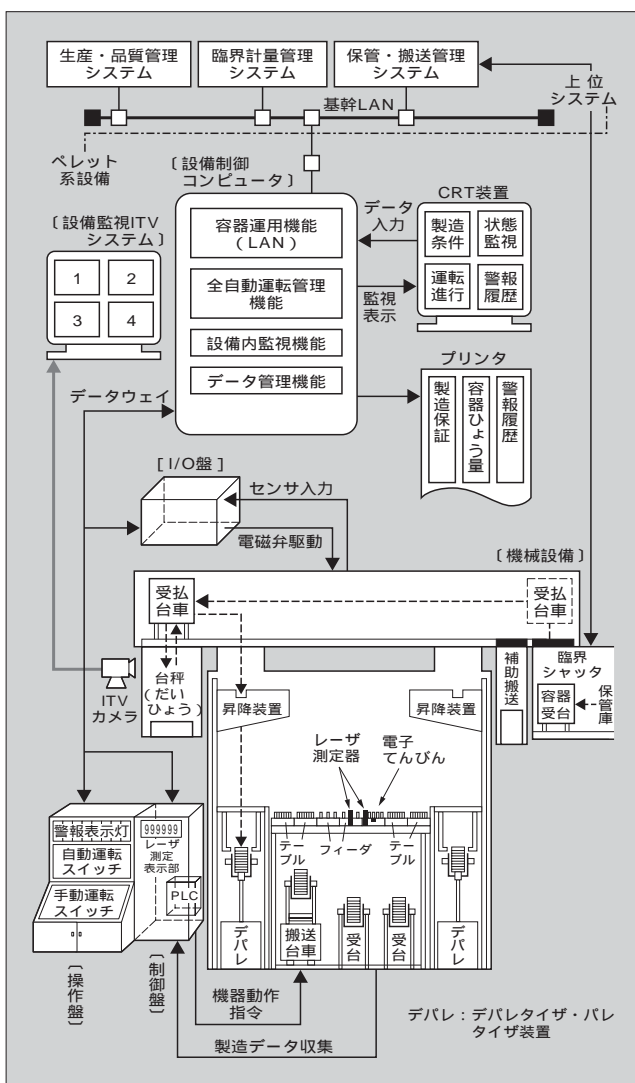
本施設のシステムは、施設全体の操業および安全管理、ならびに製品の品質管理をつかさどる管理システムと、製造計画に従って各工程設備の運転制御およびデータ収集処理を行う制御システムから構成されている。

システムの基本的な構成を図5に示す。

燃料の製造は、まず燃料の製品仕様と製造量から全体の製造計画を策定し、工程内で処理すべきバッチ数と製造ロット、ならびに工程設備ごとの運転計画（運転日程、運転条件など）を決定後、これに従って対象となる工程設備を運転し、製造工程のプロセスを進めていくことで行われる。

工程設備の運転は、全自動運転を基本としており、設備制御コンピュータおよび操作盤からの操作に基づき、「資材」を保管庫（前工程）から受け入れ、設備運転により所定の処理を行った後に、仕上がった「製品」を保管庫（次工程）に払い出すことで行われる。容器類の受入れ・払出し、ならびに製造条件入力などの設備運用にかかわる操作は、管理システムとのネットワークによる連携のもとで設備制御コンピュータにて行われる。

図5 ペレット系制御設備の基本システム構成⁽⁵⁾



なお、核物質の設備間の移動は計量管理上の重要なホールドポイントとなっており、各設備での容器などの受入れ・払出し時に核物質のひょう量およびID確認を行い、管理システムからの許可信号により運転進行を継続するようになっている。

一方、施設の安定稼動を維持するため、運転前後の機器調整および定期的な保守点検は必要不可欠な作業である。従事者の被ばく量低減のみならず、国際原子力機関（IAEA）による核物質在庫検認などの査察に対応するため、粉末系設備をはじめとしてグローブボックス内に核物質の微細な粉末が滞留する可能性のある設備には、粉末回収装置を設置するなどの対策が施されている。

3.2 FBR 燃料製造施設への納入事例

富士電機は、サイクル機構における既設運転実績と開発された要素技術および富士電機の得意とする燃料取扱技術・FA技術を結集し、1995年以降、ペレット検査ラインの高速処理化、粉末搬送回収システムの高性能化、外観検査ラインの自動化、制御システムの高度化などに関する社内研究開発を進め、次なる商用MOX燃料製造施設への足掛かりとなる成果を得て、1996年以降納入したFBR燃料製造施設の増設・更新設備に確実に反映させてきた。

ここに代表例としてペレット仕上検査設備および保管庫搬送設備を紹介するとともに、MOX燃料製造に関する最近の技術開発への取組みについて述べる。

3.2.1 ペレット仕上検査設備

本設備は、焼結後の燃料ペレットの外周を研削し、次いでペレットの外径・高さ・質量を自動測定し、外径、高さ、密度について良品・不良品の判定と選別を行った後、外観検査を行う設備であり、1996年3月に納入した。本設備の鳥瞰（ちょうかん）図を図6に示す。

設備の主な特徴は、以下のとおりである。

(1) 設備のコンパクト化

設備は、従来のペレット外周乾式研削設備、密度選別設備および外観検査設備の3設備分の機能を構成機器の統合および機器配置の最適化により1設備に集約することで、設備容積比で約40%のコンパクト化と、従来の3工程3設備から3工程1設備に合理化することができた。

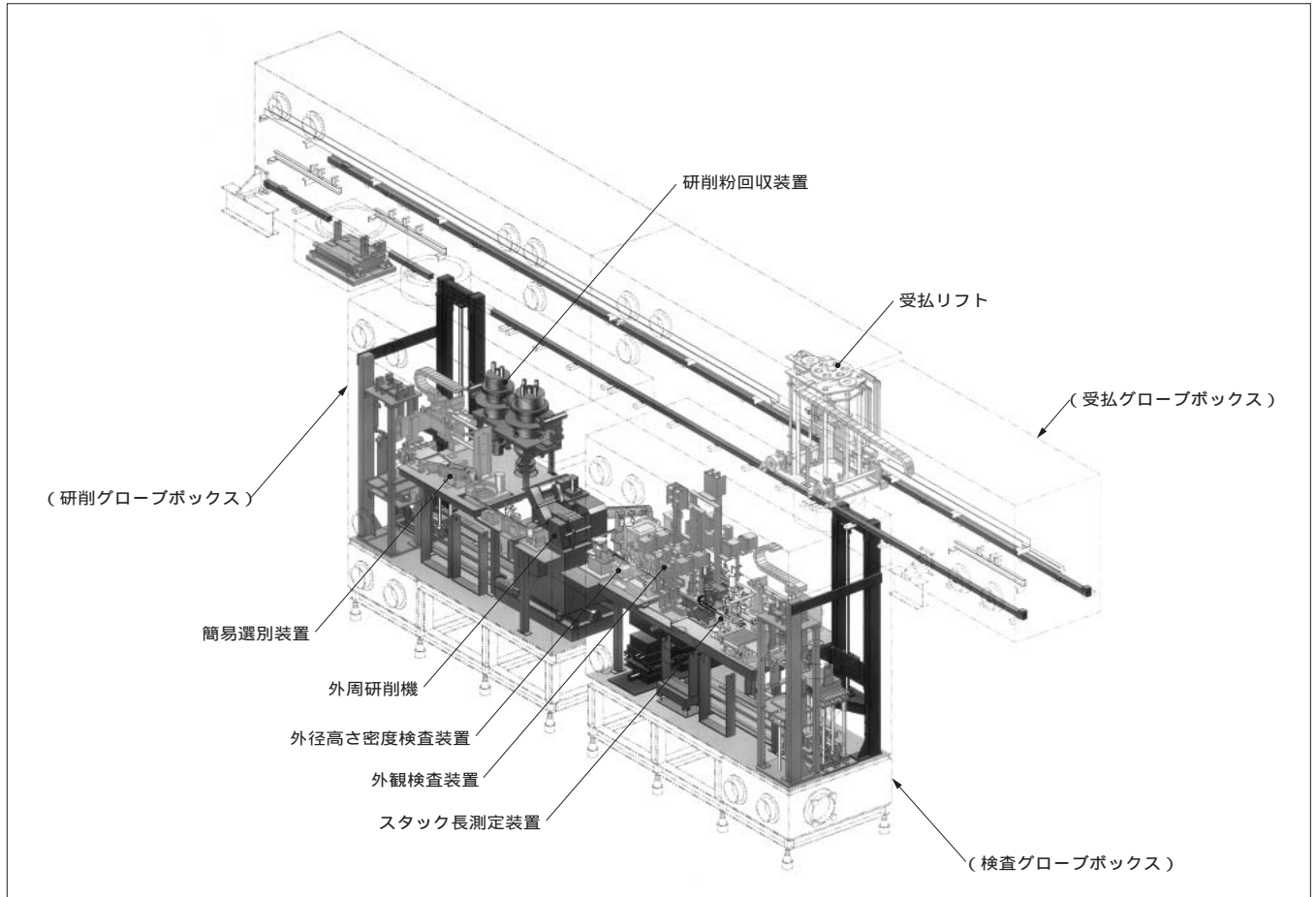
この設備集約化により中間保管庫との容器の受入れ・払出し（容器搬送）回数を3設備分から1設備分に減らすことができ、従来設備で問題となっていた容器搬送待ち時間を大幅に短縮することができた。

(2) 処理の高速化

設備コンパクト化によりグローブボックス内における外周研削—密度選別—外観検査に至るペレット搬送ラインの長さを短縮するとともに、次の設計対応により、従来の2倍の処理（1ロット2万個のペレットを13時間以内で処理）する能力を実現することができた。

グローブボックス内の設備機器の合理的な配置およびコンパクト化により空いたスペースを利用して、密

図6 ペレット仕上検査設備の鳥瞰図⁽⁵⁾



度選別と外觀検査の各検査ラインを2系列化した。

高機能プログラマブルコントローラ（PLC）を採用し、従来パソコン機能としていたデータ収集判定処理をPLCに持たせ、機器の制御とリアルタイムに連動させることで、検査ラインの処理能力向上と測定データ欠落防止対策の強化を図った。

(3) 粉末滞留の抑制

グローブボックス内のプルトニウム粉末の滞留は、保障措置上の問題となるばかりでなく、飛散した微粉末が装置のしゅう動部に入り込んで摩耗を促進させ、装置の寿命を縮めたり、周辺線量率の上昇により保守性の低下を招いたりするなどの問題が生じる。

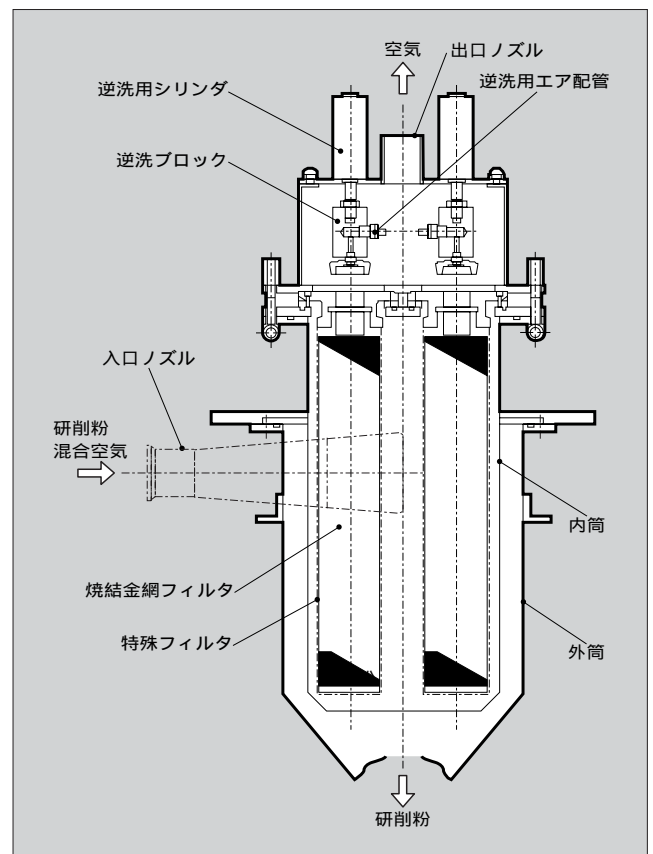
このため、本設備の粉末滞留対策として、ペレット外周研削時に発生する研削粉およびペレット搬送時に発生する粉末を強制的に回収する小型で高性能なサイクロン式粉末回収装置を滞留しやすい箇所それぞれ設置した。粉末回収装置の概念図を図7に示す。

また、グローブボックス内に設けた粉末回収口から粉末回収装置までの粉末吸引配管内に粉末が滞留しにくい配管ルートおよび構造とするなどの工夫をすることで、グローブボックス内全体の粉末回収率を向上させることができた。

(4) メンテナンス性の向上

MOX 燃料製造設備では、軽水炉用燃料の製造と異なり、プルトニウムを取り扱うことから、すべての装置をグロー

図7 粉末回収装置（改良型特殊サイクロン）の概念図⁽⁵⁾



ブボックスの中に配置する必要がある。

そこで、装置自体をコンパクトなユニット単位にまとめ、グローブボックス内での取付けを容易で簡素な構造とすることとあわせ、保守性を考慮した配管・配線引回しとすることで、グローブによる設備機器のメンテナンス（修理、交換など）時の作業性を格段に向上させた。

(5) 運転操作性の向上

工程設備の制御システムは、多くの機器が相互に協調をとりながら複雑に組み合わせた手順により運転されることから、上位システムと連携するためのコンピュータと機器類を制御するための PLC による階層構成としたシステムが基本となっている。

従来、PLC のプログラムはラダー言語によるものがほとんどであったため、設備故障や異常時の運転復旧操作が複雑で、運転員にとって非常に分かりづらいものであった。

PLC として国際規格（IEC）に準拠した機種を採用するとともに、プログラムを機器動作の基本となるインタロック線図および制御ロジック図の書式にマッチした視覚型プログラム構造とすることで、実際の運転モードおよび運転ステップにより近づけたものとする事ができた。

同時に PLC 内の運転モードおよび運転ステップデータを設備制御コンピュータによりリアルタイムに追跡管理させることで、異常発生時に従来は専用ログで原因箇所を 1 ステップずつ検索し対処するものであったが、設備制御コンピュータの CRT 装置に表示された異常ステップ番号や名称から直接原因を特定し、運転復旧操作を非常に容易なものとしている。

3.2.2 保管庫搬送設備

本設備は、原料、粉末、ペレットの三つに区分された保管設備および核物質を収納した容器の保管、移送、受渡しを行うための保管リフト、昇降フォークなどの搬送装置、ならびにこれらの機器の運転制御および核物質を収納した容器の在庫管理をつかさどる保管庫搬送設備制御システムから構成される。富士電機は、設備全体の高機能化、高度

化を狙いとして、グローブボックス内装機器および制御システムの撤去更新を行い、2000 年 3 月に納入した。設備の鳥瞰図を図 8 に示す。

保管設備は、ペレット製造工程において各工程設備で製造された中間製品および最終製品を一時保管するための設備であり、ロット運転の開始にあわせて保管庫から受け入れ、終了に合わせて保管庫に払出しさせるものとなっている。また、製造工程上のパツファ（ためおき）、次工程への受渡し、設備からの退避、査察対応動作などの機能も併せ持っており、施設全体の稼働率向上、従事者の被ばく量低減のために、非常に重要な設備である。

保管庫搬送設備制御システムは、保管設備制御用コンピュータが上位の工程制御コンピュータから各工程設備の容器受入れ・払出し要求を踏まえた搬送指示を受け、保管庫内の容器搬送の最適化・効率化を考慮した搬送ルート検索を行うとともに、その検索結果をもとに、PLC を介し、各搬送機器の制御を実現している。制御システムの構成を図 9 に示す。

本設備で新規に導入、実現した主要技術を以下に述べる。

(1) 搬送競合管理技術

FBR 燃料製造施設の運転経験から、既設設備では搬送機器自体の動作速度や故障対応の問題もあったが、保管設備と各工程設備間の物流システムとしての搬送順序、搬送ルート、搬送機器の管理面で合理的でない点があり、容器移送時間の短縮化が課題となっていた。

そこで、本設備では搬送機器について駆動部使用部品・駆動機構の見直しにより動作速度の高速化、信頼性・メンテナンス性向上を図るとともに、保管設備制御用コンピュータの主要な機能として搬送競合管理技術を導入し、下記の対応とすることで搬送容器移送時間の大幅な短縮化を実現することができた。

搬送ルートのパターンを、工程設備側の機器情報とともにデータベース化し、高速検索機能を構築した。

搬送順序・搬送ルート・機器情報を統合化し、搬送状況監視機能を強化した。

搬送機器および工程設備側の状況に対応した搬送ルート検索・搬送待ち順序入替機能を充実した。

(2) 誤装荷防止対策

保管設備内の核物質は容器に収納され、遮へい構造となった保管ベッセル内に保管されている。この保管ベッセル内での容器の二重装荷は、核物質の保護と機器保護の観点から絶対にあってはならない。

このため、上位の工程コンピュータに組み込まれている「二重装荷防止インタロック」に加えて、本設備としても「二重装荷阻止インタロック」を設け、さらに保管リフトに取り付けた先入れ検出センサ（超音波センサ）による先入れ容器検出、機器停止インタロックを設けることで、三重の誤装荷防止対策が図られている。

