第1回（平成20年度）

原子力歴史構築賞

Atomic Energy Historic Award 2008

巻頭言

(社)日本原子力学会「原子力歴史構築賞」創設にあたり

The Foundation of Atomic Energy Historic Award

(社)日本原子力学会 副会長
50周年記念事業 実行委員長
九州大学 特任教授
工藤　和彦

▲写真1　2009年4月21日に行われた学会創立50周年記念式典

▲写真2　50周年記念式典内で行われた原子力歴史構築賞授賞式

（社）日本原子力学会は1959年2月14日に設立され、2009年が創立50周年の節目にあたります。この間に世紀が変わり、原子力をめぐる状況も大きく変わってきました。我が国の原子力発電は現在、発電電力量の約3分の1を供給し、放射線利用については医療･医学方面はもちろん、農業、工業をはじめとする産業各分野での利用では、その経済規模において発電に匹敵するとまで見られるように発展してきました。

この10年で特筆すべきことは、世界中での地球環境問題の認識の深まりとともに、その対策のひとつとして原子力利用に関する再評価、期待が高まったことでしょう。各国が経済発展を追求しつつ温室効果ガス（二酸化炭素）排出量を減少させるには、自然エネルギー利用の推進、エネルギー利用効率の向上等と合わせて原子力エネルギー利用を抜きには考えられないことが次第に理解されてきました。

このように、原子力エネルギーおよび放射線利用に代表される原子力平和利用は、

（1）国内外で、地球温暖化防止の切り札と理解されるに到ったこと
（2）エネルギー資源の重要な一角として安定した供給が見込まれること
（3）世界の経済発展、人口増加の問題に関連してその重要性が再認識されていること
（4）原子力・放射線の利用分野が極めて多方面に広がり、多くの成果をもたらしていること
（5）本格的な国レベルでの取り組みから、50年が経過していること

等から、極めて重要な時期にきています。

原子力学会ではこのような時期に創立50周年を迎えるにあたり、50周年記念特集号の発行、学会50年史の編纂、記念式典・祝賀会開催（写真1）、学会事務局のIT化推進等と並んで、「日本原子力学会賞」の中に新たに「原子力歴史構築賞」を創設することにしました。本賞は6ページに掲げる表彰基準にもあるように、原子力の平和利用に貢献してきた歴史的原子力関連施設や事績、資料を特定し、その果たしてきた歴史的役割を広く学会内外に周知して顕彰するために設けるものです。

2008年10月に初めて本賞への推薦を募集したところ、多くの応募があり、表彰委員会での審査の結果、65件が受

▲写真３　記念すべき第１回目は 65 件が受賞。記念としてトロフィーが授与された

▲写真４　原子力歴史構築賞トロフィー

賞され、2009 年４月 21 日に開催された創立 50 周年記念式典で表彰されました（写真２、３、４）。これらの受賞はいずれも原子力エネルギーまたは放射線利用に係る研究・開発・利用あるいは教育において、歴史的に重要な意味をもつ施設、実験室、試験設備、発電プラント、あるいは歴史的に重要な意義のある事績、足跡です。応募に際して提出された資料や写真・図等は学会員でも普段目にできない貴重なものばかりでした。

これらの資料を多くの方に広く知っていただくために、受賞者に改めて資料の編集をお願いしてまとめたものが本書です。本書を開いていただき、多くの先人達が積み上げてこられた成果、そのために払われたご努力を思い起こすとともに、原子力学会の足跡としても楽しんでいただければ幸いです。

本賞は 2009 年度以降も「日本原子力学会賞」の一部として引き続き公募を行いますので、適当と思われる候補を多数推薦下さるようお願い申し上げます。

2007 年度からの本賞の準備、本書の編集にあたり、50 周年記念事業実行委員会ワーキンググループ（グループ長・澤田隆氏。2003 ～ 2006 年度学会理事）および学会事務局の各位、特に編集事務局の竹内睦美さんをはじめとする編集グループに非常に努力いただいたことを付記して誌上を借りてお礼申し上げます。

■「原子力歴史構築賞」表彰基準

１．目的

我が国における原子力平和利用の進展と定着に、歴史的に重要な意味を持ち、あるいは多大な貢献をしてきた原子力関連施設や事績、資料を特定し、その果たしてきた歴史的役割を広く学会内外に周知し顕彰する。

２．顕彰の要件

日本原子力学会「原子力歴史構築賞」とは我が国の原子力の平和利用に貢献してきた歴史的原子力関連施設あるいは事績、資料であって、下記の①～③のいずれかに合致するものをいう。

①原子力エネルギーまたは放射線利用に係る研究･開発･利用あるいは教育において、歴史的に重要な意味を持つ施設

②原子力エネルギーまたは放射線利用に係る研究・開発・利用において、基礎、基盤・応用あるいは教育の面で多大な貢献を果たした施設

（①および②は研究所、研究室、実験室、試験所、試験設備、発電所等の公共、商業施設などで、過去に存在したものも含む）

③原子力エネルギーまたは放射線利用に関連して歴史的に重要な意義のある業績、貢献、足跡、発明･発見等の事績、資料類

３．顕彰の対象

顕彰の要件を満たす国内外の施設（学会員、賛助会員関係以外の施設も可）または事績、資料

４．募集方法

正会員または賛助会員代表者の推薦（自薦・他薦いずれも可）

５．その他

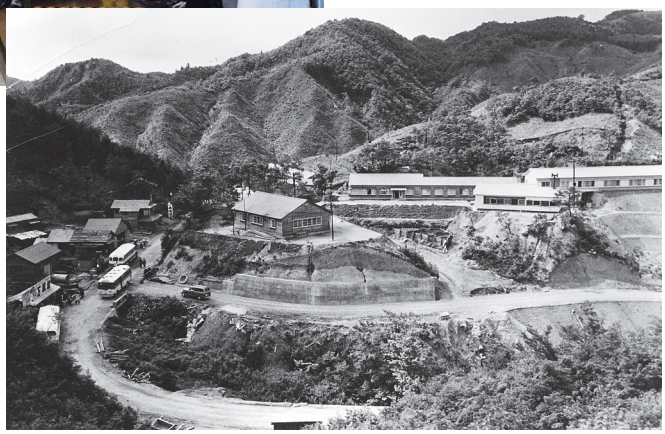
表彰に当たってその他必要な事項は、従来の学会賞の例に倣うものとする。

(独)日本原子力研究開発機構 人形峠環境技術センター

Japan Atomic Energy Agency, Ningyo-toge Environmental Engineering Center

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲核燃料サイクルの輪をつなぐため、国産のウラン濃縮技術を確立