(3) 運転監視操作性の向上

従来、保管搬送管理システムが設置されている工程制御室では、設備全体のおおまかな運転状況の監視しかできず、

図 8 保管庫搬送設備の鳥瞰図（部分イメージ）

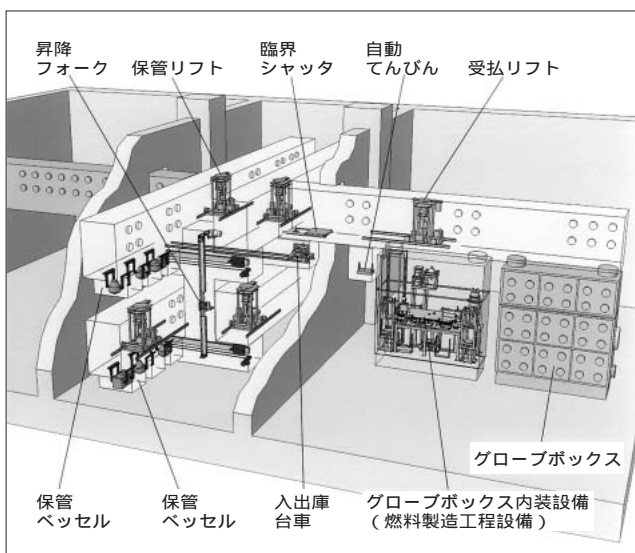
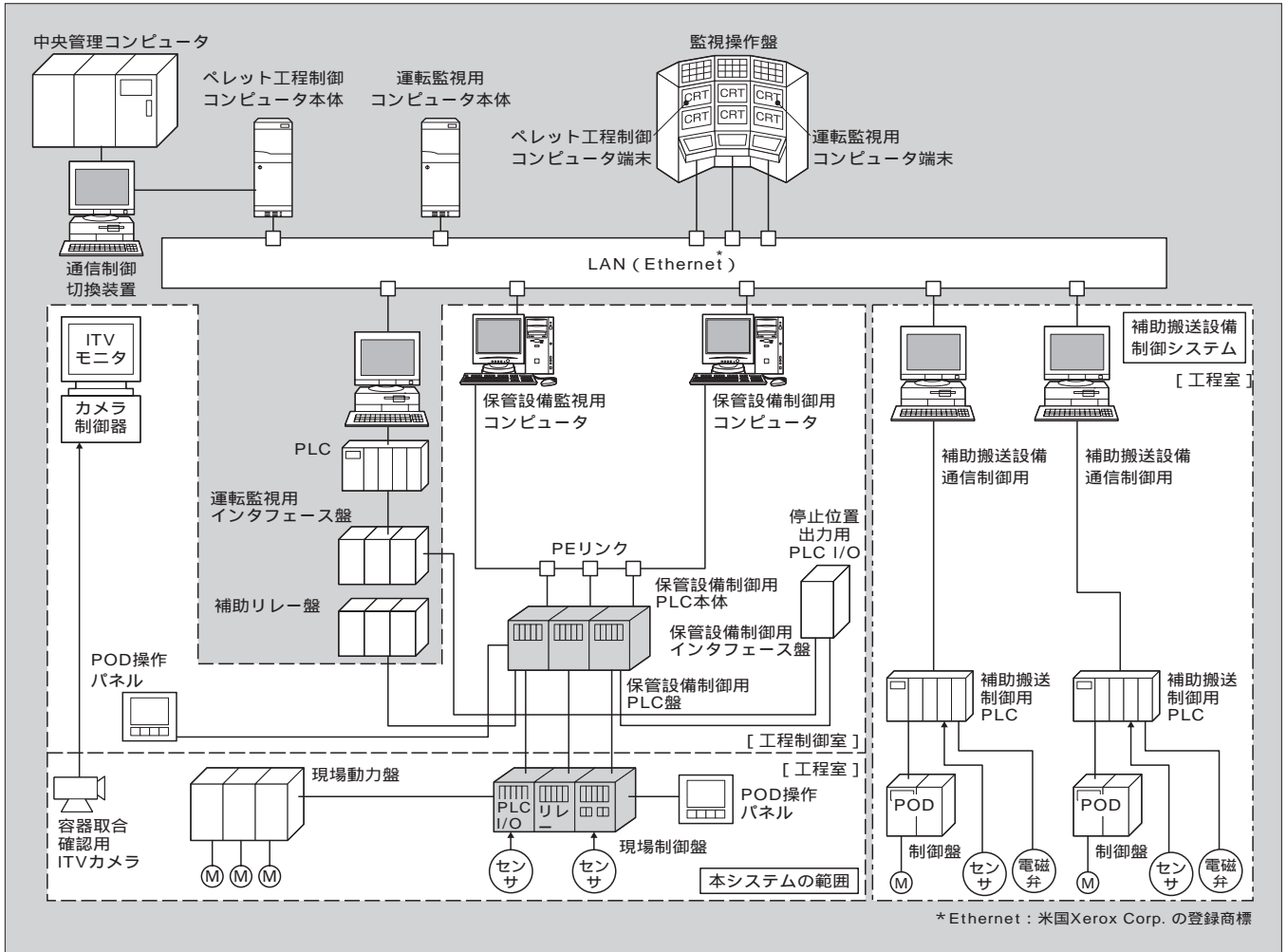


図9 保管庫搬送設備制御システムの構成



機器の調整は現場で行わざるを得ない状況にあった。

そこで、本設備では工程制御室に新規に PLC 盤を設置しプログラマブル操作表示器 (POD) を用いた小型操作端末を接続することで、グラフィカルな設備監視操作画面を用い、工程制御室から現場機器の調整が行えるものとした。

また、コンピュータと PLC 間のインタフェースとして大容量かつ高速伝送が可能な制御 LAN (PE リンク) を採用したことにより、POD 画面と同様にコンピュータ CRT 画面においても搬送機器の運転状態をリアルタイムに、かつ詳細に監視可能とすることができた。

4 最近の技術開発と取組み

MOX 燃料製造設備は、グローブボックスに収納されていることから、遠隔自動化が必要であり、かつ優れた保守性、運転性が要求されることは、すでに述べたとおりである。

また、現在建設が計画されている商用 MOX 燃料製造施設については、これらに加えて経済性の優れていることが要求されている。

これらの観点で、現在、富士電機が取り組んでいる技術

開発の例を紹介する。

(1) ペレット自動外観検査システムの開発

現在の FBR 燃料製造施設におけるペレット外観検査は、CCD (Charge Coupled Device) カメラによりペレットの外観を撮影し、工程制御室の外観検査操作盤において検査員の目視検査により実施している。

外径密度選別検査は自動化されているが、唯一外観検査のみ自動化が実現されていない部分である。

富士電機は、サイクル機構と共同でペレット自動外観検査システムの開発を進めてきた。自動外観検査システムの概念図を図10に示す。

本システムは、ラインセンサおよび CCD カメラからペレットの側面および端面の画像データを取り込み、画像処理を行い、ペレットの割れ、欠け率を算出し、良否判定を行うものとしている。

また、焼結後の仕上りペレットの表面は、軽石のように微細な穴がたくさんあいた状態であり、ペレットに付いたきずとの区別がつけにくい。そこで、画像処理技術に加えペレットのきず深さを判定材料とするため、三次元形状測定器も併用したシステムとしている。

(2) ペレット高速搬送システムの開発

燃料ペレットは、外径が小さく、質量も軽いことから、

図 10 ペレット自動外観検査システムの概念図

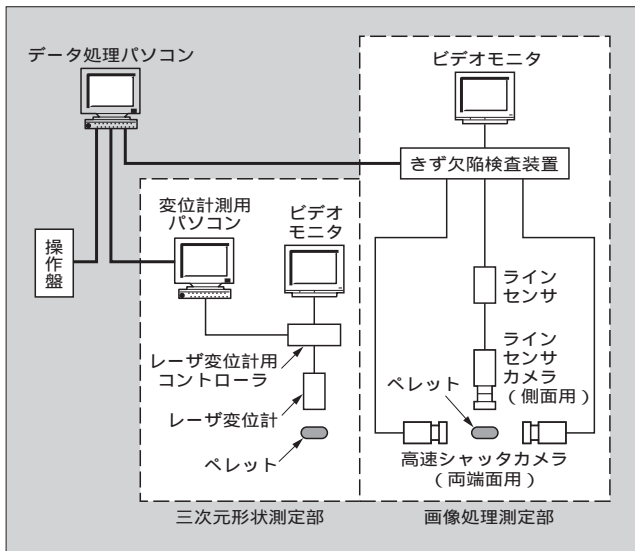
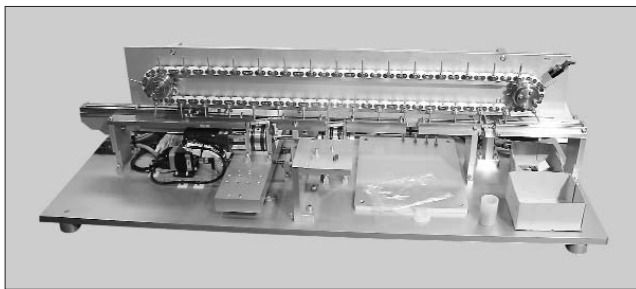


図 11 ペレット高速搬送システムの外観



高速搬送を行うと、搬送機器間の乗継ぎ部などでペレットが立ったり、飛び跳ねたりする現象が発生し、設備の停止の原因となる。

富士電機は、これまでこれらの対策を施した設備を納入してきたが、さらなる高速化を目指した搬送システムの開発も進めている。現在開発中の搬送システムの外観を図11に示す。

従来のペレット搬送システムは、ペレットストップと振動フィーダの起動・停止によるペレットの切出しと、ペレットを機械的に順送り搬送するペレットトランスファ機構によりペレット搬送を行っていた。

これに対して、現在開発中のペレット搬送システムは、ペレット切出し部は、単ベルトと棒プッシャにより実現し、さらにペレット搬送は、搬送チェーンによる簡易なシステ

ムとしたことにより、従来ペレット検査部のタクトタイム（1ペレットあたりの処理時間）を約50%まで短縮することができた。

5 あとがき

本稿では、燃料製造技術分野への取組みとして、特にサイクル機構のFBR燃料製造施設への納入実績と事例を紹介し、さらに最近の技術開発への取組みについて述べた。

エネルギー資源の少ない日本においては、原子力開発、中でも核燃料サイクルの確立は必須のものであると考える。現在建設中の再処理施設の操業が開始され、プルトニウムが生産されれば、核不拡散上からもMOX燃料製造は重要な位置づけにあるといえる。このような状況の中、富士電機のMOX燃料製造施設に対する取組みは、今後の核燃料サイクルの確立に対して確実に役立つものと信じている。

最後に、これまでMOX燃料製造関連設備の納入および技術開発を進めるにあたり、多大なご指導・ご協力をいただいた核燃料サイクル開発機構の関係各位に対して、厚く謝意を表する次第である。

参考文献

- (1) 原田正人．持続可能な社会とエネルギー．国際シンポジウム：持続可能な発展のために原子力にできること．日本原子力産業会議主催．東京．2003-3.
- (2) MOX燃料工場の立地協力要請について．プレスリリース．日本原燃．2001-8.
- (3) 動力炉・核燃料開発事業団．高速増殖炉もんじゅ発電所．原子炉設置許可申請書．1980, p.8-3-60.
- (4) 動力炉・核燃料開発事業団．プルトニウム燃料第三開発室の建設．動燃技報．no.59, 1986, p.25-30.
- (5) 山口俊弘ほか．ペレット研削検査設備の開発．FAPIG. no.144, 1996, p.46-52.
- (6) 動力炉・核燃料開発事業団．FBR用MOX燃料の製造技術開発．動燃技報．no.95, 1995, p.18-26.
- (7) 乾俊彦ほか．高性能ペレット仕上検査設備の製作（その1）．日本原子力学会「1996年秋の大会」予稿集E51.
- (8) 山田裕之ほか．高性能ペレット仕上検査設備の製作（その2）．日本原子力学会「1996年秋の大会」予稿集E52.
- (9) 出口守一ほか．MOX燃料製造施設における最近の技術開発について．原子力工業．vol.43, no.6, 1997, p.45-56.

放射性廃棄物処理・処分技術

藤沢 盛夫(ふじさわ もりお)

片桐 源一(かたぎり げんいち)

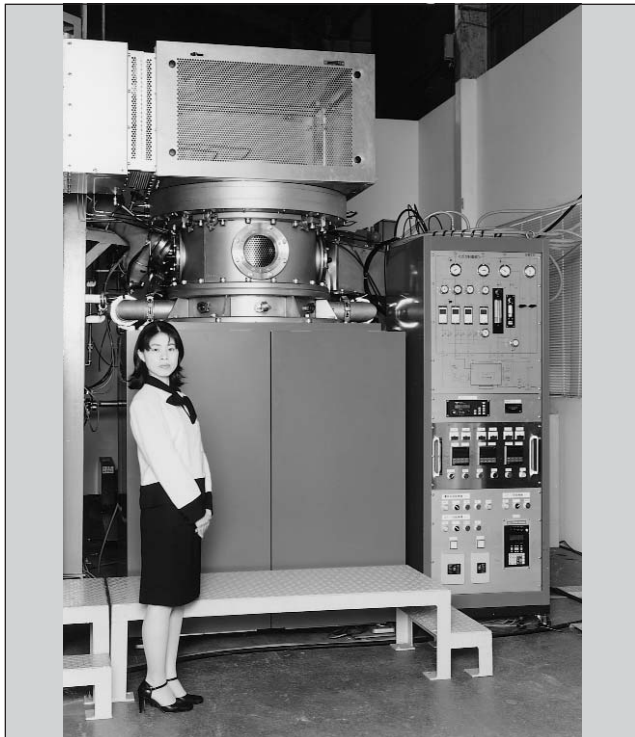
金子 能成(かねこ よしなり)

1 まえがき

原子力施設の長期安定運転や、廃炉の計画が進展する中で、運転中廃棄物の処理や廃炉の際に発生する放射性廃棄物の処理・処分技術が近年、重要性を増してきており、原子力技術が社会に受容されるための大きな要素になっている。

富士電機は、新型転換炉「ふげん」発電所、高速実験炉「常陽」、および高速原型炉「もんじゅ」向けに廃棄物処理設備を納入してきた。近年は、廃棄物の減容処理技術である金属性の固体廃棄物の YAG レーザ切断技術、および図 1 に示す使用済樹脂の高減容処理を行う高周波誘導結合 (IC: Inductively Coupled) プラズマ廃樹脂減容処理装置の開発に注力している。

図 1 IC プラズマ実証規模試験装置



本稿では、納入プラントの特色と固体廃棄物処理技術の開発状況を紹介する。

2 廃棄物処理技術への取組み状況

富士電機は「ふげん」発電所に気体、液体および固体廃棄物処理設備を 1976 年に納入した。約 30 年間、順調に運転され、2001 年度に運転性の向上と省力化を図ることを目的とした液体・固体廃棄物処理系の自動化の更新工事を受注し、既設の操作盤を撤去して、最新型の計装システムを納入した。「もんじゅ」には図 2 に示す気体廃棄物処理設備および液体廃棄物処理設備を納入した。

この分野でドイツのシーメンス社と技術提携を行い、特色ある技術を採用している。液体廃棄物処理設備では、自然循環方式の蒸発濃縮装置に特徴がある。シーブトレイという多孔板を数段に設けて液層を保持する構造を採用し、高い除染係数 (DF) が得られる設計とした。また、強制循環用のポンプがないことから、保守性にも優れている。

気体廃棄物処理設備は、高性能の活性炭吸着塔で、放射性の希ガス〔クリプトン (Kr)、キセノン (Xe)] の処理を行うシステムである。処理性能について、シーメンス社に放射性核種を使用した吸着性能に関するホット試験を委託し、性能を評価した。

「常陽」には、図 3 に示す廃棄物処理設備を納入した。この設備ではナトリウム (Na) の洗浄廃液を硝酸で中和処理した後、自然循環型の蒸発濃縮装置で濃縮処理している。濃縮残渣を高減容処理するために図 4 に示すマイクロ波による乾燥溶融固化処理を採用した。2001 年には、この技術を応用し、軽水炉の廃棄物処理に適用する研究開発に取り組み、加圧水型原子炉 (PWR) で発生しているほう酸廃液を模擬した溶液をマイクロ波でガラス化し、セメント固化体とする技術の開発に成功した。大型廃棄物の処理についても、種々の開発を推進している。再処理施設では、使用済燃料の構造材を缶 (ハル缶と呼ぶ) に収納し保管している。この使用済ハル缶を遠隔で減容処理するために YAG レーザで自動切断する技術を開発した。使用済の



藤沢 盛夫

廃棄物処理設備、使用済燃料貯蔵設備のシステムエンジニアリングに従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部技術部長。



片桐 源一

プラズマ応用装置、運転技術の開発に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部技術部担当課長。電気学会会員、日本原子力学会会員。



金子 能成

開発炉設備などのシステムエンジニアリングに従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部技術部環境技術担当部長。