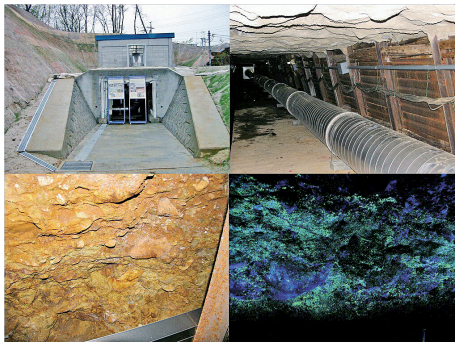
▲我が国初のウラン資源開発に取り組んだ人形峠出張所（旧原子燃料公社）

Point

1955 年岡山県と鳥取県の県境で、日本で初めての有望なウラン鉱床露頭発見
核燃料サイクルのフロントエンド、ウラン資源開発、ウラン製錬転換およびウラン濃縮開発
ウラン濃縮技術を我が国保有技術として世に示し、民間移転までの技術を達成
回収ウランの転換、濃縮により核燃料サイクルの輪に目途

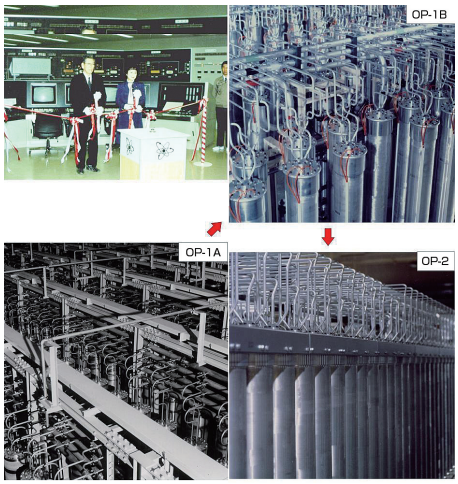
受賞後の声

このような名誉ある賞をいただき、誠に光栄である。本受賞は、50 年以上にわたって核燃料開発を支えていただいた「スキーとウランといで湯の村」を謳う地元地域や隣接する地域の皆様の御理解・御協力と、技術開発に携わった先輩諸氏の御尽力の賜物であり、皆様に心より御礼を申し上げる。現在、人形峠では核燃料サイクルのフロントエンドの開発を終了し、ウラン鉱山跡措置、核燃料施設廃止措置を安全かつ効率的に行うための技術開発を進めているところであり、今回の受賞を励みに、今後も地域の皆様とともに歩んでまいる所存である。



▲写真１　天然の状態を観察できるウラン鉱床

▲写真２　PNC 法の確立に寄与した試験製錬所



▲写真３　ウラン濃縮パイロットプラントにおける OP-1A 運転開始からの開発の変遷

▲写真４　ウラン濃縮原型プラントにおける遠心機開発の変遷

引用･参考文献

1）動力炉・核燃料開発事業団，“第３節ウラン濃縮技術の開発”，動燃三十年史，365，動力炉・核燃料開発事業団，1998

■原子力の夜明け　人形峠から

人形峠環境技術センターは、1955 年に人形峠でウラン鉱床が発見されたことをきっかけに、日本の原子力開発の黎明期から今日までの半世紀を上回る間、核燃料サイクルのフロントエンドの“さきがけ”としてウラン資源技術開発、製錬転換技術開発およびウラン濃縮技術開発を行い、日本の核燃料サイクル確立に多大な貢献を行ってきた。

■ウラン資源技術開発

1956 年から探鉱を開始、ウラン鉱床の成因、性状を解明、採鉱試験による複数の採鉱法の適用性の評価を行った。また、低品位ウラン鉱床からの経済的なウランの回収のために、ヒープリーチング法*1を開発、これらの成果をもとに、海外でのウラン探鉱開発を支援した。さらに、近隣アジア諸国の原子力平和利用に協力するため、ウランの分析、鉱石処理等の試験、研修を行う研究者の受け入れ、資源開発技術の普及に努めた。現在、坑道跡の一部は天然のウラン鉱床を見学できる国内で唯一の場所として整備し、一般に公開している（写真１）。

■製錬転換技術開発

1964 年に試験製錬所を建設（写真２）、ウラン鉱石から４フッ化ウランへの山元一貫製錬法（PNC 法）を確立した。また、準国産のエネルギー資源となる回収ウランの転換試験を 1982 年から行い、回収ウランリサイクル技術を実証、商業用転換施設に必要となる知見を取得した。

■ウラン濃縮技術開発

1972 年にナショナルプロジェクトとして、遠心分離機によるカスケード*2および六フッ化ウランプロセスのプラント技術や運転管理技術の開発を行った。1979 年にウラン濃縮パイロットプラント（OP-1A）が運転を開始したことを受けて（写真３）、国際核燃料サイクル評価（INFCE）により、日本はウラン濃縮技術の保有国として国際的に認知されることとなった[1)]。その後、ウラン濃縮パイロットプラントの実績を基に、実用化の最終段階である原型プラントを建設し、1988 年の運転開始から 2001 年の運転終了までの間連続運転を行った（写真４）。これら一連の技術開発により、遠心分離機の量産技術の確立、民間事業主体への技術移転を達成した。

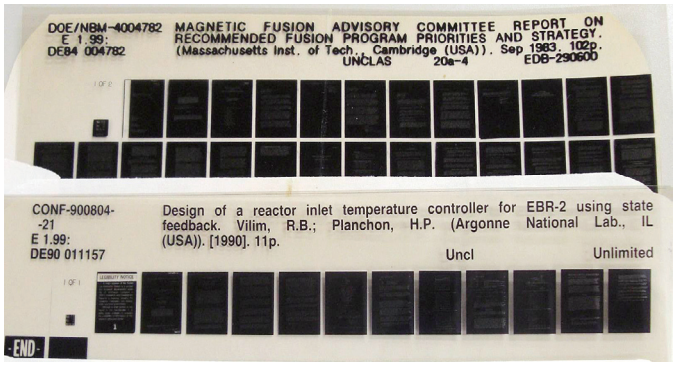
＊１ 酸性溶液中に鉱石を浸してウランを回収する方法
＊２ 複数の遠心分離機を連結して効率よく運転を行う設備

日本原子力研究所（当時）図書館活動による原子力研究開発への貢献

Former Japan Atomic Energy Research Institute Library's Activity for Contributions to Research and Development in the Nuclear Science and Technology

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲日本原子力研究開発機構図書館



▲米国原子力委員会の原子力レポート

Point

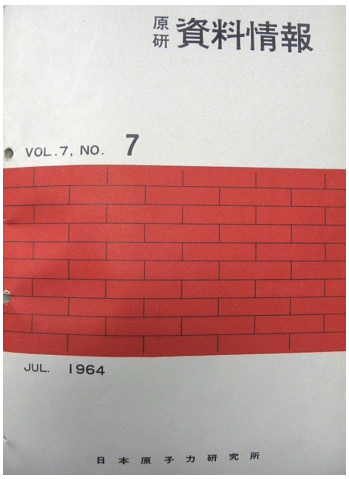
我が国随一の原子力専門図書館として 1956 年から活動開始
原子力研究に関する国内外の貴重な学術資料を収集・提供
総閲覧者 110 万人、総貸出冊数 111 万冊

受賞後の声

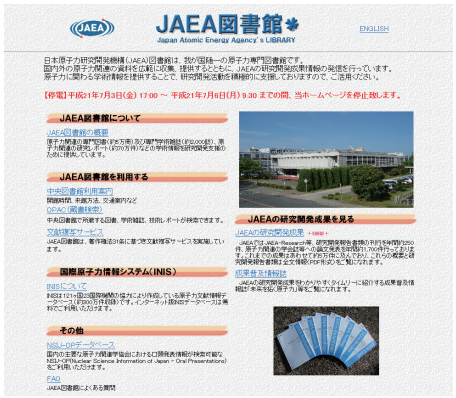
日本原子力研究所図書館の創立から今年で 53 年を迎える。創立当初から国内外の貴重な原子力資料を研究者へ提供することにより、研究開発を支援してきた図書館員の活動が評価されたことは大変うれしく思う。今後も、原子力研究開発に係わる研究者の文献調査活動を支援できるよう引き続き努力を重ねていきたい。

（原子力機構 研究技術情報部 研究技術情報課長 石川　正）

▲写真１　専門図書等の所蔵資料



▲写真２　速報誌「資料情報」



▲写真３　JAEA 図書館ホームページ

引用･参考文献

1）日本原子力研究所原研史編纂委員会，“研究情報の収集と提供”，日本原子力研究所史，415-416，日本原子力研究所，2005
2）仲本秀四朗，“図書館の収集から提供”，科学技術図書館の現在と未来，51-57，勉誠出版，2007
3）池田貴儀他，“図書館機能”，JAEA-Review-2007-024（発表論文における研究図書館の活動―日本原子力研究所図書館の場合―），4-5，日本原子力研究開発機構，2007

■図書館の特色

1956 年に設置され半世紀以上にわたり国内外の原子力資料を収集・整理し、大学、研究機関、民間企業等の原子力関連機関の研究者、技術者等へ提供し研究開発を支援してきた。日本原子力研究所（原研）は 2005 年に核燃料サイクル開発機構と統合したため、現在は JAEA（原子力機構）図書館として活動している。

おもな所蔵資料は、欧米の原子力研究開発機関が刊行した原子力発電、核燃料、核融合、放射線利用研究等に関する技術報告書である原子力レポート（マイクロ形態）70 万件、米国原子力規制委員会の原子力施設の許認可資料である DOCKET 資料 37 万件、専門図書７万冊、学術雑誌 3,000 誌、国際会議の会議録２万冊等である（写真１）。

■新着資料の速報誌「資料情報」

米国原子力委員会の寄託図書館として収集を開始した原子力レポートは、原子力分野の研究者の関心が高く所蔵数も多かった。このため、当時の最新情報処理技術をとり入れて、原子力レポートの目録情報の電算機処理システムを開発し、新着資料の周知のための速報誌「資料情報」（写真２）を刊行し、広く活用された。

■ JAEA 図書館ホームページ

2005 年の統合後は、日本原子力研究所図書館所蔵の貴重な学術資料を引き継いで、JAEA 図書館として活動している。

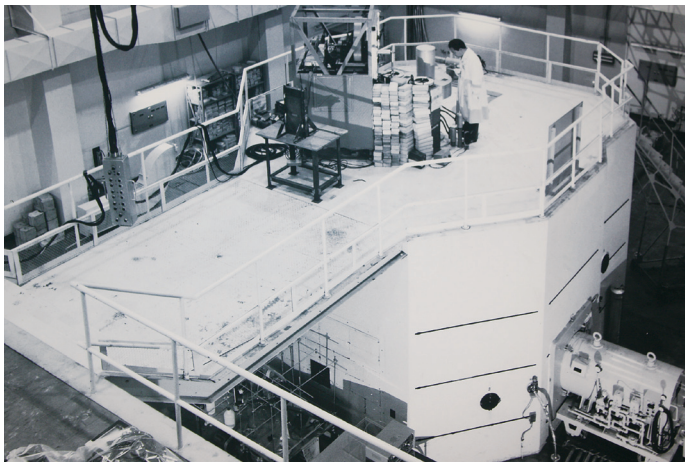
2008 年には、図書館ホームページ（http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/ird/index.html）から原子力レポートの目録情報データベース（OPAC）を提供するとともに、所蔵資料の文献複写を実施している（写真３）。