図2 「もんじゅ」気体廃棄物処理設備

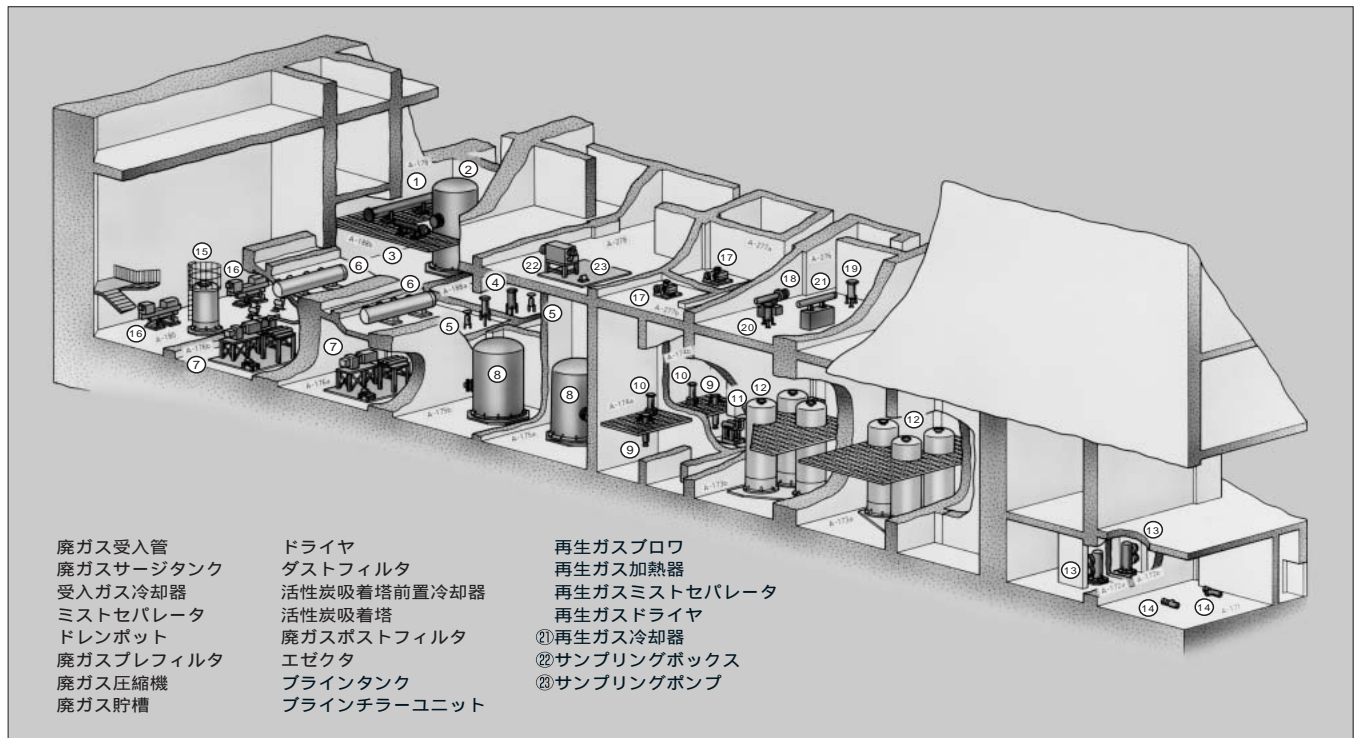
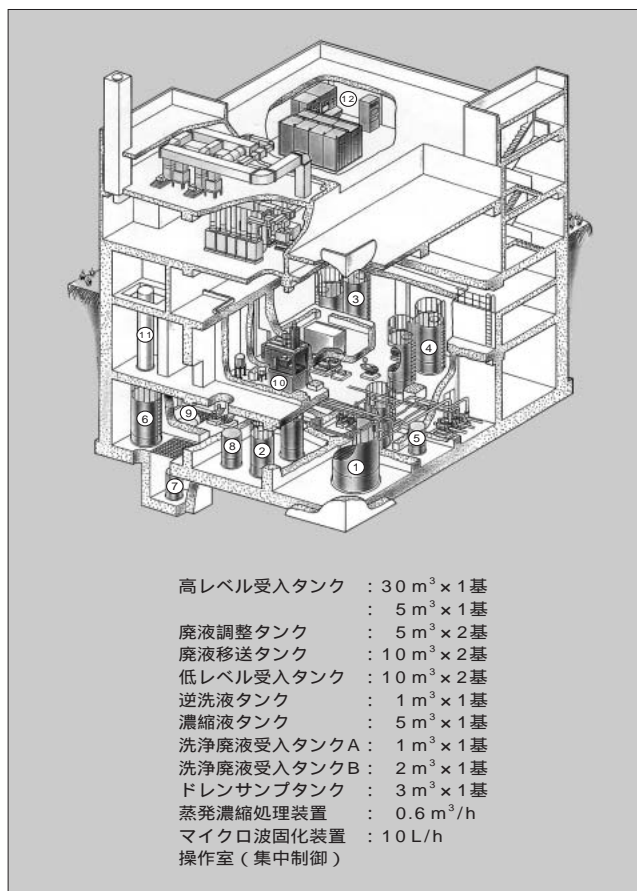
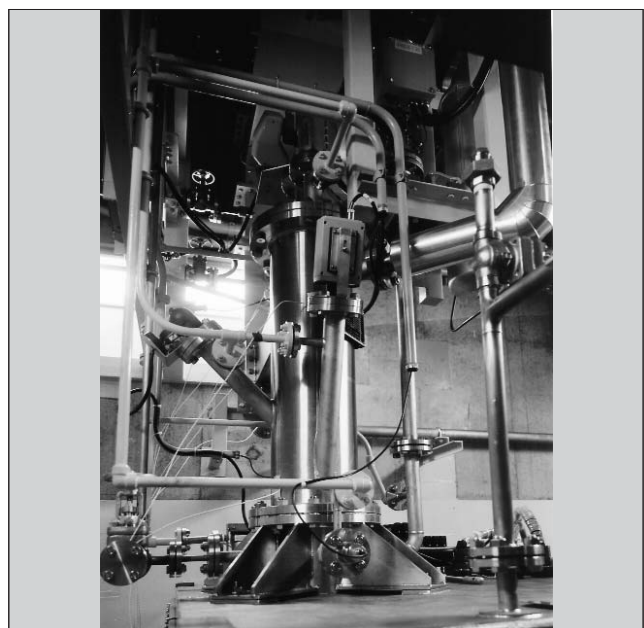


図3 「常陽」廃棄物処理設備



グローブボックスを解体し、溶融処理するための前処理としてYAGレーザで細断する装置を核燃料サイクル開発機構東海事業所に納入した。

図4 マイクロ波固化装置



YAGレーザは、光ファイバにより伝送ができるため、セル内やグローブボックス内での遠隔自動切断が可能であるとともに、切断時のドロスやヒュームが少ないため放射化した金属廃棄物の減容装置として特に優れている。富士電機のレーザはパルス方式でピークパワーが50 kWと大きいことから、厚肉の切断に特徴がある。炭素鋼で100 mm、ステンレス鋼で50 mmの厚さまで切断可能である。

運転中の廃棄物の減容処理にも、注力している。使用済イオン交換樹脂を低温のプラズマで分解減容するICプラズマ廃樹脂減容装置を開発した。

本研究は、「使用済イオン交換樹脂の無電極プラズマによる処理技術の開発」として科学技術庁の廃棄物処理処分技術開発促進補助事業に認定され、1996年度および1997年度に要素技術の開発を行った。この方式は、減圧酸素雰囲気中使用済イオン交換樹脂を穏やかに酸化・分解させる方式であり、廃樹脂を加熱して熱分解ガスを発生させ、活性化した酸素プラズマ中で熱分解ガスを効率よく酸化することにより樹脂を灰化する。本方式により体積は1/20以下にまで減容できる。灰化した樹脂はセメントで固化し、処分体にできることを要素試験で確認した。また、樹脂に放射性的核種を吸着させたホット試験を社内内で実施し、核種の移行挙動を確認した。さらに「ふげん」発電所において共同研究としての実樹脂による要素試験を実施し、減容性や処理時の排ガス系への移行量を確認した。2001年には富士電機・川崎地区のエネルギー製作所に実規模大の実証試験装置を完成させ長期連続の運転性、保守性の確認試験を実施した。

以下に、ICプラズマ廃樹脂減容装置とパルス方式のYAGレーザ切断装置の概要を紹介する。

③ ICプラズマ廃樹脂減容装置の開発

3.1 装置開発の経緯

原子力発電所の運転に伴い発生する使用済イオン交換樹脂（以下、廃樹脂と称す）は、従来、放射能濃度が比較的低い廃樹脂の一部については可燃性廃棄物とともに焼却・減容処理が行われてきたものの、それ以外の樹脂については処理方法が確立しておらず、原子力発電所の敷地内の廃樹脂貯蔵量は年々増加し続けている状況にある。

このような中で富士電機では、半導体製造装置分野などで培ったICプラズマ技術を適用することで、従来の焼却方式やその他の方式に比べて廃樹脂の減容率や運転・制御性、保守・補修性に優れた廃樹脂減容処理技術を開発した⁽¹⁾⁽²⁾。現在、実証規模試験装置を製作して各種特性データの取得を行い、発電所向けの廃樹脂減容処理装置として商品化を進めている⁽³⁾。

3.2 ICプラズマ廃樹脂減容装置の概要

3.2.1 原理

ICプラズマ廃樹脂減容処理技術は、減圧雰囲気下の高周波誘導結合による酸素プラズマを応用した技術である。すなわち、減圧条件下の酸素プラズマが有する高い化学的活性により効率的な廃樹脂の減容を可能にするとともに、減圧条件下の運転に伴う燃焼安定性と制御性のよさにより、廃樹脂の飛散や二次廃棄物の放出をほとんど伴わずに廃樹脂の減容・安定化処理を行うものである。

この処理によって、廃樹脂は効率的に二酸化炭素と水などに酸化・分解される。一方、廃樹脂に同伴しているイオンやクラッドに起因する金属成分は、廃樹脂に保持されたまま処理が進行する。よって、これらは装置外に飛散することなく、処理後の残査とともに回収することができる。

ICプラズマによる廃樹脂減容装置の概念図を図5に示す。装置の処理容器内部には、処理対象物を加熱保持するための加熱ヒータ付きの処理ステージを収容し、容器上部には酸素を供給するための構造を備える。そして、酸素導入と同時に真空ポンプによる排気を行うことで、処理容器内を一定の減圧雰囲気保っている。また、処理容器上面には石英窓が設けられており、窓の大気側に高周波コイルを設置している。そして、このコイルに高周波電流を通電することで発生する電磁界を利用して、容器内に導入した酸素ガスをプラズマ化している。

3.2.2 処理方法

図6に減圧酸素プラズマ処理の概念図を示す。図では処理ステージ上の樹脂と樹脂の上方で生成した酸素プラズマの関係を模式的に示している。

本方式で行う減容処理は、廃樹脂の熱分解特性に対応して次の2段階（一次処理および二次処理）で構成される。

(1) 一次処理（低減容処理）

廃樹脂を400程度に加熱して熱分解ガスを発生させ、発生した熱分解ガスを、加熱・活性化した酸素プラズマを利用して酸化分解する。この処理により、廃樹脂を1/4か

図5 ICプラズマ廃樹脂減容装置の概念図

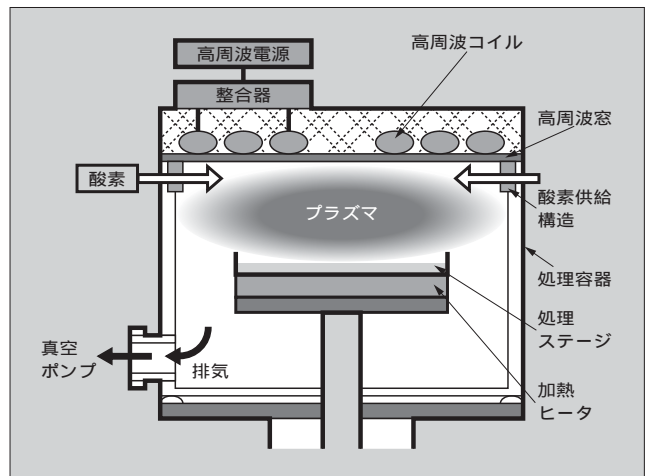
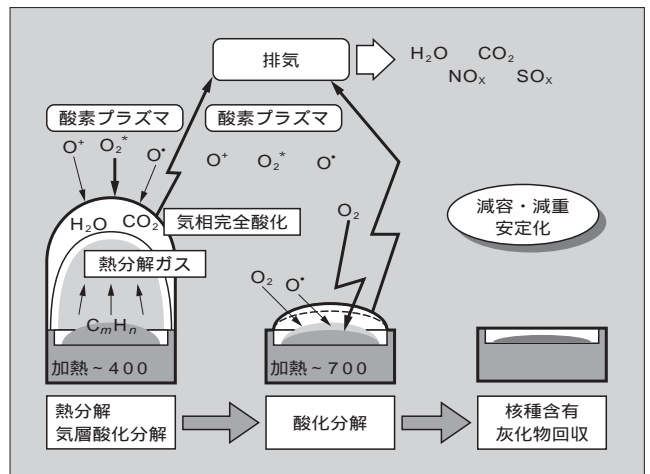


図6 減圧酸素プラズマ処理の概念図



ら 1/5 程度に減容・減重する。

(2) 二次処理（高減容処理）

一次処理後の炭化した樹脂をさらに 700 程度に加熱し、プラズマで加熱・活性化した酸素を気流制御により直接接触させる。この処理により、樹脂を直接酸化分解し、1/20 以上に減容・減重する。

なお、廃樹脂の加熱温度および減容・減重率は、処理対象物の性状により異なる。

いずれの処理過程においても、炭素（C）や水素（H）で構成された樹脂成分は、二酸化炭素（CO₂）や水（H₂O）に分解・酸化され、また、イオン交換を行う SO₃、NH₃ などの官能基成分は SO_x や NO_x に分解・酸化され、いずれもガス状となって排出される。

また、廃樹脂が吸着していた金属イオンは、上記の処理過程で金属酸化物となり、減容後の残渣中に取り残される。したがって、有機物であった廃樹脂は、減圧酸素プラズマ処理によって減容と同時に無機化が行われる。さらに、樹脂中に取り込まれていた放射性金属核種は安定な酸化物となり灰化した残渣とともに回収することができる⁽⁴⁾。

3.2.3 特徴

減圧酸素プラズマ処理は、次のような特徴を有している。

- (1) 酸素プラズマの活性を利用して、炭素成分を効果的に CO₂ に酸化することができるため、高減容・高減重が可能である。
- (2) 対象物の分解特性に合わせた加熱温度の設定と、熱流が抑制される減圧雰囲気での処理によって放射性核種の移行が少ない。
- (3) 制御要素はすべて電気制御で自動運転が可能であり、電源喪失時には処理反応は収束に向かうので、運転操作が容易で安全なプロセスである。
- (4) 燃焼補助燃料や燃料酸化に必要な酸素や空気を使用しないため、排ガスの発生を最小限に抑制しており、放射性物質を含んだ二次廃棄物量が少ない。
- (5) 低温運転のため、処理容器内に耐火物のないシンプルな処理容器とでき、保守・補修作業性がよく、除染などの作業も容易である。
- (6) 処理後の残渣は、セメントに高い比率で混合しても埋設処分に関する政令基準の固化体性能を満足できるので、最終処分体の発生数を低減でき、処分領域と処分費用の削減が期待できる。

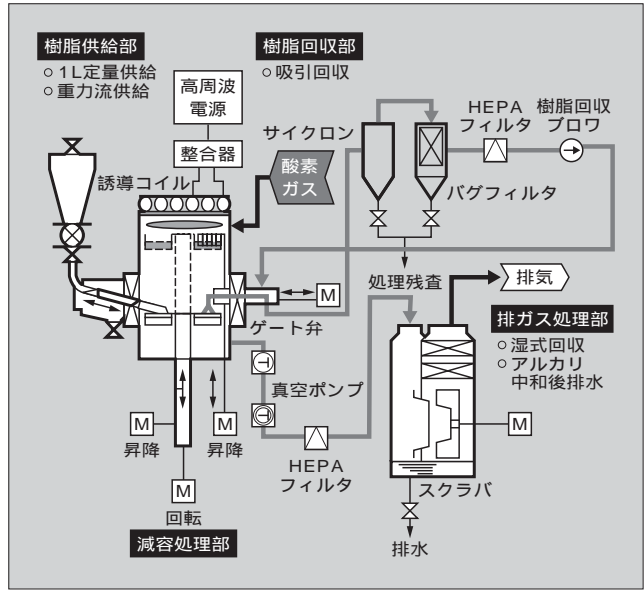
3.3 実証規模 IC プラズマ廃樹脂減容装置

上述した原理に基づいて開発した実証規模 IC プラズマ廃樹脂減容装置の外観を図 1 に、系統概念図を図 7 に示す。また、系統概要は次のとおりである。

3.3.1 樹脂供給装置

樹脂供給装置は、加熱ホッパと定量切出し装置、供給ノズルから成り、重力流によって処理容器内の処理ステージ上へ樹脂の供給を行う。供給ノズルは減圧下での動作が可能な構成としており、減容処理を継続したままで、樹脂の追加供給が可能である。

図 7 実証規模装置の系統概念図



3.3.2 プラズマ処理装置

プラズマ処理装置は、口径約 750 mm の処理容器内部に約 600 mm の加熱ヒータによる処理ステージを備え、上部には減圧雰囲気を維持しながら容器内部に高周波電力を伝えるために、石英ガラス製の高周波窓を備える構造としている。また、容器内に適切な酸素気流を発生させるための酸素供給構造を備える。

3.3.3 真空排気装置

真空排気装置は、水蒸気の排気に有利な機械式回転ポンプを採用し、圧力監視と電動コンダクタンス調整バルブによる自動圧力調整機構を備える。

3.3.4 残渣回収装置

残渣回収装置は、ブロワにより残渣を吸引し、サイクロンとバグフィルタにより固形分を分離回収する。

なお、イオン交換樹脂は通常 50 % 程度の水分を含んでいるため、実機では処理運転時の水分蒸発時間の短縮を狙った前処理として、樹脂の含水率を 5 % 程度に乾燥させるための、真空加熱乾燥装置を備える予定である。

3.4 実証性能試験

原子力発電所の排水データを参考にして、廃樹脂吸着成分を模擬した 3 種類の樹脂と、コバルトを多く吸着させた模擬樹脂の 4 種類の樹脂を処理対象として、減容・減重性能および装置外へのコバルト移行性能に関する試験を行った。主要な模擬樹脂の仕様を表 1 に示す。

試験結果の概要は以下のとおりである。

3.4.1 減容率と減重率

減容率および減重率は、添加調整後の含水樹脂を基準として、次式により算出した。

○ 減容率 = (1 - 残渣体積 / 含水樹脂体積) × 100 %

○ 減重率 = (1 - 残渣質量 / 含水樹脂質量) × 100 %

評価結果を図 8 に示す。

一次処理の結果では、いずれの樹脂も減容率および減重

率が目標の75%を超え、体積・質量とも1/4以下であることを確認した。また、最も減容・減重しにくかったサンプルDに対して、90% (1/10) 減容を目標とした二次処理の結果、減容率94%、減重率93%と、約1/20の減容となる結果を確認した。

以上から、イオンやクラッドを同伴した実際の廃樹脂を模擬した樹脂に対して、減容率、減重率ともに目標値を達成できることが確認された。

3.4.2 残査の組成

コバルトを多量に吸着させたサンプルDの残査について、有機元素分析によって、樹脂の構成成分である炭素(C)、水素(H)、窒素(N)、硫黄(S)と、分析燃焼残査(以下、UNと称す)の質量割合を分析した。結果を図9に示す。

一次処理後には、NやS、Hが減少しCの割合が増加した。二次処理後には、Cを含めUN以外の成分が減少した結果となった。UNに含まれる成分は金属酸化物などの分解ガス化しない成分であるため、二次処理によって廃樹脂構成成分のすべての分解が進行したと見ることができる。

また、有機物の構成成分であるHとCの比率(H/C)により樹脂の無機化について評価した結果、処理前が1.6、一次処理後は0.5、二次処理後に0.2と、処理に応じてHが減少して無機化が進んでいることが確認された。

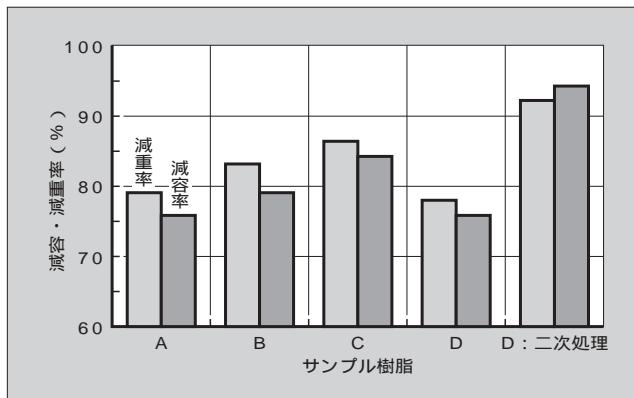
3.4.3 装置外へのコバルト移行率

模擬樹脂に添加したコバルト成分を利用して、プラズマ

表1 模擬仕様の概要

呼称	樹脂銘柄 (混合比)	添加物	
		吸着イオン	クラッド分
A	WA21 : SKN-1 (1 : 1)	Ni Cr Co	CoO Fe ₂ O ₃
B	SAN-1 : SKN-1 (1 : 1)	Cu Cr Na	CoO Fe ₂ O ₃
C	IRA400T : IR120B (1 : 1)	Cu Cr Na	CoO Fe ₂ O ₃
D	WA21 : SKN-1 (1 : 1)	Co	CoO Fe ₂ O ₃