日本の原子力黎明をもたらした研究用原子炉JRR-1

JRR-1(Japan Research Reactor No.1) Bringing the Dawn of the Nuclear Power in Japan

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲制御室で原子力技術者養成のための運転



▲原子炉本体での実験風景

Point

1957 年、臨界に達し、我が国に初めての“第３の火”が灯る
原子力人材育成の土台を形成
炉物理実験、照射実験等の技術は現在の原子力技術の基礎を構築

受賞後の声

JRR-1 が、「原子力歴史構築賞」に選ばれたことは、大変名誉なことである。我が国初の原子炉として建設され、多くの方々に利用された JRR-1 の功績は、今日の原子力技術の発展に大きく貢献したと思われる。現在は、記念館として見学者に開放している。これからも日本の原子力技術発展の歴史的財産として、JRR-1 を管理していく考えである。

▲写真１　JRR-1 竣工式

臨界実験の成功を祝い、安川理事長とコクラム技師が堅い握手
Mr. Yasukawa (The President of JAERI) and Mr. Cockeram (The nuclear enginner of N.A.A.) shake hands in celebration of the success of JRR-1's first critical experiment.

▲写真２　JRR-1 臨界達成

▲写真３　展示館として JRR-1 を活用

引用･参考文献

1）研究炉管理部，“研究炉 33 年のあゆみ”，日本原子力研究所，1990

研究用原子炉 JRR-1（Japan Research Reactor No.1）は、我が国最初の原子炉で、通称湯沸し型（Water Boiler Type）と呼ばれる均質溶液型の小型研究炉である。設置の目的は、遅れていた日本における原子力の研究、開発を進めるため、早急に我が国に原子炉を建設すること、そして物理、化学、生物学等の基礎研究を行うこと、ラジオアイソトープの生産および技術者・研究者の養成にあたることであった。

建設工事は 1956 年 8 月から開始し、原子炉の主要部分を米国の工場で製作し、これらを現地で組み立てた。工事は順調に進み、1957 年 6 月には建家の完成とともに炉体の組立作業もほぼ完了した（写真１）。臨界のための燃料溶液注入が開始され、1957 年 8 月 27 日午前 5 時 23 分に待望の臨界に達し、我が国に初めての“第３の火”がともされた（写真２）。その後、各種の原子炉特性実験が行われて、1957 年 11 月 26 日に最大出力 50kW に到達した。共同利用では、40kW 出力で 5 時間／ 1 日の運転を主として行った。1958 年 9 月からは原子炉技術者の養成訓練のための運転も開始され、共同利用運転と訓練用運転の二つを柱とする運転形態が確立し、JRR-1 の運転と利用は順調に推移した。運転停止までの 11 年間においては、出力量約 182MWh、運転時間 8,043 時間の実績を残し、原子力分野の基礎を築いた。

運転訓練では、研究所内外の原子炉技術者を対象に我が国で初めての原子炉を使った実習訓練が実施され、原子力人材の育成を担った。これにより、ここから巣立っていった技術者・研究者は約 680 人に達し、各地の原子力発電所、研究所の建設、運転の中心となっていった。

JRR-1 は、初期の目的を達成したことおよび JRR-2、JRR-3 の共同利用が相次いで軌道に乗ってきたことから 1968 年 9 月に全ての原子炉の運転を停止した。JRR-1 の原子炉解体は、我が国ではじめての事例である。解体は原子炉としての機能をなくし、かつ、解体後の施設の安全性を確保するとともに、できるだけ原型をとどめて我が国最初の原子炉としてふさわしい形で保存する方針で実施された。

以上のように、日本の原子力技術の黎明をもたらした JRR-1 は、「原子力歴史構築賞」に値する。現在、原子炉 JRR-1 は、先駆的な役割を果たした記念物として JRR-1 記念館に改修し、訪れる見学者に開放して原子力の普及にも貢献している（写真３）。

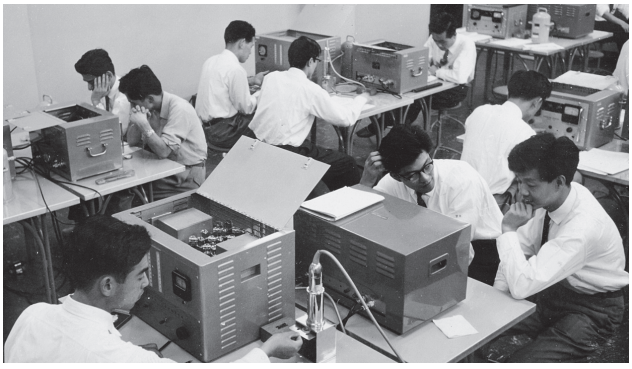
日本原子力研究開発機構 原子力研修センター

Japan Atomic Energy Agency Nuclear Technology and Education Center

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲原子力機構　原子力研修センター。研修講義棟（左）と原子炉特別研究棟（右）

▲大学連携ネットワークにおける遠隔講義の様子



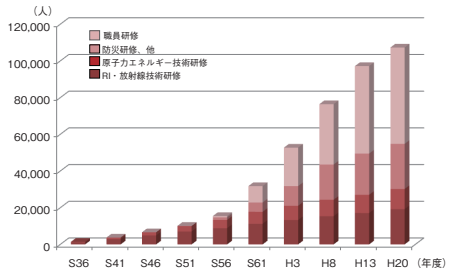
▲昭和 30 年代における放射線測定実習の様子

Point

最初の研修実施から 50 年間に延べ約 11 万人の受講生を輩出
多方面での原子力人材育成活動を通じ、日本の原子力界に貢献
原子力・放射線技術者のための技術教育研修専門組織として活動

受賞後の声

第 1 回原子力歴史構築賞を受賞し、現在の原子力研修センターで仕事をする者として誠に光栄に感じている。このような賞をいただけたのも、現在までの原子力研修センターの歴代職員、数々の講義や実習を担当した講師等すべてのスタッフおよび 11 万人にも及ぶ受講生個々の研鑽努力の成果であるとの認識を新たにし、改めて先人各位に敬意を表する次第である。また同時に、原子力研修センターが、原子力人材育成という重要な役割について、半世紀にわたりその課せられた使命を果たすことができたのも、長年政策的、財政的に支援をいただき、あるいは講師として講義等を担当していただいた、国（文科省、経産省）、大学、産業界等の関係者各位の協力の賜であり、改めて感謝申し上げたい。
（原子力機構 原子力研修センター センター長　杉本　純）



▲図１　原子力研修センターにおける国内研修受講生数の推移

▲写真１　国内研修。RI 基礎課程における放射線測定実習

▲写真２　職員研修コースにおける研修講義

▲写真３　国際研修。緊急時対応コースにおける防護活動実習

■ 50 年を超える研修実施により我が国の原子力界に貢献

原子力機構原子力研修センターは、1957 年に東京駒込に設置された旧日本原子力研究所ラジオアイソトープ研修所を前身とし、原子力エネルギーおよび RI・放射線に関する研修を実施する組織である。1958 年 1 月のラジオアイソトープ研修コース開講以来、50 年余の間に受講生は延べ約 11 万人（原子力機構職員を含む）に達している（図１）。

■幅広い原子力人材育成活動

原子力機構原子力研修センターは国内技術者向けの研修（写真１）のほか、大学等への協力やアジア諸国を中心とする国際研修も実施している。同センターでの研修は、放射線の基礎から原子炉や専門的計測等の応用まで多様なニーズに対応するとともに、昭和 50 年代には、第 1 種放射線取扱主任者等の法定講習の導入、近年にも技術士試験準備講座など新規研修の導入により、原子力関連技術の普及を進めている。また、職員向け研修では、核燃料サイクル技術等に関して多くの職員を教育し、施設の安全確保とプロジェクトの進展に貢献してきた（写真 2）。

大学関係への協力では、東京大学専門職大学院への講師協力等のほか、連携大学院の機構窓口としての活動等、大学における技術者育成にも協力している。また、原子力機構と複数の大学をインターネット回線で結び、遠隔教育を行う大学連携ネットワークを進めるとともに、文科省および経産省による原子力人材育成プログラムでは、採択された多くの大学や高専に対し、原子力機構の施設を利用した実習、出張講義、施設見学等の協力を実施している。

国際協力の分野では、1958 年から 10 年以上にわたり IAEA と共催でアイソトープ研修等を行ったほか、1985 年度以降はアジア諸国や旧東欧諸国を対象とした国際研修、1996 年度以降の近隣アジア諸国に対する現地講師育成事業の推進等、諸外国の原子力人材育成において大きな国際的貢献を果たしている（写真 3）。

■原子力人材育成に係る原子力研修センターの役割

日本原子力研究開発機構法では、「原子力人材育成」を原子力機構の業務の一つとして明確に位置づけており、特に、最先端の研究や技術開発実績に裏づけされた数多くの機構職員講師による講義･実習、機構が所有する多種多様な原子力･放射線施設を利用した実験・実習等をともなう研修は原子力機構のみが実施できるものであり、我が国およびアジア諸国における原子力人材育成における役割は極めて重要である。

金属ウラン製錬技術の確立

Establishment of the Refinement Technology of Metallic Uranium

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲現在の原子力機構・核燃料サイクル工学研究所の構内にある

▲1959年3月18日、反応炉から国内初の金属ウラン（ダービー）を取り出しているところ

Point

我が国の原子力黎明期における核燃料サイクルフロントエンドの確立
黎明期の研究用原子炉等への燃料供給の役割
研究者の育成や原子力開発全般の推進に大きく貢献

受賞後の声

本件の申請にあたり、「古文書」や関係者のお話に接し、我が国の原子力黎明期における先輩達の、原子力平和利用の確立にかける熱い思いを感じた。私たち後輩は、21世紀に至った現在、核燃料サイクルの定着に向けた活動を展開している。燃料はMOXに置き換わりはしたものの、ウランダービーを炉から取り出す時の熱気は今も現場に、確実に、引き継がれていることを諸先輩方にご報告する。
（原子力機構 核燃料サイクル工学研究所 小島久雄）

▲写真１　昭和 50 年代に撤去された試験棟

年度	金属ウラン生産量	用途	出典
1959	約 4 t	JRR-3 用に約 4 t、原研へ 1960 年 5 月に引渡し	原子力白書 昭和 34 ～ 35 年版
1960	約 11t	JRR-3 用に約 4 t（注：他の用途の記述なし）	原子力白書 昭和 35、36 年版
1961	約 8t	富士電機臨界未満実験装置や原研高速炉用実験装置など各種試験用（注：JRR-3 用に供したことの記述なし）	原子力白書 昭和 36 年版
1962	約 16t	JRR-3 の 2 次装荷燃料はじめ原研軽水型指数関数実験装置等各種試験研究用に約 16t	原子力白書 昭和 37 年版
1963	約 14t	JRR-3 の 2 次装荷燃料ほか各種試験研究用に約 14t	原子力白書 昭和 38 年版
合計	約 53t	JRR-3 用に最大で約 38t	上記各白書

▲表１　原子燃料公社での金属ウラン生産量と用途

1950 年代後半から、原子燃料公社東海製錬所（現在、原子力機構・核燃料サイクル工学研究所）は金属ウラン製錬に関する事業を進めた。そして、我が国の原子力黎明期における核燃料サイクルフロントエンドの確立のみならず、研究用原子炉等への燃料供給の役割も果たし、もって研究者の育成や原子力開発全般の推進に大きく貢献した。なお、試験棟や試験設備等はすでに撤去され（写真１）、唯一、石碑が当時を物語っているのみである。

原子燃料公社は、日本原子力研究所が 1960 年度末に完成を目指していた国産第１号原子炉（JRR-3）に必要な天然ウラン（金属）を供給することを当面の目標として、1957 年度にウラン製錬の試験操業を行う計画を立案し、施設整備等に着手した。

当時、実際の施設仕様や技術的条件の詳細については、海外文献から得られる情報だけでは不十分であった。そこで原子燃料公社は、まず、輸入したウラン精鉱を原料として金属ウランの製造試験を実施し、続いて人形峠鉱山にて採掘されたウラン鉱石を原料とする選鉱抽出工程設備を完成させ、鉱石から金属ウランを製造する一連の試験を実施することとした。