図8 減容率と減重率の評価結果



装置排気系となる真空ポンプ排気側(大気圧側)への移行率を評価した。

評価結果を表2に示す。総投入コバルト量(検出感度を上げる目的で実際の廃樹脂よりも多く添加したCoOと、樹脂にイオン交換させたコバルトの合計値)に対する回収液中のコバルト分析量の比率は、いずれの樹脂においても10⁻⁶g/gレベルであることを確認した。

3.4.4 セメント固化性

未使用樹脂の二次処理残査と、コバルトを吸着した樹脂の二次処理残査を試験対象とし、普通ポルトランドセメントを使用して、JIS(日本工業規格)に従った方法によりセメント固化の基礎評価を行った。評価結果を表3に示す。同表から、イオンやクラッドを含有した残査を30%の割合で混合したセメント固化体でも、政令規定値(1.5N/mm²)を十分満足できる強度が得られることを確認した。また、固化したサンプルの断面を図10に示すが、混合固化された残査はサンプル中に一様に拡散し、イオンやクラッ

図9 CHNS成分測定結果

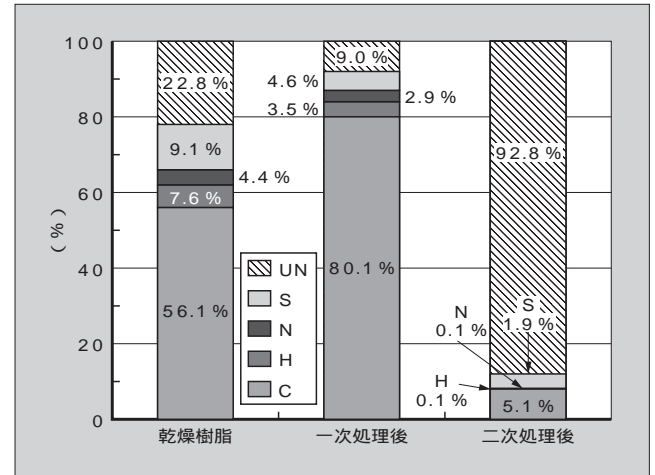


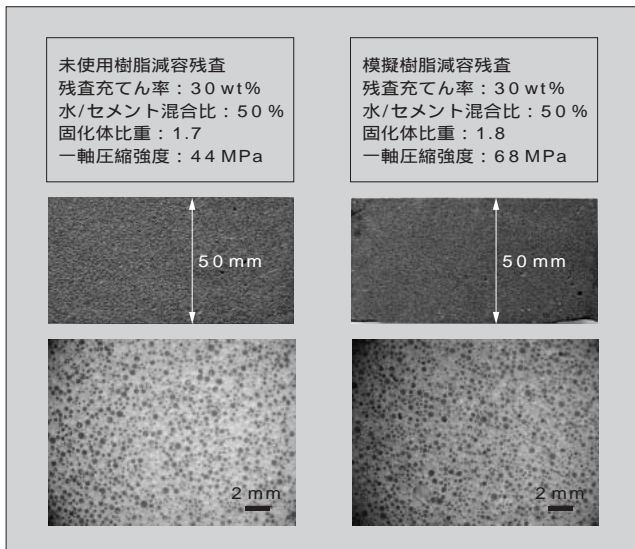
表2 コバルト移行率評価結果

	総投入樹脂量 (g)	総投入Co量 (g)	回収Co量 (g)	Co移行率 (g/g)
A	10,632	50.5	3 × 10 ⁻⁴	6 × 10 ⁻⁶
B	10,118	50.3	1 × 10 ⁻⁴	2 × 10 ⁻⁶
C	10,232	50.3	4 × 10 ⁻⁴	8 × 10 ⁻⁶
D	10,569	178.1	2 × 10 ⁻⁴	1 × 10 ⁻⁶
D (二次処理)	4,462	(上値保持)	2 × 10 ⁻⁴	1 × 10 ⁻⁶

表3 セメント固化結果

評価項目	未使用樹脂	模擬樹脂(D)
残査充てん率	30 wt%	30 wt%
水/セメント混合比	50%	50%
固化体比重	1.7	1.8
一軸圧縮強度	44 MPa	68 MPa
固型化状況	均質・良好	均質・良好

図10 セメント固化サンプルの断面



ドを含有した残渣のセメント固化体でも、よい均質性を示す結果を確認した。

3.5 まとめ

原子力発電所の排水データを参考にして、廃樹脂成分を模擬した樹脂を対象に、実規模 IC プラズマ廃樹脂減容装置を使って、減圧酸素プラズマによる廃樹脂の減容・安定化処理について各種データを取得した。その結果、約 1/20 の減容性能と無機化による安定化性能、セメントへの 30% 高充てん性能が確認できた。この結果から、IC プラズマ廃樹脂減容装置は、発電所内に貯蔵されている廃棄物の減容安定化処理と、埋設処分地の有効利用や処分費用低減に貢献できるものと考ええる。今後は、連続運転による処理システムとしての総合評価と、固化体への充てん限界やバリア性能などの処分に関する評価を行い、放射性廃棄物環境の保全に貢献できるよう取り組んでいく予定である。

4 レーザ切断技術の開発

4.1 装置開発の経緯

切断用レーザーとして、従来、CO₂ レーザが主流であったが、光ファイバによるフレキシブルなレーザー伝送が可能な YAG レーザ適用のニーズが高まってきた。

富士電機においても、数年前から、平均出力が 1 kW 級のパルス YAG レーザを開発し、切断への適用を図ってきた。パルス発振レーザーは連続発振レーザーに比較して、同一平均出力でも、より厚板の切断に有利である。その理由はピークパワーの違いにある。富士電機の 1 kW 級のパルス YAG レーザでは、ピークパワー 20 kW を容易に取り出すことができる。これらの特徴に着目して、特に、厚板切断に有利な高ピークパワーが得られるパルス YAG レーザ切断装置の開発を行い、平均出力 3 kW 級の発振器まで開発を行ってきた。このレーザーでは、ピークパワー 50 kW を光ファイバ伝送できる。3 kW 級レーザーについて、以下に

図11 YAG レーザ発振器の外観



図12 レーザ切断試験装置の基本構成

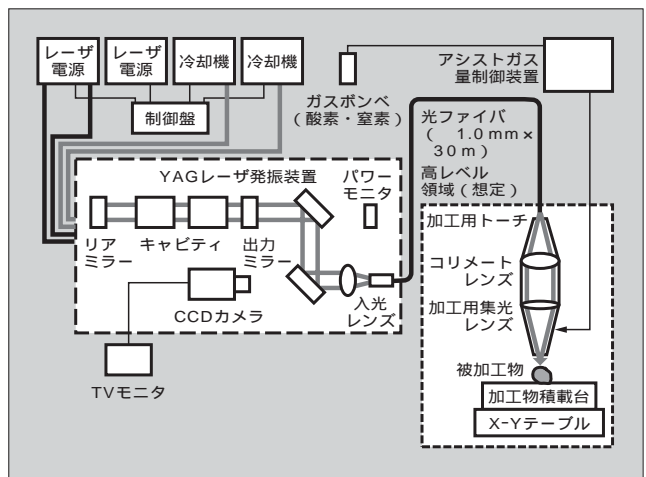


表4 3 kW級YAGレーザー発振器の仕様

型式	パルス式YAGレーザー
レーザー出力	3 kW (レーザー平均出力)
	50 kW (ピーク出力)
効率	3%
パルス幅	0.2 ~ 20.0 ms
繰返し周波数	0.1 ~ 500 Hz
電源装置容量	最大 150 kVA
被切断物	ステンレス鋼, 炭素鋼
切断板厚能力	最大 50 mm (ステンレス鋼)
切断速度	最大 1,000 mm/min (板厚 20 mm)
アシストガス	酸素, 窒素
光ファイバ	SI型光ファイバ

述べる。

4.2 切断装置の概要

開発した 3 kW 級 YAG レーザ発振器の外観を図11に、レーザー切断試験装置の基本構成を図12に、主要仕様を表4に示す。

パルス発振方式の特徴を考慮して、耐熱衝撃が大きくとれ、冷却効率が高く、結晶内の蓄熱による光学特性の低下への影響が小さいスラブ型（板状）YAGを採用している。

スラブ型 YAG を 2 個使用し、それを内蔵したポンピングキャビティ 2 個を直列に光学的接続をしており、それぞれに電源および冷却器が接続されている。レーザー発振器の装置サイズは、幅 300 mm、長さ 2,000 mm、高さ 400 mm である。図 11 において、正面左側から手前に出ているケーブルが光ファイバを示す。⁽⁶⁾

YAG レーザ発振器から放出されたレーザービームは、コア径 1.0 mm、長さ 30 m の高耐レーザーピークパワー強度のステップインデックス (SI) 型光ファイバで伝送され、加工用トーチを経て切断試料に至る。本装置を用いれば、放射性廃棄物の切断・減容を行う場合、加工用トーチ、および被加工物の移動テーブル、あるいはロボットのみを管理区域内に設置することになる。

レーザー光を伝送する光ファイバ先端に取り付けられた切断用の加工用トーチ内には、レンズが組み込まれている。集光用レンズの焦点距離には標準的に 110 mm を用いており、トーチ側面からはアシストガスを供給し、レーザーとともに同軸でトーチ先端から噴出する。アシストガスは、主としてレーザーにより加熱されて溶けた溶融物を吹き飛ばす役割を果たす。

4.3 切断性能試験

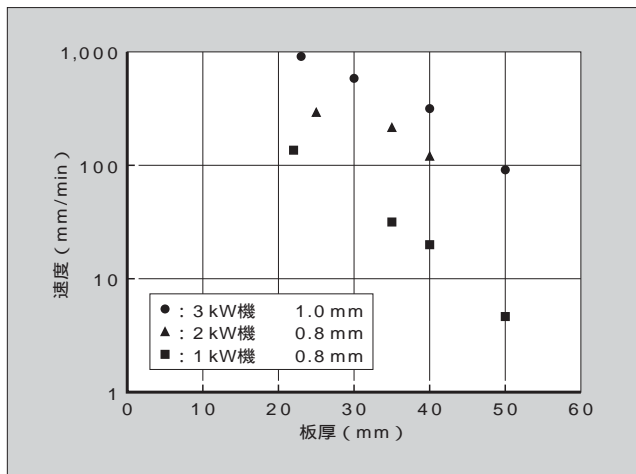
平均レーザー出力 3 kW 級機の切断性能を見極めるために、切断試験を行った。加工点でのレーザーの平均出力はおよそ 2.2 kW、ピークパワーは 24 kW であった。ステンレス鋼の厚さ 50 mm までの切断試験を行い、さらに非金属材料である耐火れんがの切断を試みた。

4.3.1 ステンレス鋼⁽⁷⁾

(1) 切断特性

ステンレス鋼に対する切断特性を図 13 に示す。図中の凡例はレーザー出力と光ファイバのコア径とを示す。アシストガスとして、酸素を使用したときの結果であり、比較のために低平均レーザー出力の場合の結果を併記している。パル

図 13 ステンレス鋼の切断特性



スレーザのために、各プロットにおけるレーザー条件、つまりパルス幅やピークパワーなどは異なっており、最適化を図った結果である。レーザー出力の増加に伴い、同一板厚では、最高切断速度がほぼ比例して速くなっていることが分かる。板厚 40 mm の最高切断速度は 350 mm/min に、板厚 50 mm の最高切断速度は 90 mm/min に達している。

板厚 50 mm の速度 90 mm/min での切断結果の写真を図 14 に示す。同図 a) は切断開始側から眺めた側面の状況であり、同 b) は裏面を示す。厚板のレーザー照射裏面側では、アシストガスである酸素とステンレス鋼に含まれる鉄との酸化発熱反応により、切断幅が広がっている。切断速度を遅くするなど、切断条件を変えても裏面の状況に変化が認められなかった。しかし板厚 40 mm では、図 15 に示すようにレーザー条件の適正化により切断幅を一様にする事ができた。

(2) 焦点距離依存性

トーチ内の集光レンズの焦点距離による切断性能の違いを調べた。焦点距離を 150 mm として行った切断では、板厚 50 mm を 120 mm/min の速度でも切断できることを確認している。この集光レンズの焦点距離依存性の切断できる最高速度をプロットして図 16 に示す。図に示した 3 種の焦点距離のうちでは、150 mm が最適である。

以上のように、焦点距離依存性を明らかにすることによって、切断パラメータとしての集光レンズの焦点距離は重要な役割を果たすことが分かった。

4.3.2 耐火れんが

大きさ 250 mm × 100 mm × 50 mm の耐火れんがの切断試験を行った。

まず、厚さ 50 mm の切断試験を行い、切断操作を 2 ~ 3 回の繰返し走査とすることにより 50 mm 厚の耐火れん

図 14 ステンレス鋼板厚 50 mm の最高速度の切断結果

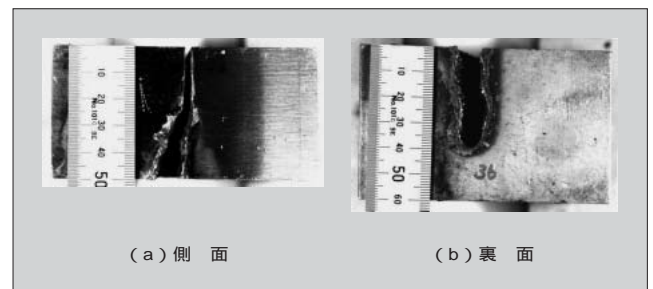


図 15 ステンレス鋼板厚 40 mm の最高速度の切断結果

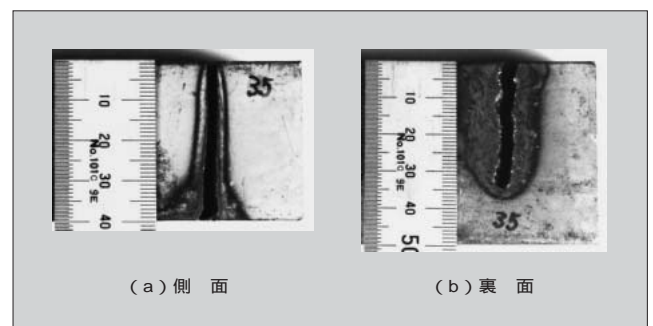


図 16 集光レンズの焦点距離依存性

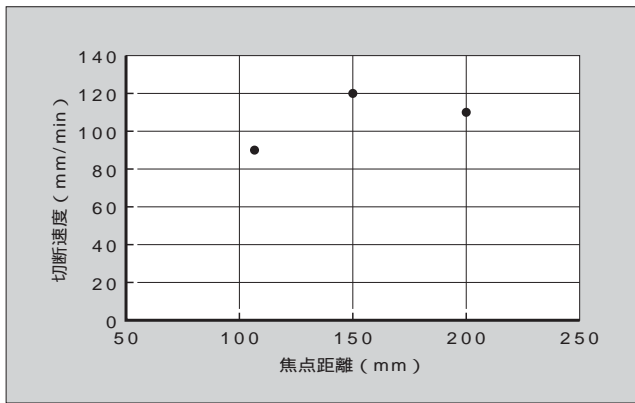
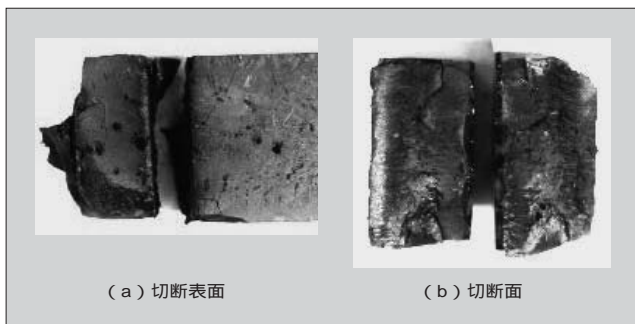


図 17 耐火れんが厚さ 50 mm の切断結果



が切断できた。図17は繰返し走査回数が2回の切断結果の表面と切断面との状況を示す。写真からレーザーで切断できているのは20mm程度で下部は熱的衝撃により、破壊・分断されていると考えられる。

さらに、耐火れんがを立てることによって100mm厚に対する切断も行った。4回の繰返し走査によって分割することができ、その結果を図18に示す。レーザーでは、30mm程度切断できて、残りは熱的破壊をしている。切断線は直線的ではないが、分断できることが分かった。

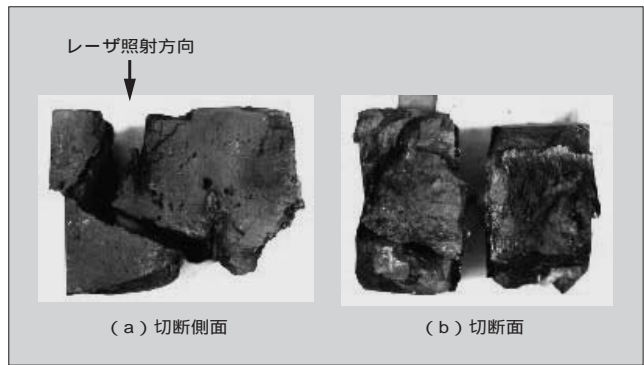
耐火れんがにおいては、酸化反応がないので繰返し走査による切断が可能となる。ステンレス鋼では、繰返し切断を行うと切断部に供給された酸素が過多になり、酸化反応が急速に進行して、部分的に多く熔融され、切断の形態をなさなくなる。しかし、耐火れんがでは、繰返しレーザーエネルギーを注入することによっても、急速な反応は起きず、最終的に温度こう配が生じ、熱的に割断できることが分かった。

4.4 まとめ

3kW級のパルス型YAGレーザー出力を光ファイバ伝送し、厚板の切断ができることを示した。ステンレス鋼では、板厚50mmまでの切断を確認した。また、本稿では割愛したが、軟鋼については、厚さ100mmを切断できることを確認している。

さらに、非金属の耐火れんがについても、繰返し走査に

図 18 耐火れんが厚さ 100 mm の切断結果



より切断できることが分かった。なお、本耐火れんがの切断については、核燃料サイクル開発機構からの委託業務で得られた成果である。

5 あとがき

富士電機の原子力分野における廃棄物処理技術と現在、注力しているICプラズマ廃樹脂減容処理装置、パルスYAGレーザー切断装置の開発状況について述べた。原子力プラントでは、使用済廃樹脂や固体廃棄物の減容処理は、重要な課題であり、新技術の開発で社会への貢献を果たしていく所存である。

最後に、これらの技術開発に際し、共同研究などで、ご指導・ご助言をいただいた核燃料サイクル開発機構の関係各位に対して、厚く謝意を表する次第である。

参考文献

- (1) 山本孝, 片桐源一. 放射性核種を吸着したイオン交換樹脂のプラズマ灰化処理. 火力原子力発電. vol.49, no.504, 1998, p.61-67.
- (2) Katagiri, G. et al. Volume Reduction Technique for Ion Exchange Resin Using Non-thermal Inductively Coupled-plasma. Radioactive Waste Management and Environmental Remediation-ASME1999. 1999.
- (3) 片桐源一, 島村健男. 実規模 IC プラズマ廃樹脂減容装置の実証性能試験. 火力原子力発電. vol.54, no.556, 2003, p.26-33.
- (4) 佐野一哉ほか. 減圧酸素プラズマによるふげん廃樹脂の処理試験(2)核種移行性評価. 日本原子力学会秋の大会予稿集. vol. 2002, 第3分冊, 2002, p.602.
- (5) 葛西彪ほか. YAGレーザーの切断への適用例. レーザ熱加工研究会誌. vol.5, no.3, 1998.
- (6) 藤沢盛夫ほか. 加工用高出力YAGレーザーの開発. 火力原子力発電. vol.52, no.532, 2001, p.58-64.
- (7) Numata, S. et al. Development of a Cutting Technology by a Pulsed Mode Nd : YAG Laser. ICALEO'99. no.1507, 1999.