1959 年３月 18 日、輸入精鉱をマグネシウム還元する生産試験を実施し、国内で初めて、120kg のウランダービー（金属ウラン）を得ることに成功した。ダービーはその後真空熔解し、３月末に約 80kg のインゴットを得た。

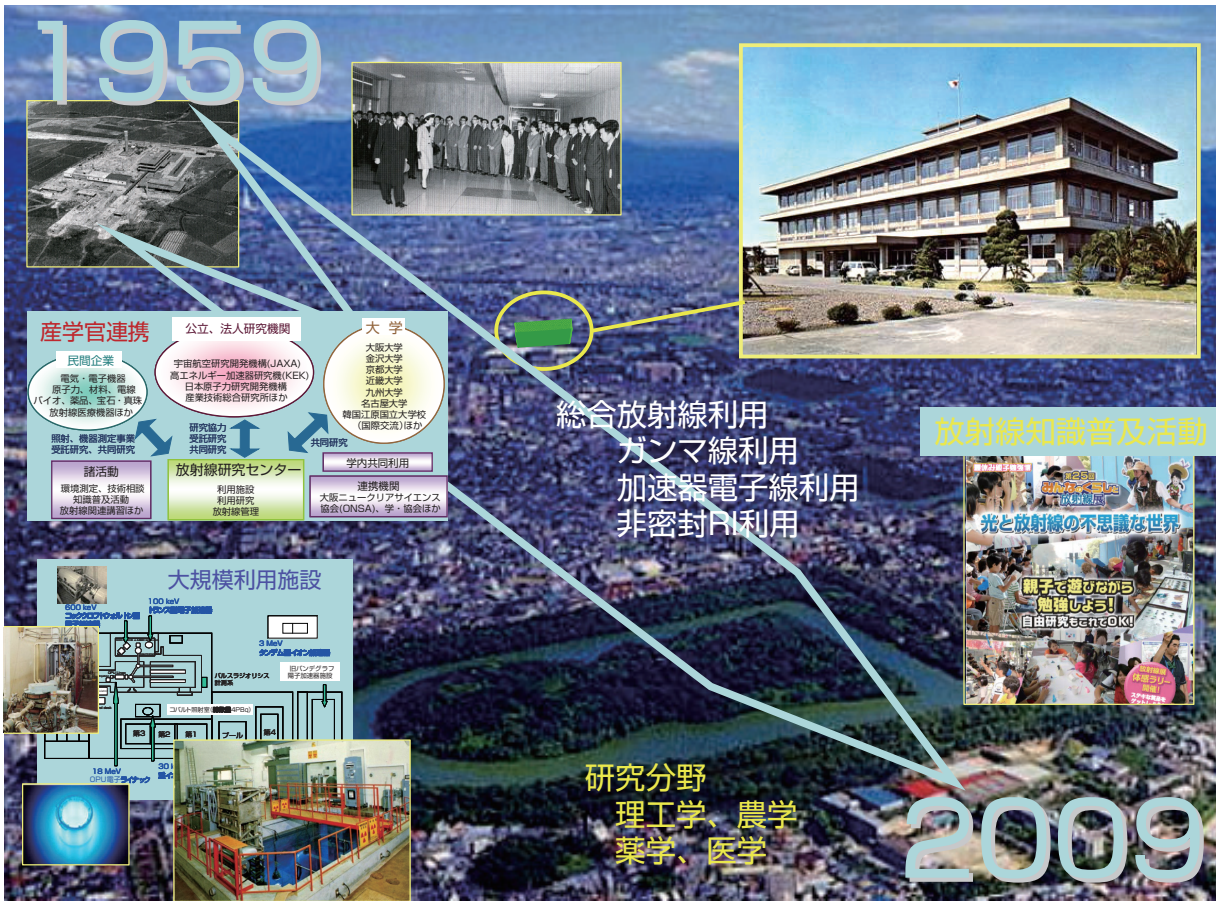
また、1959 年夏には人形峠鉱山にてウラン鉱石の採掘試験が開始され、同年７月末に国産鉱石から初めて kg オーダーのウラン精鉱が得られた。さらに 1961 年４月に至り、国産ウラン鉱石からの金属ウランの製造に成功した。すなわち、ウラン鉱石を製錬して金属ウラン燃料を得るという、核燃料サイクルのフロントエンドに関する技術を自主技術として完成に導いた。

このようにして得られた金属ウランを利用する等して、JRR-3 は 1962 年９月に初臨界を達成し、以降、照射試験の分野で大きな貢献を果たしてきた。また、JRR-3 だけでなく、例えば富士電機臨界未満実験装置や東京工大指数函数実験用、そのほかの試験研究用として国内関係機関にも供給され、国内研究者の育成に大きく貢献した。

大阪府立放射線中央研究所および大阪府立大学の放射線施設

Radiation Facilities of Radiation Center of Osaka Prefecture and Osaka Prefecture University

大阪府立放射線中央研究所·大阪府立大学



▲百舌鳥古墳群の中にある放射線施設の 50 年の歴史

Point

関西の拠点という役割を担う開かれた放射線利用研究施設
国内外から評価されている広範な分野における研究成果
放射線安全管理技術、放射線取扱および利用技術の 50 年にわたる継承
知識や技術の普及活動を通しての、大阪府を中心とする地域貢献および社会貢献

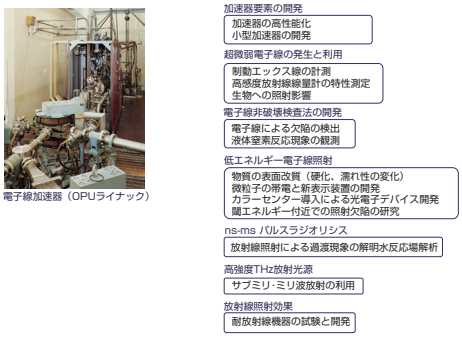
受賞後の声

われわれの長年にわたる活動により、放射線施設は地域社会からの信頼を得、関西の放射線関連拠点として高く評価されてきた。現在の組織や施設の運営は、ほかの放射線関連機関と同様、非常に厳しい状況にあるが、その必要性は今後も変わらず、活動を継続することの意義は大きいと確信している。
放射線施設が設立以来 50 年の節目を迎えるにあたり、地道に継続してきたこのような活動について、歴史的な功績を評価いただいたことに感謝するとともに、今後の活動への大きなはげみとしたい。
（大阪府立大学産学官連携機構 放射線研究センター長 奥田修一）