原子力施設の廃止措置技術

白川 正広(しらかわ まさひろ)

児玉 健光(こだま たけみつ)

1 まえがき

廃止措置は、役割を終了した原子力発電所などを解体・撤去することである。わが国最初の商用原子力発電所である日本原子力発電(株)(原電)の東海発電所(電気出力166 MW ガス冷却炉:GCR)は1998年3月末に営業運転を終了して2001年12月に廃止措置に着手した。今後は、2003年3月に運転停止した「ふげん」や、初期に建設された軽水炉の廃止措置が徐々に増加していくものと考えられる。この廃止措置分野は、原子力発電および関連する核燃料サイクル分野の研究にも必須な技術であり、富士電機もプラント建設で培った経験・技術を生かして技術開発などを強化している。

本稿では、富士電機が取り組んでいる廃止措置技術について紹介する。

2 廃止措置技術の取組み状況

富士電機の廃止措置への取組みは、原電の委託を受け、昭和50年代後半に軽水炉の動向と歩調を合わせて、商用原子力発電所の廃止措置シナリオ検討に着手して以来、システムエンジニアリング、遠隔解体技術の開発、廃棄物処理処分技術の開発、残存放射能評価など多岐にわたる分野に関して技術検討・開発を推進してきた。最近では、(財)原子力発電技術機構(NUPEC)などから各種の試験を受託し、図1に示すような分野で積極的に技術開発を行っている。

2.1 原子炉遠隔解体技術

原子炉の解体は、運転中の中性子照射による放射化の影響が大きく、数年の期間をおいたとしても作業員が直接解体することは困難であり、遠隔による解体作業を行う必要がある。これまで、原電の委託の中で、原子炉を「安全・確実・合理的」に解体する工法・手順、解体装置概念の構築を進めてきた。

一方、解体技術の開発・確認に関しては、NUPECが進

めてきた、原子炉解体に係る技術の確認試験に積極的に取り組んできた。この確認試験は、原子炉を解体するために必要となる把持技術や粉じん回収技術などの基本技術の確認に加え、これらを統合し、原子炉を実スケールで部分的に模擬した試験体を用いての解体機能の確認を行うものである。

2.2 残存放射能評価技術

廃止措置の全体計画を具体化するためには、プラント全体の残存放射能分布および各系統、機器の放射能の評価が必要である。富士電機は、東海発電所の建設、保守・補修などを通して蓄積したプラントデータ(物量、材質など)に加えて、サンプリング分析、現場実態調査などを通じて残存放射能評価手法の改良、実態把握によって、残存放射能評価の検証、精度向上を図り、これまでの成果が原電の解体届に反映されている。

2.3 解体システムエンジニアリング

廃止措置計画の策定に際し、廃止措置をいかに合理的に実施するかが重要になっており、廃止措置の最適計画策定、工数評価などを効率的に実施するシステムエンジニアリングの重要性が高まっている。富士電機は、日本原子力研究所(原研)の動力試験炉(JPDR)解体にて有効性が実証されたエンジニアリングデータ計算コードシステム(COSMARD)を大型商用炉への適用に向けた改良・拡張を進めている。

2.4 廃止措置工事

これまでの長年にわたる東海発電所の廃止措置計画検討、NUPEC 確認試験などを通して技術レベルの向上とその蓄積を図ってきたが、これらの経験を生かし、2002年度に原研のJRR-2(Japan Research Reactor No.2)の一次冷却系統施設などの機器撤去工事を受注し、川崎重工業(株)の協力を受け、一連の工事にも取り組んでいる。

JRR-2の廃止措置工事を通じて、トリチウム除染・測定技術や作業性の悪い状況での作業経験および廃止措置特



白川 正広

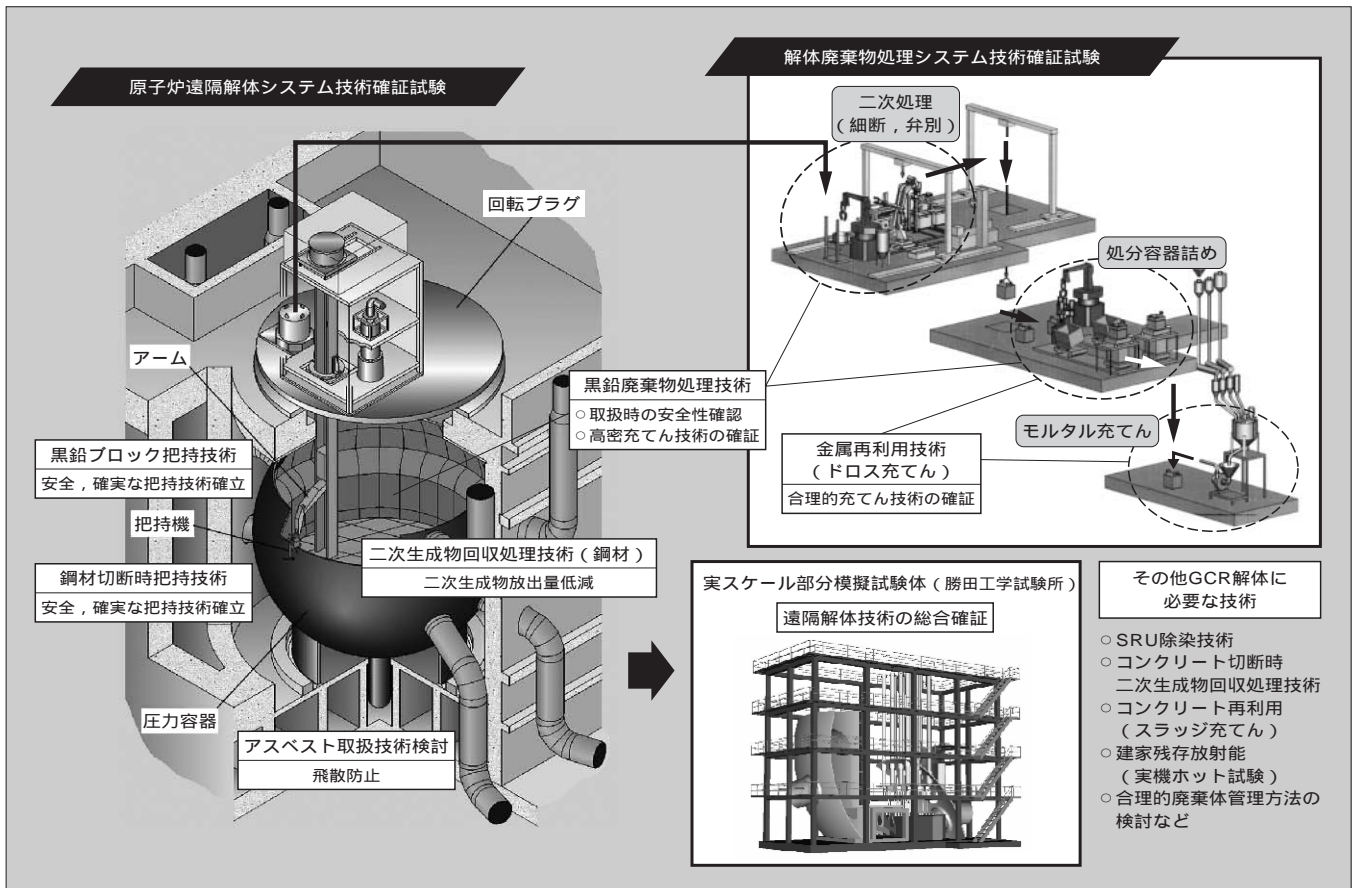
東海発電所をはじめとする原子力施設の廃止措置に関するエンジニアリング業務に従事。現在、電機システムカンパニー富士・川重原子力推進本部廃止措置プロジェクト部長。日本原子力学会会員。



児玉 健光

高温工学試験研究炉などの開発設計、原子炉廃止措置に関する設計業務に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部設計部担当部長。日本原子力学会会員。

図1 富士電機で実施している廃止措置技術の確証試験



有の放射能安全管理の習熟を図ってきた。この経験は、今後本格化する「ふげん」をはじめとする各炉型の解体工事にも反映できるものである。

2.5 解体廃棄物処理・処分技術

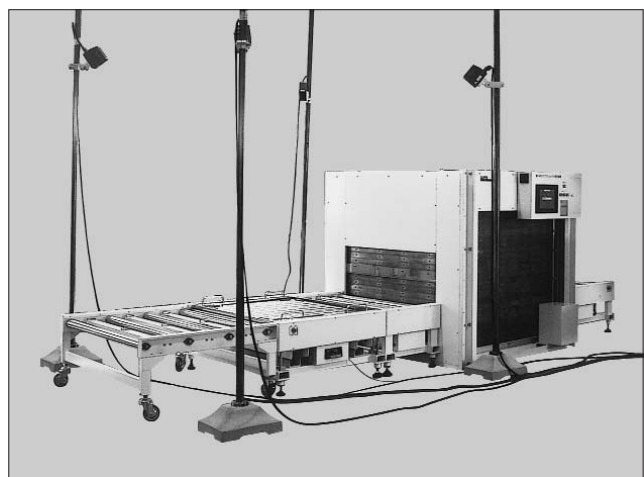
原子力発電所の廃止措置に伴い、多種・多量の廃棄物が短期間に発生する。放射性廃棄物については、発生量の低減と処分費用低減のための合理的な処理方法の開発が望まれる。一方、リサイクル社会にあっては、多量の解体廃棄物を再生資源として利用することは重大な使命であり、そのためには、解体物の放射能確認システム、有効な再利用プロセスの開発などが課題である。

富士電機では、電力会社や原子力研究・開発機関と協力・連携しつつ、放射性廃棄物の発生から処分、再利用に至るまで幅広い各種試験、装置開発、システム開発および調査研究を行っている。以下に最近の開発状況・成果について紹介する。

2.5.1 解体廃棄物の遠隔充てん試験

放射性廃棄物の減容措置の一つとして容器への収納効率向上があげられる。これまで富士電機では、NUPECの委託を受け、充てん固化が困難とされる金属ドロスや黒鉛廃棄物の効果的な容器充てんと固化に関する試験研究を実施してきた。これらの試験成果は、東海発電所をはじめとし、近い将来実施される軽水炉の解体廃棄物の合理的な処理システムに適用する計画である。

図2 クリアランスレベル測定装置の開発



2.5.2 電中研式クリアランスレベル測定装置の開発

クリアランスレベルとは、そのレベル以下であれば放射性物質としての規制が除外できる放射能濃度であり、現在、国レベルで法制度化が進められている。近い将来制度化されるクリアランスレベルを高い信頼度で効率的に測定することを実証するためのプロトタイプ装置として、2003年1月に(財)電力中央研究所(電中研)に納入した。本機は、電中研が開発した校正手法を適用した初の実用規模の装置であり、その特徴は次のとおりである。

- (1) レーザ光線による形状測定とモンテカルロ計算を組み

合わせて、対象物の形状や位置に依存する放射線の減衰効果やバックグラウンドの変動を解析評価し、実測値に対する適切な校正情報を与える。

- (2) さらに、上記の校正プロセスと、放射線計測を有機的に結合することにより、連続自動操作が可能であり、レーザ計測から放射能濃度判定までの一連動作をわずか100秒程度で実施できる。
- (3) 管理区域の物品搬出管理にも適用が可能であり、汚染面を露出させることなく表面汚染の検査が可能である。図2に装置の全容を示す。

このほか、廃止措置時の残存放射能測定技術としては、解体後の床壁面を計測しながら自動走行するロボット「建家表面汚染分布測定ロボット (RAPID-1600)」を2000年度に製作し、原研に納入している。また、従来の200Lドラム缶と異なり、比較的高線量の大型廃棄体 (1m³あるいは5m³) を対象とする放射能評価・測定システムの開発にも取り組んでいる。

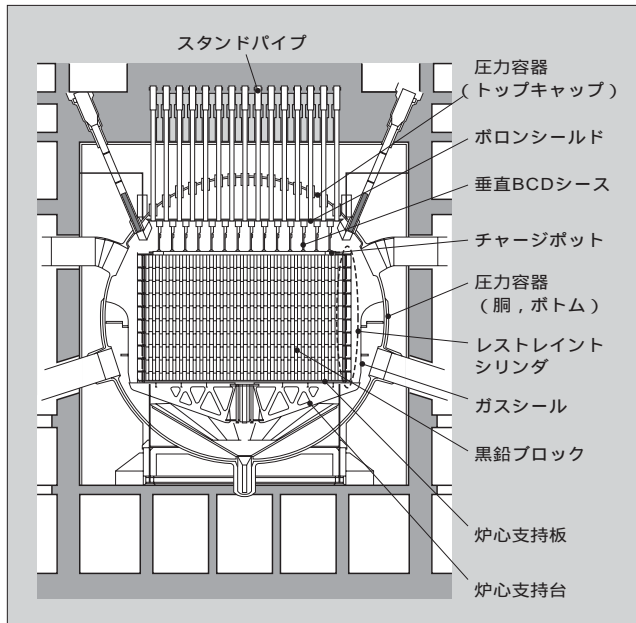
③ 原子炉遠隔解体装置の開発

3.1 装置開発の概要

原子炉遠隔解体装置により解体対象とする商用原子力発電所の原子炉構造の一例を図3に示す。原子炉は直径18mの大型球形構造で、内部には重量物である炉内鋼構造物、約3万個の黒鉛ブロック、複雑に組み合わせた構造物 (ボロンシールド、チャージポットなど) など、さまざまな構造物で構成されている。

これらを解体対象物として取り扱う原子炉遠隔解体装置には、広範なエリアに到達できる機能および対象物別に適合した把持機能を持つ把持機が要求される。一方、解体工事を効率的に進めるためには、できるだけ装置の種類を少なくし、対象物ごとの据付替えを削減することが要求され

図3 解体対象の原子炉構造



る。

原子炉遠隔解体装置の設計およびそれを使用した試験はNUPECから請負受注して行った。装置の技術開発にあたっては、把持機に機構的な融通性を持たせて位置決め能力や運転制御の高度化を避ける方針で臨み、単純な動作で原子炉構造の全域に到達できるアーム機構とから成る解体試験装置を実尺で製作し機能確認を行った。さらに、不定形な切断線に適応した切断トーチ用マニプレータの試作開発も並行して行った。

3.2 原子炉遠隔解体装置の設計

3.2.1 装置構成

設計にあたっては次の基本方針に基づき、方式の検討を行った。

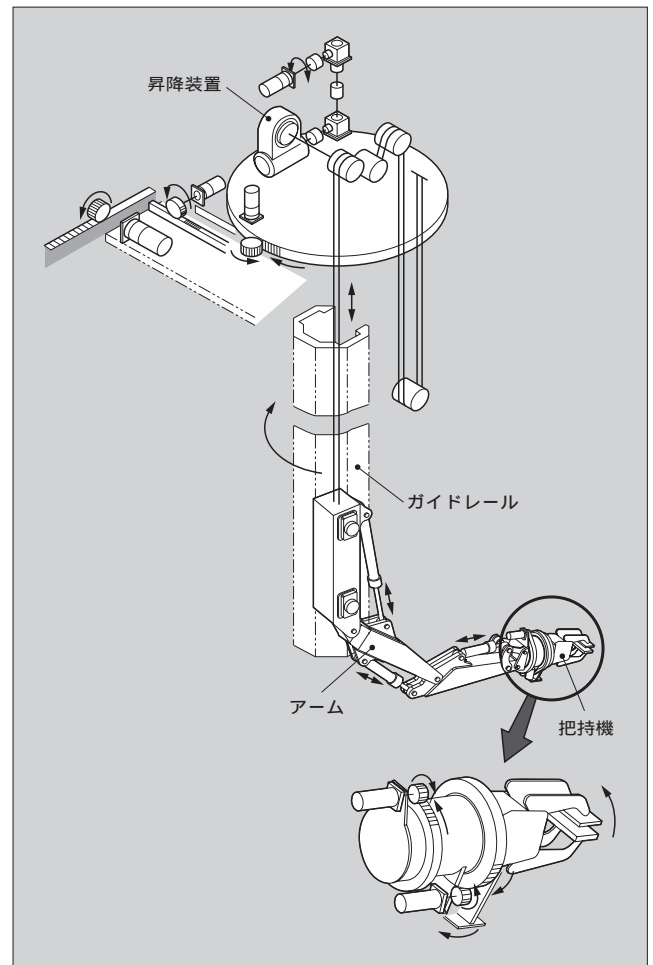
全解体範囲に適用できる装置とする。

把持機、切断機は簡単な動きの組合せで解体部位へ到達する構成とする。

装置の機構、構造は簡単な仕組みにする。

構成は、図4に示すとおり、アーム、把持機、昇降装置、ガイドレールから構成され、機器の構成面では極力単純化を図っている。自由度はアーム屈折が3、アーム先端部の旋回1、昇降1、マスト旋回1の全6自由度であり、これで全解体対象物をカバーする。

図4 駆動原理図



(1) アーム

アームは構造の複雑化を避けるため、リンク数は最低限必要な2リンクにとどめ、駆動方式は一般産業界で実績豊富な油圧駆動方式とした。

アーム単体の動作は一平面内での屈折による前進、後退のみのシンプルなものとし、横方向の動作はガイドレールの旋回、上下方向動作は昇降装置によるものとした。

(2) 把持機

把持機は図5に示す鋼材用(保温材,断熱材含む)と黒鉛ブロック用の2種類とした。

(a) 鋼材把持機

把持方式は2指外つかみ式とし、はさみ付ける把持動作中は把持対象物の位置や方位にならって指や手首部分が動き、把持動作が完了した時点でこれらを固定する機構を取り入れた。これにより、位置ずれに起因する把持動作時の反力がアームに作用することはなく、作業の安全性が高まる。

b 黒鉛ブロック把持機

黒鉛ブロックは、つかむための構造はなく、中央部に燃料棒を挿入している中央孔があるのみなので、この中央孔を利用して摩擦力でつかみ上げる方式を採用することとした。

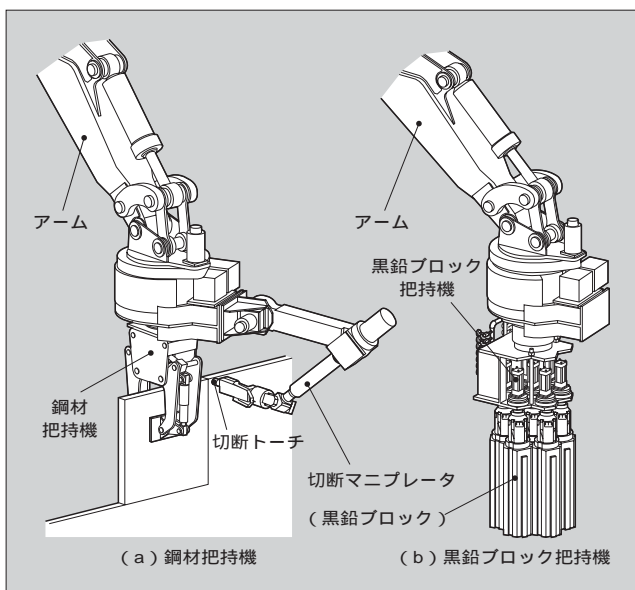
中央孔の寸法は、直径が約90~150mmの範囲で12種類あるため、把持するための爪(つめ)は全寸法範囲を無段階で開閉するストロークを持ちつつ、摩擦による把持に必要な押し広げ力を発生させる機構とした。

(3) 切断機

切断機は、プラズマアーク、パウダーストック、YAGレーザーなどの切断トーチを小型マニプレータの先端に付け替えて動作させる方式とする。

把持機用アームとの干渉を避けるため、切断用マニプレータは把持機用アームの先端(手首部分)に取り付け、把持状態から取付け位置を基準とした動作方式にする設計

図5 把持機



とする。

3.2.2 運転制御

原子炉遠隔解体装置据付時のずれや解体が進むにつれ原位置から解体対象物までの変位増加を吸収するため、自動運転と手動運転とを効果的に組み合わせる運転方式を採用した。運転フローを図6に示す。

障害物回避に神経を使う大きな移動の範囲では、構造物設計データに基づく自動運転とし、最終位置決め段階は手動運転とした。高精度な位置決めを必要としないずれ吸収機能付き把持機の特徴を生かし、オペレーターによる比較的ラフな位置決め操作で目的物を確実に把持する方式を採用した。

手動運転のときの位置決め操作は、アーム両わきのITV(Industrial Television)カメラと把持機に組み込んだ小型カメラの映像を確認し、アーム先端の把持機をどこに移動させるかを指示するだけで、オペレーターが理解しやすい直線的動作をするよう複数のアームの屈折角や昇降装置の動作量の最適な組合せを自動的に選ぶよう、プログラミングする。

3.3 原子炉遠隔解体装置の技術確証試験

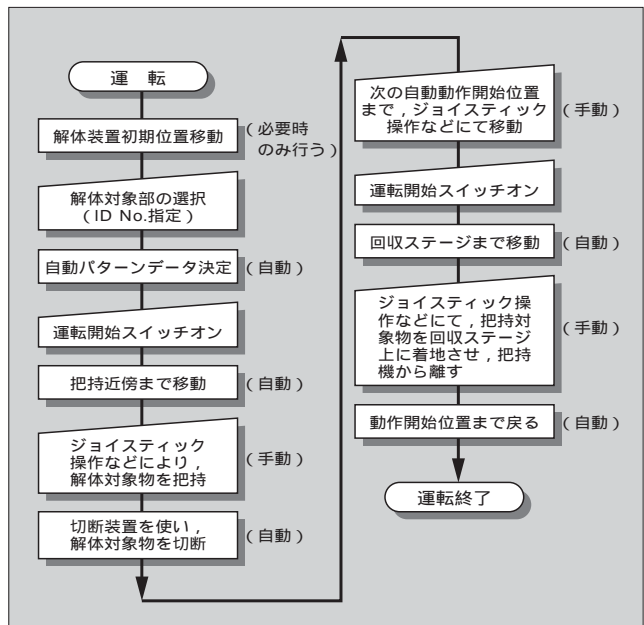
前記設計の考え方に基づいた解体装置の製作、原子炉を遠隔で解体するうえで特有の課題を持つ把持機についての個別機能確証と、実スケールの模擬試験体を使用しての実規模モデルによる解体技術確証とに分けて、段階的に行ってきた。

さらに、上記試験に使用する切断トーチ用マニプレータの設計データ取得のために小型マニプレータを社内研究で試作開発した。

3.3.1 実規模による解体技術確証試験

試験は、「安全・確実・合理的」に解体が実行できることの確証を目標として、NUPECの勝田工学試験所で実施

図6 運転操作フロー



中である。

(1) 実スケール部分模擬試験体の製作

原子炉は直径 18 m を超える大型の球形容器であるため、代表的な解体対象部位に範囲を絞り、かつ実スケールでの模擬が可能なよう、以下の仕様で製作した。

- 周方向は周長の 1/12 (弦長さ 5 m) とする。
- 半径方向は全対象部品が含まれる 6 m とする。
- 上下方向は 2 分割して設置し、高さを抑える。
- 解体物は取外しおよび取付けできるパネル式とする。
- 解体試験部位のみを実機と同材質、板厚とする。

(2) 遠隔解体技術確認試験

(a) 解体試験装置

実スケール部分模擬試験体と組み合わせた状態の解体試験装置を図 7 に示す。実スケール部分模擬試験体を囲む試験架台の上に支持架台を設置し、試験用の原子炉遠隔解体装置を据え付けた。解体試験装置は工法・手順、把持機・切断機の連携動作、動作範囲・自由度、周囲構造物との関係などに関する確認項目を試験するのに必要な機能を備えたものとした。

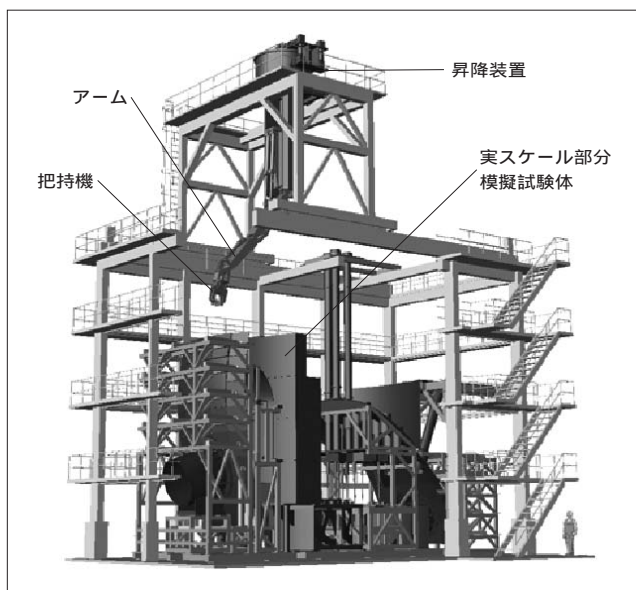
試験では実機同様に試験体のすべてを解体するため、アーム先端に各種把持機を解体対象物に応じて簡単に付け替えられるよう着脱機構を備えた。

運転操作盤は、実機で計画している自動運転機能と ITV カメラ映像確認によるジョイスティック手動運転操作機能を持たせて、オペレーターの人的負担を軽減することの効果も確認できるようにした。

b 解体機能確認試験

プラズマアーク切断、YAG レーザ切断などの熱的切断を伴う解体試験の前段階として、解体試験体を対象に解体装置による接近、把持、持上げ、移送、搬出など一連の動作を行い、各部位に適した解体手順、運転操作・制御であること、および解体試験装置が解体に要求され

図 7 実規模による確認試験



る機能を十分持っていることを図 8 に示すように確認した。

解体対象は、代表的な対象物である圧力容器、複雑な構造で最も難易度が高いといわれているボロンシールおよびチャージポット、最も個数が多い黒鉛ブロックなどとした。

試験により以下の成果が得られた。

検討中の解体工法に基づく把持、移送機能に係る試験の結果、同工法による解体手順の成立性を確認した。

解体対象に応じた先端ツールと組合せ、解体装置と制御システムとが連携してスムーズに把持、移送に係る所定の解体動作を実行できることを確認した。

自動運転による一次位置決めは、後に続く手動運転による最終位置決め、把持を行うのに十分な位置決め精度 (20 mm) であった。

3.3.2 切断マニプレータの自主開発試験

切断マニプレータは、把持用のアームと干渉することなく、任意の切断計画線に対し切断トーチ先端が 1 ~ 2 mm の距離を保って正確にトレースできる性能が要求される。しかも、切断対象物は表面がうねっていたり、不定な突起、くぼみがあることが想定される。

そのため切断マニプレータを遠隔解体技術確認試験に続く切断解体試験に使用するには、種々の技術的課題を解決

図 8 解体機能確認試験

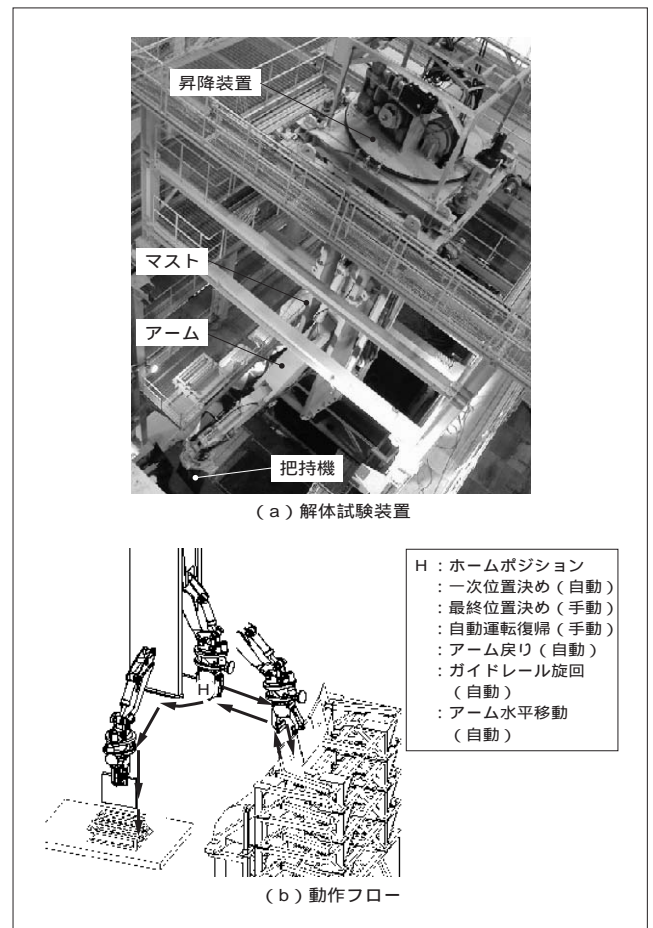
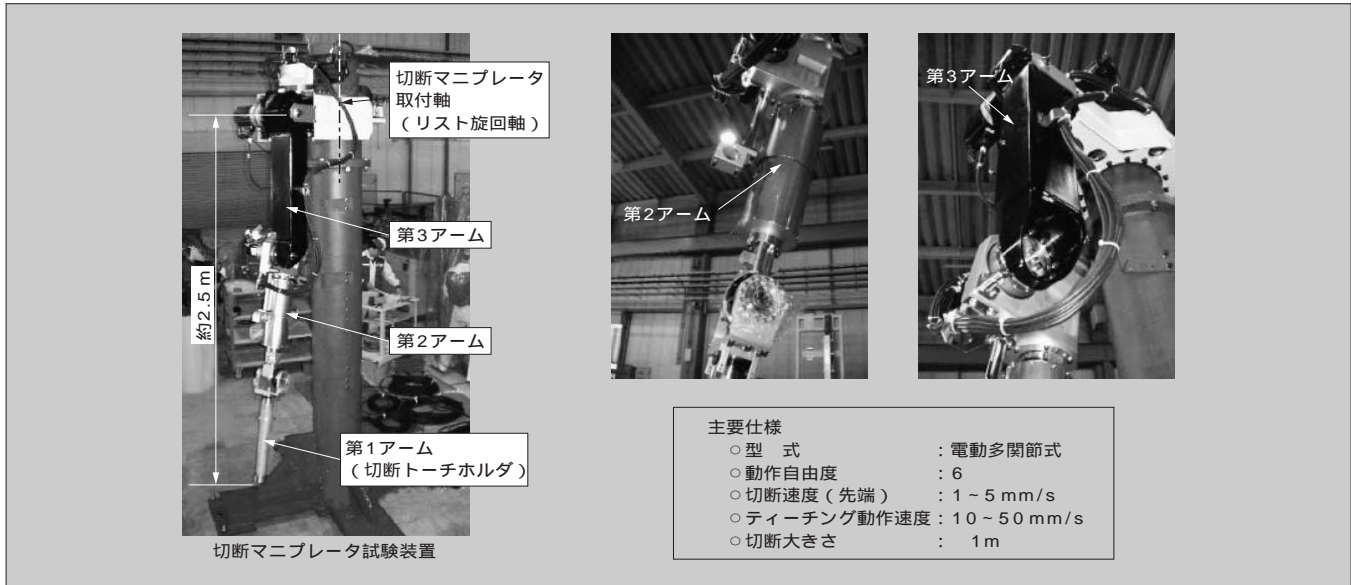


図9 切断マニプレータの開発



しておく必要があり、小型マニプレータによる自主開発試験を実施した。

図9にアームとの干渉を回避しつつ、必要な切断線をトレースできる自由度を持った切断小型マニプレータの試作機を示す。実際のアームと切断機との位置関係を模擬して平板を鉛直、および斜め置き配置し、それを計画線に沿ってティーチング動作をさせた後、学習した経路に基づき所定の精度、スピードで動作を再現させた。ここで取得したデータを切断解体試験用切断マニプレータの設計に反映する。

以上、これまで進めてきた遠隔解体技術開発の成果により、原子炉と実規模で解体物を計画どおり把持、切断、回収する技術の開発が終了し、東海発電所原子炉の解体に適用できる見通しを得ることができた。

4 あとがき

富士電機は、東海発電所の廃止措置シナリオ検討から出発し、原電はじめ各機関からの委託および社内自主研究を通じ、廃止措置に必要な、遠隔解体技術、廃棄物処理処分技術および放射能計測技術を開発し、実機廃止措置に適用できる見通しを得てきた。今後とも長期間にわたる各炉型の原子炉および核燃料サイクル施設の廃止措置工事の多様なニーズに応じて、技術・装置の提供と、安全・確実に合理的な工事施工のために全力をあげていく所存である。

最後に、これまで廃止措置関連技術の開発を進めるにあたり、多大なご指導・ご協力をいただいた関係各位に対して、厚く謝意を表する次第である。

参考文献

(1) 佐藤忠道．東海発電所の廃止措置プロジェクト．電気協会報．平成14年3月号，2002，p.30-34.
 (2) 白川正広ほか．原子炉廃止措置技術の開発状況—富士電

機の廃止措置技術—．デコミッショニング技報．no.16，1997，p.11.

(3) 藤井信一．廃止措置におけるロボット技術の動向．原子力eye. 1998，p.24.
 (4) 柳原敏ほか．原子炉施設の廃止措置計画策定および管理のための計算システムの開発—東海発電所の解体作業に関するプロジェクト管理データの試算—．日本原子力学会誌．vol.43，2001，p.87.
 (5) 山田裕之ほか．金属ドロス充てん固型化技術の開発（その2）．日本原子力学会「2001年秋の大会」要旨集．2001，p.846.
 (6) 白川正広ほか．黒鉛廃棄物処理技術の開発（その8）—高密度充てん確認試験（その3）—日本原子力学会「2002年秋の大会」要旨集．2002，p.475.
 (7) 服部隆利．金属廃棄物中の放射能レベルの区分評価技術の開発—レーザーを用いた3次元形状計測と3次元モンテカルロ計算による線計測の校正手法—．電力中央研究所報告．T00016，2001.
 (8) 服部隆利．原子力発電所の金属廃棄物の微量放射能を確実に調べる手法を開発．電中研ニュース 373. 2003.
 (9) 三木俊也．富士電機の原子力発電用ロボット．原子力eye. 1998，p.34-35.
 (10) 児玉健光ほか．原子炉遠隔解体装置の開発．FAPIG. no.159，2001，p.30.
 (11) 富塚千昭ほか．商業用原子力発電所の遠隔解体技術確認試験（その2）—黒鉛ブロック，鋼材把持技術—．日本原子力学会「2000年秋の大会」要旨集．2000.
 (12) 富塚千昭ほか．商業用原子力発電所の遠隔解体技術確認試験（その8）—マストアーム式解体試験装置の開発—．日本原子力学会「2001年秋の大会」要旨集．2001.
 (13) 富塚千昭ほか．商業用原子力発電所の遠隔解体技術確認試験（その10）—把持・移送機能確認試験—．日本原子力学会「2002年秋の大会」要旨集．2002.