1959年	大阪府立放射線中央研究所（大放研）発足 （研究員約80名）
1962年	大放研電子ライナック設
1990年	大阪府立大学に統合 附属研究所発足
1995年	先端科学研究所（先端研）発足
2000年	放射線総合科学研究センター発足
2005年	大阪府立大学の法人化 産学官連携機構・放射線研究センター発足

▲表１　放射線施設の歴史的経緯

▲図１　ガンマ線の利用



▲図２　電子線の利用

▲図３　非密封 RI 等の利用

▲写真１　2008 年開催「第 25 回みんなのくらしと放射線展」

■放射線施設の経緯

公立大学法人大阪府立大学産学官連携機構・放射線研究センターの放射線施設は、1959 年に発足した大阪府立放射線中央研究所（大放研）以来、約 50 年の歴史をもつ。その間、組織は、1990 年に大阪府立大学への統合、2005 年の法人化を経ながら、構成員がその施設と技術を継承して現在に至っている（表１）。現在の大学組織では、学内共同利用施設として位置づけられ、関西における放射線研究の拠点として、今日まで諸活動を続けてきた。

■主要施設と活動の成果

大規模放射線利用施設には、ライナックなど電子線加速器２台、イオン加速器１台、数量 4PBq の ^{60}Co ガンマ線照射施設、非密封放射性同位元素取扱施設等がある（図 1、2、3）。これらは、外部機関や民間企業の多くの研究者や技術者に開かれた施設として、さまざまな条件で利用されてきた。多くの重要な研究成果により、国際的にも知られる存在となった。またこれらの成果は、多くの研究分野で重要な基礎データとして利用され、その後応用されて実用化が進んだものもあり、社会的貢献が高く評価されている。

これまでに蓄積されてきた経験や技術をもとに、技術支援、ほかの放射線施設の周辺環境放射線測定等が行われてきた。また放射線利用や安全に関する相談が数多く寄せられ、専門の研究員・教員が対応してきた。諸団体の施設見学や、マスメディアの取材にも随時応じている。さらに日本原子力学会をはじめそのほかの学協会、外部組織の活動に積極的に参加し、社会からの多岐にわたる要請にも応えてきた。

■特徴ある放射線知識普及活動

地域社会への放射線知識普及活動は、さまざまな形で行われている。なかでも特筆すべき活動は、おもに親子を対象とする放射線フェア「みんなのくらしと放射線展」（写真１）の開催である。関西を中心とする放射線関連機関の共催で行われているが、これは大放研からの 25 年にわたる活動で、当初より一貫して中心的な役割をにない、大きく貢献してきた。これまでに延べ 45 万人以上が参加し、日本を代表する放射線知識普及活動と位置づけられている。

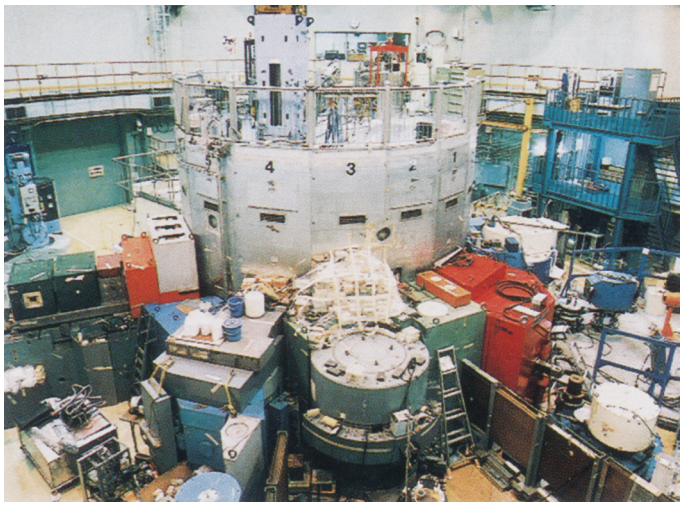
引用･参考文献

1）大阪府立放射線中央研究所，“大放研十年の歩み”，大阪府立放射線中央研究所，1969
2）大阪府立放射線中央研究所，“大放研二十五年の歩み”，大阪府立放射線中央研究所，1985
3）大阪府立放射線中央研究所，“大放研三十年の歩み”，大阪府立放射線中央研究所，1990
4）大阪府立大学放射線研究センターパンフレット
5）大阪府立大学産学官連携機構放射線研究センター，“平成 19 年度放射線施設共同利用報告書”，大阪府立大学産学官連携機構，2008
6）奥田修一，“大阪府立大学の放射線知識普及活動の現状”，放射線 33［4］，270-276，応用物理学会，2007

本格的な中性子利用の基盤を築いた研究用原子炉JRR-2

JRR-2(Japan Research Reactor No.2), as a Great Contributor for Foundation of Full-Dress Neutron Utilization

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



▲ JRR-2 炉室内に本格的中性子ビーム実験装置が設置された

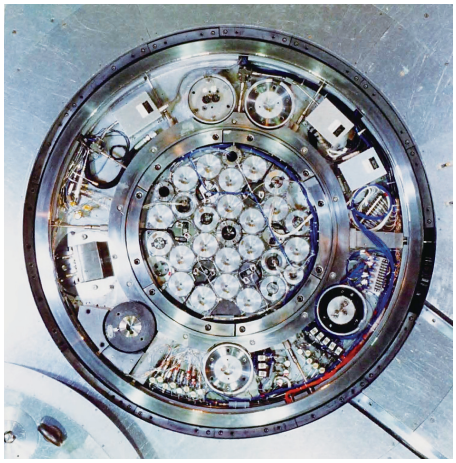
▲ JRR-2 での医療照射。悪性の脳腫瘍の患者に第1回の医療照射を 1990 年8月10日に実施した