超伝導技術

上出 俊夫(うえて としお)

今野 雅行(こんの まさゆき)

樋上 久彰(ひうえ ひさあき)

1 まえがき

富士電機では1960年代半ばから超伝導機器の開発を進めている。当初、開発の主体は超伝導発電機であったが、その後、核融合関係を中心とした開発を行ってきた。また、核融合分野以外でも加速器用コイル、磁気共鳴診断装置(MRI)なども手がけてきた。さらに、高温超伝導体(HTS)発見後は同超伝導体を用いた応用機器の開発も併せて行っており、HTS電流リード、HTS変圧器などを生み出している。

本稿では、これまでに開発した超伝導機器のうち、特に核融合分野への適用を目指し開発を進めている大容量電流リード、超伝導送電システムについて、これまでの開発成果を紹介する。また、それと併せ超伝導分野の主流となりつつあるHTSを用いた機器の最近の開発成果として、HTS磁気浮上コイル、伝導冷却型HTS変圧器などを紹介する。

2 超伝導技術への取組み状況

現在、世界各国において超伝導機器の実用化を目指した研究開発が活発に行われている。特に超伝導の最大の特徴である大電流をジュール損失なく流せることを利用し、核融合装置、磁気エネルギー貯蔵装置(SMES)、加速器用などの大型超伝導コイルの開発が活発である。

富士電機ではこれまで四半世紀以上にわたって各種超伝導機器の開発を行ってきたが、近年は核融合関係超伝導機器およびHTS応用製品関係を中心とした開発を積極的に行っている。このうち、核融合関係超伝導機器については、トロイダルコイル用モデルコイルをはじめとする各種超伝導コイルや、超伝導コイルに大電流を供給する給電装置など多岐にわたる開発を行ってきた。特に給電装置としては、室温から極低温に冷却した超伝導機器への電気の供給路である電流リードについて、連続定格60kAのものまで開発し商品化している。さらに、最近では電流リードの高性能化を目指したHTSを用いた電流リードで

60kA用の開発に成功した。また、電流リードと超伝導コイルを超伝導で結ぶ超伝導送電システムを世界最大規模の超伝導核融合実験装置である大型ヘリカル装置に納入し、現在順調に運転中である。

以下に核融合関係超伝導機器として開発してきている「電流リード」および「超伝導バスライン」についての取組み状況を示す。

2.1 電流リードの開発

富士電機では、1970年代初頭から超伝導設備に不可欠な機器である電流リードの開発を積極的に実施してきた。電流リードとは室温から極低温(-269程度)に冷却された超伝導コイルに電流を供給するものであり、その性能が超伝導設備全体の熱負荷に大きく影響するものである。

富士電機における電流リードの開発は大きく分けて次の3段階に区別することができる。

- (1) 日本原子力研究所(原研)と共同で核融合実験炉用を目指した大電流・高電圧の電流リード⁽¹⁾⁽²⁾〔国際熱核融合実験炉(ITER)共通試験設備用50kA電流リードなど〕
- (2) 各超伝導設備固有の要求に適用した電流リードの開発(5kA級交流電流リード、短時間定格100kA電流リード⁽³⁾、強制冷却型50kA電流リードなど)
- (3) HTSを用いた電流リードの開発(60kA HTS電流リード⁽⁴⁾⁽⁵⁾、高磁場対応10kA HTS電流リードなど)

以上の各電流リード開発の中で、ITER共通試験装置用電流リードと60kA HTS電流リードについて紹介する。

2.1.1 60kA電流リードの開発⁽²⁾

本電流リードは、ITER実機適用を念頭に置いて設計を行っており、定格電流、定格電圧をそれぞれDC50kA、AC6.6kVとした。これは、ITERで要求される超伝導コイルの通電電流が40kAから60kAであり、最大電圧がDC10kVであることから設定したものである。本電流リードは1994年4月から設計・製造に着手し、1995年8月にITER共通試験装置に設置した。電流リードの据付時の写真を図1に示す。



上出 俊夫

原子力関係制御設備および超伝導応用機器の開発に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部技術部担当部長。博士(工学)電気学会会員。低温工学協会会員。



今野 雅行

原子力プラントの計測制御、電気設備ならびに超伝導機器の開発に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部技術部主任。低温工学協会会員。



樋上 久彰

原子力プラントの制御設備および超伝導応用機器の開発に従事。現在、電機システムカンパニー電力システム本部原子力・放射線事業部技術部主任。低温工学協会会員。

ITER 共通試験装置が完成後、電流リードの特性評価試験、60 kA 拡張通電試験、冷却用冷媒停止試験などを実施した。特性試験においては、電流リードの熱特性、耐電圧性能、低温接続部での接触抵抗などの測定を行い、電流リードの基本特性を評価した。低温端への熱侵入量については、定格通電時の開発目標である 60 W 以下を達成しており、熱特性として良好な結果が得られた。

冷却用冷媒停止試験は、何らかの事故で冷媒を電流リードに供給できなくなった場合を想定したもので、超伝導コイルに通電中の電流を低下させる間、電流リードが熱的に

図1 ITER 共通試験用電流リード



図2 60 kA HTS 電流リードの全体構成

60 kA HTS 電流リード

液体ヘリウム貯槽

高温超伝導電流リードの諸元

共通部	
定格電流	60 kA
有効長さ	1,550 mm
高温超伝導リード部	
有効長さ	300 mm
外径	153 mm
冷却方式	伝導冷却(真空中)

高温超伝導材
Ag-10at%Auシース型
Bi-2223テープ
ユニット
6テープ積層
6.5 mm x 2.7 mm
도체
48ユニット
円筒状に配置

銅リード部	
有効長さ	750 mm
外径	140 mm
導体材質	銅 (RRR : 100)
導体形状	バンドル型
電流密度	10 A/mm ²
冷却方式	強制冷却ヘリウム at 20 K, 3.2 g/s

安定に運転できることを確認するものである。50 kA 通電状態において5分間の冷媒停止を行ったが、異常電圧の発生などは見受けられず十分に安全であることが確認できた。

2.1.2 60 kA HTS 電流リード⁽⁴⁾⁽⁵⁾

大型の超伝導機器において電流リードは重要な機器の一つであり、冷凍負荷を低減させるうえで、HTSを用いた電流リードの開発が重要視されている。特に、大電流でかつ使用数も多い核融合装置、加速器などにおいて研究が進められている。

富士電機は原研と共同で核融合装置用 60 kA HTS 電流リードを開発した。HTS 電流リードの全体写真および構成を図2に示す。

60 kA HTS 電流リードは、従来型電流リードと同じ構成の高温部(銅リード)と高温超伝導体を用いた低温部(HTS部)から構成されており、冷却は銅リード部がヘリウムガス、HTS部は伝導冷却としている。HTS部は図2に示すようにBi-2223のHTSテープ線材を6層にし、それをステンレス鋼製の円筒に48個配置した構成としている。

2.2 超伝導送電システム⁽⁶⁾⁻⁽¹⁰⁾

核融合科学研究所(核融合研)の大型ヘリカル装置に電流リードと超伝導バスラインを用いた超伝導送電システムを納入した。超伝導バスラインは、電流リードと超伝導コイル間を超伝導導体で接続する装置で、9系統の送電ラインで構成され、平均長さは55 m、定格電流はDC 32 kAである。本システムは、1998年3月から運転が開始され、所定の性能を発揮するとともに安定した運転を実現し、世界に類のない規模で大型超伝導送電システムの有効性を実証

した。現在、将来計画されている超伝導コイルの超流動ヘリウム冷却に向けて、温度差のある超伝導コイルと超伝導バスラインを電氣的に接続するため、HTSを用いた電流貫通部の開発を核融合研と行っている。

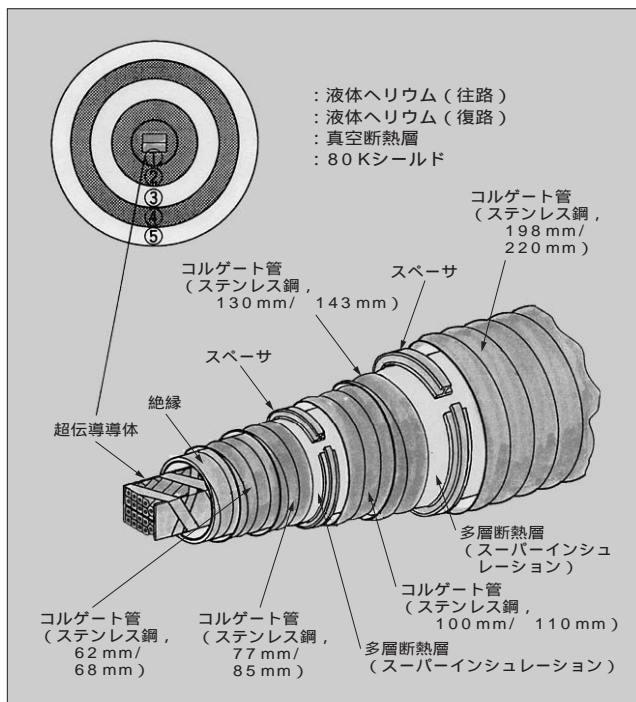
2.2.1 設計

超伝導バスラインの設計諸元を表1に、断面構造を図3に示す。超伝導バスラインは、超伝導コイルを保護するため蓄積されたエネルギーを放出する高い信頼性を確保しながら、現地の据付を容易とすることを旨としたフレキシブルな構造を特徴としている。導体は、アルミニウムで完全安定化されたNbTi/Cu成型より線導体を採用した。トランスファチューブは、フレキシブルな五重同軸構造のコレゲート管を採用した。最内管には往復の超伝導導体が挿入され、強制循環の二相流ヘリウムが流される。二相流ヘリウムはコイル側末端で折り返し、最内管と第二管の空間を通過して電流リードクライオスタットに戻る。第三管と第四管の空間は、熱輻射(ふくしゃ)シールド用のヘリウムガスが流れる。第二管と第三管および第四管と最外管の空間は断熱のため真空となっている。

表1 超伝導バスラインの諸元

系統数	ヘリカルコイル用	6
	ポロイダルコイル用	3
定格電流	32 kA	
定格耐電圧	5 kV (77Kヘリウムガス中)	
最小曲げ半径	1.5 m	
全長	497 m	
熱負荷	シールドチャンネル	3.0 W/m
	液体ヘリウムチャンネル	0.3 W/m

図3 超伝導バスライン断面構造



2.2.2 製作および据付

往復の超伝導導体およびトランスファチューブをそれぞれ独立に製作後、超伝導導体の外周に対地絶縁を施工し、その後、一直線状に配置したトランスファチューブ内に引き込んだ。工場では、現地作業を最小限とするため、端末容器の組立までを行った。現地では超伝導バスラインを輸送用の巻枠から巻き戻し、仮敷設を行った後、端末容器の固定および整線を含む本敷設を行った。

2.2.3 運転

本装置では、実験開始後、冷凍システムの昼夜運転により冷却状態が維持される。通常、昼間は超伝導コイルに通電され、夜間は通電を停止した状態となる。このような運転では、電流リードの熱負荷の変動に対応させるため、複数の弁を操作することで冷媒の制御を行い、定常運転の冷凍システムに対応させる必要がある。

そこで、電流リードの常温端にヒータを取り付け、常温端の温度をヒータ制御することで、プラントとして長期運転が必要な核融合実験装置において、運転員に対する負担を軽減するシステムを実証した。

③ HTS 応用機器への取組み状況

近年、超伝導関連機器開発として液体窒素温度でも超伝導状態を維持できる HTS の応用製品の開発が各種機関において精力的に行われている。

HTS は液体窒素の沸点 (77 K) を超える臨界温度を示す超伝導体であり、従来液体ヘリウム温度 (4.2 K) 付近でしか用いることができなかった低温超伝導体に比し取扱いの容易さ、熱的安定性の高さなどから各種応用が期待されている。

富士電機においても HTS を応用した製品として、上記の HTS 電流リードや HTS 変圧器、HTS パルスコイルなどの開発に取り組んでいる。特に、液体窒素冷却の電力用 HTS 変圧器については超伝導変圧器として国内で初めて電力系統につなげた試験を行うなどの実績を有している。また、最近では超伝導材料の特性測定用として伝導冷却方式の変圧器やプラズマ試験装置用の浮上コイルの開発も行っている。

ここでは最近の成果として、東京大学向け HTS 磁気浮上コイル、九州工業大学向け伝導冷却型 HTS 変圧器を紹介する。

3.1 HTS 磁気浮上コイル⁽¹²⁾⁽¹³⁾

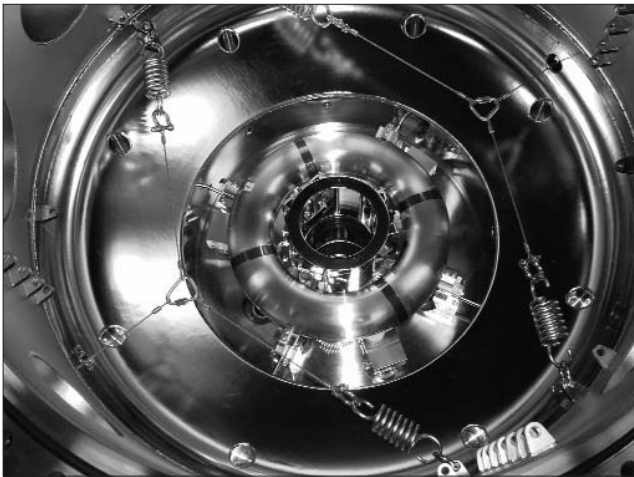
東京大学では、超高ベータプラズマ閉込め研究を目指した磁気浮上内部導体プラズマ閉込め装置の研究を行っている。今回、同研究の一環として開発している小型の磁気浮上内部導体装置 (Mini-RT) 用に HTS 磁気浮上コイルを納入した。同コイルは Bi-2223 の HTS テープ線材を用いたもので、コイルの主半径 150 mm、小半径 28 mm、コイル電流 50 kA T という小型のものである。

図4に Mini-RT の本体真空容器と付属装置を、図5に

図4 Mini-RT の本体真空容器とその付属装置



図5 Mini-RT 本体真空容器内に設置された HTS 浮上コイル



HTS 磁気コイルを示す。

HTS 磁気浮上コイルは横径 80 mm、高さ 74 mm というきわめて限られた空間にコイル本体部、永久電流モードスイッチ、熱シールド、電流リード接続端子、冷却回路用チャッキ弁などを収納している。また、本コイルは長時間の浮上を実現するため、コイル本体部および永久電流モード部の温度上昇を極力小さなものとしなければならず、コイル真空容器からの熱侵入をきわめて小さく（目標 0.2 W 抑える必要があることから、支持構造、電流リード接続部とコイル間の接続リードなどに熱抵抗の大きな材料を用いるなどの対策を施している。

現在、同コイルは Mini-RT の真空容器内に設置された状態で通電およびプラズマ点火試験を実施しているところである。

3.2 伝導冷却型 HTS 変圧器⁽¹¹⁾

HTS の特性試験用に出力十数 A 程度の小型電源で 1 kA 程度の大電流を得る伝導冷却型 HTS 変圧器を九州工業大

図6 伝導冷却型 HTS 変圧器の外観

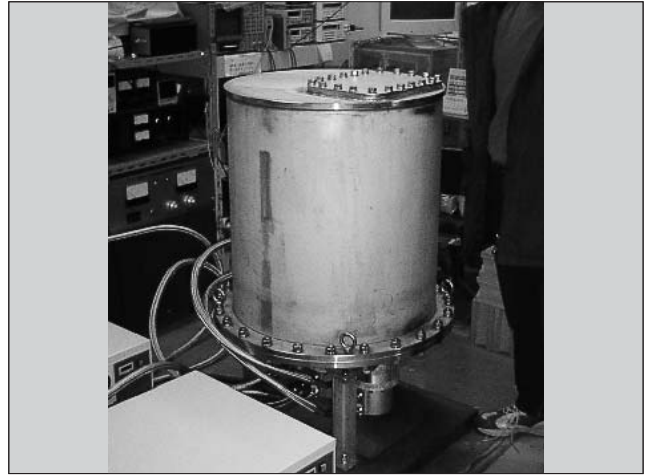


表2 伝導冷却型HTS変圧器の主要設計パラメータ

相	単相
周波数	60 Hz (30 ~ 100 Hz)
動作温度	20 ~ 50 K
一次側最大電圧	11 Vpeak
一次側最大電流	14 Apeak
二次側最大電流	1,000 Apeak

学と共同で開発した。

図6に同変圧器の外観を示す。本変圧器は HTS 変圧器本体、特性試験用サンプルを取り付けるサンプルホルダ、電流リード、真空容器、冷凍機などから構成している。HTS 変圧器本体、サンプルホルダは真空雰囲気中に設置され、2 台の冷凍機によって冷却される。

本変圧器はすでにその性能をダミーサンプルにより検証し、実サンプルの性能測定に用いられている。2 台の冷凍機の 1 台は HTS 変圧器本体を、他の 1 台はサンプルホルダなどを冷却しており、この構成によってサンプルホルダの温度を 50 ~ 100 K に調整でき、サンプルの温度特性の測定を可能としている。

また、本 HTS 変圧器は 60 Hz を定格として設計されているが、30 ~ 100 Hz の範囲で用いることも可能である。

表2は本変圧器の主要設計パラメータである。

4 あとがき

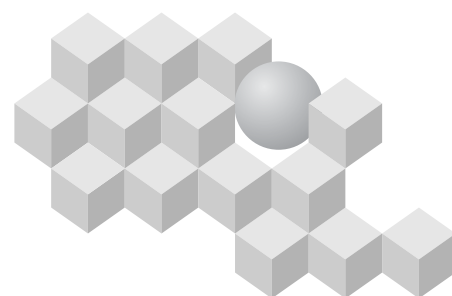
以上、これまでに開発した各種超伝導機器のうち代表的製品である給電装置（電流リード、超伝導送電システムなど）および最近の HTS 関係製品の一部を紹介した。富士電機ではこのほか電力系統への適用を目指した、液体窒素冷却型 HTS 変圧器、SMES への応用を目指した冷凍機冷却型 HTS パルスコイル〔いずれも九州大学、九州電力（株）などとの共同開発品〕などの HTS 応用機器の開発も進めている。

これまで行ってきた開発は前述のようにいずれも関係各

機関との共同で行ってきたものであり，ここに深く感謝の意を表す。これまでに多くの開発を行ってきたが，それら成果を基に今後も核融合炉用をはじめとする各種分野向け超伝導機器の実用化に一層寄与する所存である。

参考文献

- (1) Tada, E. et al. Development of High Current Vapor-Cooled Current Leads for Fusion Devices. *Advances in Cryogenic Engineering*, vol.31, 1986, p.252-233.
- (2) 杉本誠ほか．ITER 用ガス冷却型 50 kA 電流リードの開発と実験結果．*低温工学*．vol.33, no.8, 1998, p.549-560.
- (3) Mito, T. et al. Development of 100 kA Current Leads for Superconductor Critical Current Measurement. *Fusion Engineering and Design* 20. 1993, p.217-222.
- (4) Ando, T. et al. Design of a 60 kA HTS Current Lead for Fusion Magnets and its R&D. *IEEE Transactions on Applied Superconductivity*. vol.11, no.1, 2001, p.2535-2538.
- (5) Isono, T. et al. Test Results of 60-kA HTS Current Lead for Fusion Application. ISS2002, Nov.11-13 2002, Yokohama Japan.
- (6) Yamada, S. et al. Superconducting Current Feeder System for the Large Helical Device. *IEEE Transactions on Magnetics*. vol.32, no.4, 1996, p.2422-2425.
- (7) Yamada, S. et al. Design and Construction of a Superconducting Current Feeder System for the LHD. *Proceedings of 15th International Conference on Magnet Technology. Part I.* 1998, p.598-601.
- (8) 小特集 大型ヘリカル装置のための超伝導装置の開発と製作．*プラズマ核融合学会誌*．vol.72, no.12, 1996, p.1302-1351.
- (9) Yamada, S. et al. Overall Operating Characteristics of Superconducting Current Feeder System for LHD. *Advances in Cryogenic Engineering*. vol.45, 2000, p.1525-1532.
- (10) Yamada, S. et al. Stable Long-Term Operation of Superconducting Current-Feeder System for the LHD. *IEEE Transactions on Applied Superconductivity*. vol.12, no.1, 2002, p.1328-1331.
- (11) Otabe, E. S. et al. Fabrication of 1kA Class Oxide Superconducting Transformer Cooled by Cryocooler for AC Transport Measurement. EUCAS 2001. Aug.27-30 2001, Copenhagen Denmark.
- (12) 小川雄一ほか．高温超伝導コイルの磁気浮上制御と核融合プラズマ装置への応用．平成 14 年度電気学会東京支部連合研究会資料．2002-9.
- (13) Mito, T. et al. Engineering Design of the Mini-RT Device. ASC2002. Aug. 4-9 2002, Houston USA.



カンパニー別営業品目

電機システムカンパニー

情報・通信・制御システム，水処理・計測システム，電力システム，放射線管理システム，FA・物流システム，環境システム，電動力応用システム，産業用電源，車両用電機品，クリーンルーム設備，レーザ機器，ビジョン機器，電力量計，変電システム，火力機器，水力機器，原子力機器，省エネルギーシステム，新エネルギーシステム

機器・制御カンパニー

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，電力制御機器，電力監視機器，交流電力調整器，検出用スイッチ，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，ネットワーク機器，インダクションモータ，同期モータ，ギヤードモータ，ブレーキモータ，ファン，クーラントポンプ，ブロワ，汎用インバータ，サーボシステム，加熱用インバータ，UPS，ミニ UPS

電子カンパニー

磁気記録媒体，パワートランジスタ，パワーモジュール，スマートパワーデバイス，整流ダイオード，モノリシック IC，ハイブリッド IC，半導体センサ，サージアブソーバ，感光体およびその周辺装置

富士電機リテイルシステムズ(株)*

自動販売機，コールドチェーン機器，フードサービス機器，通貨関連機器

*平成 15 年 4 月 流通機器システムカンパニーと富士電機冷機(株)，吹上富士自販機(株)は再編統合され，富士電機リテイルシステムズ(株)として発足しました。

富士時報 第 76 巻 第 6 号 平成 15 年 5 月 30 日 印刷
平成 15 年 6 月 10 日 発行
定価 525 円 (本体 500 円・送料別)

編集兼発行人 原 嶋 孝 一

発行所 富士電機株式会社
技術企画室 〒141-0032 東京都品川区大崎一丁目 11 番 2 号
(ゲートシティ大崎イーストタワー)

編集室 富士電機情報サービス株式会社内
「富士時報」編集室 〒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)
電話 (03) 5388 - 7826
FAX (03) 5388 - 7369

印刷所 富士電機情報サービス株式会社 〒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)
電話 (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 (03) 3233 - 0641
振替口座 東京 6 - 20018

富士時報論文抄録

富士電機における原子力への取組み

早川 均 三木 俊也 岡本 太志
富士時報 Vol.76 No.6 p.313-316 (2003)

富士電機はわが国の原子力黎明(れいめい)期から、各種原子炉の実験装置の建設、わが国初の商用原子力発電所の建設を担当し、その後一貫して国の原子力開発に貢献してきた。本稿では、富士電機の原子力技術の特徴と原子力開発への取組みを紹介する。富士電機は、ガス冷却炉技術、遠隔ハンドリング・メカトロニクス技術、廃棄物処理技術、超伝導応用技術など、特徴ある技術をもって、高温ガス炉、高速増殖炉などの新型炉開発、MOX 燃料製造、原子力プラントの廃止措置、放射性廃棄物処理、核融合開発などの分野で貢献を続けている。

高温ガス炉関連技術

木曾 芳広 神坐 圭介 辻 延昌
富士時報 Vol.76 No.6 p.317-328 (2003)

近年、高温ガス炉ガスタービン発電プラントが最も実用化に近い次世代原子力発電プラントとして注目されている。富士電機は、日本初の原子力発電所である日本原子力発電(株)東海1号炉、日本初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉(HTTR)の建設に携わり、日本におけるガス炉の先駆者として、設計・開発に取り組んできた。本稿では、最近の富士電機の高温ガス炉への取組みとして、空冷方式を採用したHTTR使用済燃料貯蔵施設、HTTR用材料試験装置および固有の安全特性を積極的に活用した実用高温ガス発電プラント開発について紹介する。

高速炉関連技術

林 裕至 荒井 康 吉村 哲治
富士時報 Vol.76 No.6 p.329-337 (2003)

富士電機は、国家的プロジェクトとして開発が進められている高速炉開発に参画し、高速実験炉「常陽」、高速増殖原型炉「もんじゅ」の燃料取扱設備、放射性廃棄物処理設備などを建設するとともに、高速炉の実用化のための枢要技術の開発に取り組んでいる。本稿では、富士電機の高速炉技術開発の概況と、その中で、「常陽」の燃料取扱設備の遠隔監視システムを取り込んだ自動化、新型燃料交換機の開発について紹介する。

MOX 燃料製造技術

乾 俊彦 永野 正規 山田 裕之
富士時報 Vol.76 No.6 p.338-344 (2003)

富士電機は、核燃料製造分野の取組みとして核燃料サイクル開発機構による技術指導のもと、プルトニウムとウランの混合酸化物燃料であるMOX燃料製造にかかわる数々の設備を納入してきた。これらの設備は、燃料製造技術のさらなる信頼性向上と経済性を追求し、設備のコンパクト化・合理化とともに設備稼働率向上および信頼性向上を目指したものである。本稿では、燃料製造分野への取組み状況、ならびにこれまでに納入したペレット仕上検査設備と保管庫搬送設備の概要について紹介する。

放射性廃棄物処理・処分技術

藤沢 盛夫 片桐 源一 金子 能成
富士時報 Vol.76 No.6 p.345-352 (2003)

富士電機は、新型転換炉「ふげん」、高速増殖炉「常陽」「もんじゅ」の廃棄物処理設備を設計・製作した実績がある。液体廃棄物の処理に自然循環型の蒸発缶を採用し、気体廃棄物の処理用に高性能の活性炭吸着塔を開発した。固化処理には、マイクロ波方式を採用した。近年は、使用済樹脂の高減容処理を行う高周波誘導結合(IC)プラズマ腐蝕減容処理装置を開発し、大型の実証プラントを川崎地区に設置し、コールド試験を行っている。固体廃棄物の切断用にパルス型YAGレーザも開発した。

原子力施設の廃止措置技術

白川 正広 児玉 健光
富士時報 Vol.76 No.6 p.353-358 (2003)

営業運転を終了した原子力発電所をはじめとする原子力施設は、廃止措置と呼ばれる段階に入り解体・撤去される。わが国では、1998年3月末に停止した日本原子力発電(株)の東海発電所から始まり、「ふげん」や軽水炉がそれに続き、今後、増加していく。富士電機は、プラント建設などで培った経験・技術を生かして、この分野に必要な技術開発に取り組んでいる。本稿では、原子炉遠隔解体技術をはじめ、廃棄物処理・処分技術などに関する最近の開発状況を紹介する。

超伝導技術

上出 俊夫 今野 雅行 樋上 久彰
富士時報 Vol.76 No.6 p.359-363 (2003)

富士電機では四半世紀以上にわたって各種超伝導機器の開発を行ってきた。本稿では、これまでに開発した超伝導機器のうち、特に核融合分野への適用を目指し開発を進めている大容量電流リード、超伝導送電システムについて、開発成果を述べる。また、現在、超伝導分野の主流となりつつある高温超伝導体(HTS)を用いた機器の最近の開発成果として、HTS浮上コイルおよび伝導冷却型HTS変圧器を紹介する。

Abstracts (Fuji Electric Journal)

High Temperature Gas-cooled Reactor Technology

Yoshihiro Kiso Keisuke Jinza Nobumasa Tsuji
Fuji Electric Journal Vol.76 No.6 p.317-328 (2003)

The high temperature gas-cooled reactor (HTGR) with a direct cycle helium gas turbine system has drawn attention as the next generation nuclear power plant that is closest to commercialization. Fuji Electric participated in the design, manufacture and construction of JAPCO's Tokai-1 plant, a "Colder Hall" type reactor, which was the first commercial nuclear power plant in Japan, and JAERI's high temperature engineering test reactor (HTTR), which was the first high temperature gas-cooled reactor in Japan. Fuji Electric, a pioneer of gas-cooled reactors, worked on the design, construction and development of these reactors. This paper provides brief descriptions of the air-cooled spent fuel storage system of the HTTR, material test facilities for the HTTR, and the development of an inherently safe and highly efficient commercial HTGR power plant as examples of Fuji Electric's recent activities in the HTGR field.

Fuji Electric's Past and Present Efforts in the Development of Nuclear Energy

Hitoshi Hayakawa Toshiya Miki Futoshi Okamoto
Fuji Electric Journal Vol.76 No.6 p.313-316 (2003)

Since the inception of Japan's national nuclear energy program, Fuji Electric has built experimental facilities for various types of nuclear reactors, constructed Japan's first commercial nuclear power plant, and has continued to contribute to the development of national nuclear energy. This paper presents an overview of the specific features of Fuji Electric's technology and efforts in nuclear energy development. Fuji Electric's proprietary technologies include gas-cooled reactor technology, remote-handling and mechatronics technology, radwaste treatment technology, and superconductivity technology. Through the application of these technologies, Fuji Electric plays a major role in the development of advanced reactors such as high temperature gas-cooled reactors and fast breeder reactors, and in the fields of MOX fuel fabrication, nuclear plant decommissioning, radwaste treatment systems and fusion energy.

MOX Nuclear Fuel Fabrication Technologies

Toshihiko Inui Masanori Nagano Hiroyuki Yamada
Fuji Electric Journal Vol.76 No.6 p.338-344 (2003)

Under the guidance of the Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC), Fuji Electric has delivered many equipment and systems relating to plutonium and uranium mixed oxide (MOX) fuel fabrication. These equipment and systems seek to further enhance the reliability, economic efficiency, compactness and efficiency of fuel fabrication technology, and additionally aim to improve the capacity utilization ratio and reliability of the equipment. This paper introduces Fuji Electric's activities in the field of nuclear fuel fabrication, and also the pellet grinding and inspection equipment, and the storage and transfer systems that Fuji Electric has delivered thus far.

Technology for Development of an FBR Plant

Yuji Hayashi Yasushi Arai Tetsuji Yoshimura
Fuji Electric Journal Vol.76 No.6 p.329-337 (2003)

Fuji Electric is participating in the development of fast breeder reactors (FBRs), a Japanese national project led by the Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC). Fuji Electric has provided the fuel handling and storage systems, as well as the radioactive gaseous and liquid waste treatment systems for the "Joyo" and "Monju" reactors, and has been developing an innovative system aimed at the commercialization of FBRs. This paper provides an overview of Fuji Electric's activities in FBR development and also the automated remote observation system and the new refueling machine that Fuji has developed for the fuel handling system of the "Joyo" reactor.

Technologies for Nuclear Plant Decommissioning

Masahiro Shirakawa Takemitsu Kodama
Fuji Electric Journal Vol.76 No.6 p.353-358 (2003)

After the commercial operation of a nuclear power plant has been shutdown, the plant enters a decommissioning phase where it is dismantled and removed. The Tokai Power Station was shutdown at the end of March 1998, followed by "Fugen" and a light water reactor. The number of decommissioned plants in Japan is likely to increase in the future. Based on experience gained from the construction and maintenance of nuclear plants, Fuji Electric has developed techniques essential for decommissioning work. This paper describes recent technologies developed in this field, such as remote dismantling techniques for the reactor core and treatment and disposal techniques for the dismantled waste.

Radioactive Waste Management

Morio Fujisawa Genichi Katagiri Yoshinari Kaneko
Fuji Electric Journal Vol.76 No.6 p.345-352 (2003)

Fuji Electric has successfully designed and manufactured radioactive waste treatment systems for the "Fugen" advanced thermal reactor (ATR) and the "Joyo" and "Monju" fast breeder reactors (FBR). A natural circulation-type evaporator was used for the treatment of liquid waste, and a high-performance charcoal adsorption system was developed for the treatment of gaseous waste. Microwaves are used in the solidification process. Over the past several years, Fuji Electric has developed an inductively coupled (IC) plasma resin volume reduction system for processing spent resin, has established a large demonstration plant in the Kawasaki Factory, and is currently performing cold testing. A pulse-wave YAG laser cutting system has also been developed for cutting metallic radioactive waste.

The Development of Superconducting Equipment

Toshio Uede Masayuki Konno Hisaaki Hiue
Fuji Electric Journal Vol.76 No.6 p.359-363 (2003)

Fuji Electric has been developing various types of superconducting equipment for over a quarter of a century. This paper describes the development results achieved for superconducting equipment and especially focuses on large-capacity current leads and superconducting transmission systems, the development of which is being promoted for application to the field of nuclear fusion. High temperature superconductor (HTS) is becoming the mainstream in the field of superconductivity, and the HTS floating coil and conduction-cooled HTS transformer are also introduced as recent developments for devices that utilize this technology.

富士電機株式会社

本社事務所	☎03)5435-7111	〒141-0032	東京都品川区大崎一丁目11番2号(ゲートシティ大崎イーストタワー)
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3番1号(日本生命仙台ビル)
北陸支社	☎076)441-1231	〒930-0004	富山市桜橋通り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)6455-3800	〒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	〒730-0022	広島市中区銀山町14番18号
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)
首都圏北部支店	☎048)657-1231	〒330-0802	さいたま市大宮区宮町一丁目38番1号(野村不動産大宮共同ビル)
北関東支店	☎048)648-6600	〒330-0854	さいたま市大宮区桜木町一丁目9番地1(三谷ビル)
首都圏東部支店	☎043)223-0702	〒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)
長野支店	☎026)228-6731	〒380-0836	長野市南県町1002番地(陽光エースビル)
東愛知支店	☎0566)24-4031	〒448-0857	刈谷市大手町二丁目15番地(センタービルOTE21)
兵庫支店	☎078)325-8185	〒650-0033	神戸市中央区江戸町95番地(井門神戸ビル)
岡山支店	☎086)227-7500	〒700-0024	岡山市駅元町1番6号(岡山フコク生命駅前ビル)
山口支店	☎0836)21-3177	〒755-8577	宇部市相生町8番1号(宇部興産ビル)
松山支店	☎089)933-9100	〒790-0011	松山市千舟町四丁目5番4号(住友生命松山千舟町ビル)
沖縄支店	☎098)862-8625	〒900-0004	那覇市銘苅二丁目4番51号(ジェイ・ツービル)
道北営業所	☎0166)68-2166	〒078-8801	旭川市緑が丘東一条四丁目1番19号(旭川リサーチパーク内)
北見営業所	☎0157)22-5225	〒090-0831	北見市西富町二丁目18番18号
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	帯広市東三条南十丁目15番地
道南営業所	☎0138)26-2366	〒040-0061	函館市海岸町5番18号
青森営業所	☎017)777-7802	〒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	〒020-0021	盛岡市中央通一丁目7番25号(朝日生命盛岡中央通ビル)
秋田営業所	☎018)824-3401	〒010-0962	秋田市八橋大畑一丁目5番16号
山形営業所	☎023)641-2371	〒990-0057	山形市宮町一丁目10番12号
新庄営業所	☎0233)23-1710	〒996-0001	新庄市五日町1324番地の6
福島営業所	☎024)932-0879	〒963-8033	郡山市亀田一丁目2番5号
いわき営業所	☎0246)27-9595	〒973-8402	いわき市内郷御殿町二丁目29番地
水戸営業所	☎029)231-3571	〒310-0805	水戸市中央二丁目7番33号(あいおい損保・水戸第一ビル)
茨城営業所	☎029)266-2945	〒311-1307	茨城県東茨城郡大洗町桜道304番地(茨交大洗駅前ビル)
栃木営業所	☎028)639-1151	〒321-0953	宇都宮市東宿郷三丁目1番9号(USK東宿郷ビル)
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	☎055)222-4421	〒400-0858	甲府市相生一丁目1番21号(清田ビル)
長野営業所	☎026)228-0475	〒380-0836	長野市南県町1002番地(陽光エースビル)
甲信営業所	☎026)336-6740	〒390-0811	松本市中央四丁目5番35号(長野県鋳物会館)
松本営業所	☎0263)40-3001	〒390-0852	松本市島立943番地(ハーモネートビル)
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	〒420-0053	静岡市弥勒二丁目5番28号(静岡荏原ビル)
京滋営業所	☎075)253-6081	〒604-8162	京都市中京区烏丸通蛸薬師上ル七観音町637(朝日生命京都ビル)
和歌山営業所	☎073)432-5433	〒640-8052	和歌山市鷺ノ森堂前丁17番地
鳥取営業所	☎0857)23-4219	〒680-0862	鳥取市雲山153番地36〔鳥電商事(株)内〕
倉吉営業所	☎0858)23-5300	〒682-0802	倉吉市東麻城町181番地(平成ビル)
山陰営業所	☎0852)21-9666	〒690-0007	松江市御手船場町549番地1(損保ジャパン松江ビル)
徳島営業所	☎088)655-3533	〒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	☎088)824-8122	〒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	〒862-0950	熊本市水前寺六丁目27番20号(神水恵比須ビル)
大分営業所	☎097)537-3434	〒870-0036	大分市寿町5番20号
宮崎営業所	☎0985)20-8178	〒880-0805	宮崎市橘通東三丁目1番47号(宮崎プレジデントビル)
南九州営業所	☎099)812-6522	〒890-0046	鹿児島市西田一丁目5番1号(GEエジソンビル鹿児島)
エネルギー製作所	☎044)333-7111	〒210-9530	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
千葉製作所	☎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	☎055)285-6111	〒400-0222	山梨県南アルプス市飯野221番地の1
技術開発・生産センター	☎048)548-1111	〒369-0192	埼玉県北足立郡吹上町南一丁目5番45号
機器製作所	☎0287)22-7111	〒324-8510	大田原市中田原1043番地
(株)富士電機総合研究所	☎0468)56-1191	〒240-0194	横須賀市長坂二丁目2番1号
(株)F F C	☎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)