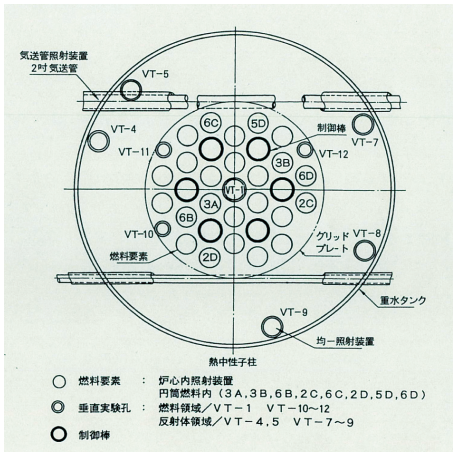
Point

初臨界達成以降、1996 年 12 月まで 36 年間の共同利用運転を実施
エネルギー解析のできる三軸型中性子分光器を日本で初めて設置
RI 製造、シリコンの中性子ドーピング、医療照射など幅広い利用に貢献

受賞後の声

JRR-2 は、我が国初の中型汎用炉として、日本で最初の中性子散乱実験等中性子ビーム実験、各種照射実験、アイソトープ製造、シリコンの中性子ドーピング、医療照射等幅広い利用に貢献し、本格的な中性子利用の基盤を築いた。これらの業績が評価され、今回「原子力歴史構築賞」を受賞できたことは非常に名誉なことである。われわれは、今後も JRR-3、JRR-4 において、中性子利用の拡大に努めていく所存である。





▲写真１　JRR-2 照射孔
本格的な中性子利用の１つである RI（^{192}I 工業用線源、^{192}I 医療線源、^{198}Au 医療線源）については、垂直実験孔や円筒燃料の中心にキャプセルを挿入し、照射する炉心内照射装置により製造した

JRR-2 は、重水減速冷却の研究用原子炉（CP-5 型）で、最高熱出力 10MW、最大熱中性子束 1×10^{14}n/cm^2·s を目標として、我が国初の中型汎用炉として設計、建設され、1960 年 10 月 1 日に初臨界に達した。JRR-2 は、原研で初めて直運転体制を確立し、連続共同利用運転を行い、数多くの利用の中心を担ったが、所期の使命が達成されたとして、1996 年 12 月 19 日に原子炉を永久的に停止した。初臨界達成以降、36 年間の共同利用運転を行い、運転時間は約 8 万時間、積算熱出力量は約 3 万 MWD であった。

JRR-2 は、高い中性子束を利用した各種照射実験、中性子ビーム実験、アイソトープ（RI）製造、シリコンの中性子ドーピング（NTD-Si）、医療照射等幅広い利用に貢献した。

1961 年、日本で最初の二軸型中性子回折装置が設置され、弾性散乱実験が行われ、日本の中性子散乱実験が開始された。昭和 40 年代以後は、三軸型中性子分光器が日本で初めて設置され、非弾性散乱実験が盛んに行われるようになり、結晶構造解析、格子振動と構造相転移、磁気構造とモーメント解析および磁気励起の研究等が行われ、改造後の JRR-3 のビーム実験の基礎を築いた。

日本における燃料の照射試験は、水平実験孔に設置した水ループ燃料試験装置により 1963 年に最初の実験が行われた。その後、JRR-2 燃料の国産化計画に基づいた Al-U 板状燃料、高温ガス炉用の被覆粒子燃料の照射試験等に貢献した。また、材料照射については、軽水炉、高温ガス炉、高速炉や核融合炉に関連した材料研究等に数多く利用された。RI については、^{192}I 工業用線源、^{192}I 医療線源、^{198}Au 医療線源を製造した（写真１）。NTD-Si については、合計約 9t 生産し、シリコン照射による均一なリン変換技術を確立した。

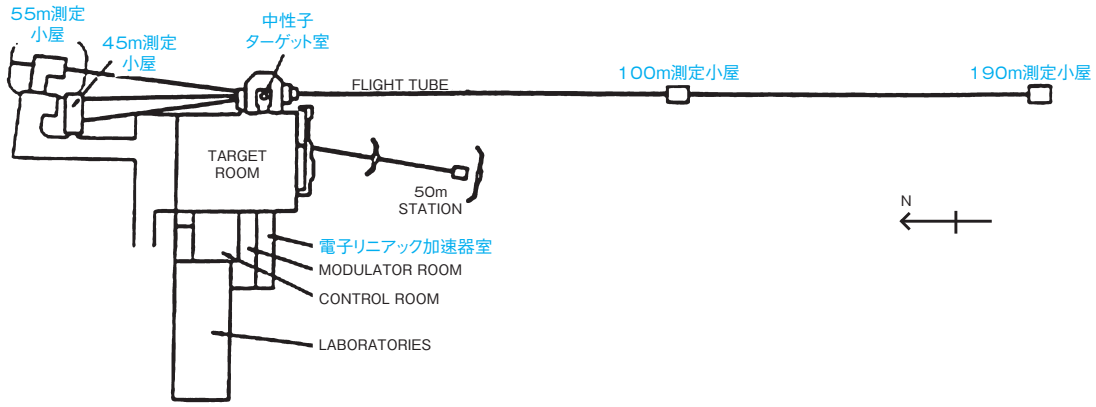
JRR-2 を利用した第１回の医療照射については、悪性の脳腫瘍の患者に対し、1990 年 8 月 10 日に実施した。その後、医療照射は、外国人も含めた子どもから大人まで幅広い年齢層に対し、33 例実施され、改造後の JRR-4 で開始された頭頸部ガン等の医療照射時の適切な中性子ビーム提供の基盤を築いた。

以上のように、JRR-2 は幅広く利用され、本格的な中性子利用の基盤を築いた業績は、非常に大きい。

日本初の原子力開発用大型電子線型加速器（原研リニアック）

Japan's First Large Scaled Electron Linear Accelerator for Nuclear Technology Development (JAERI Linac)

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



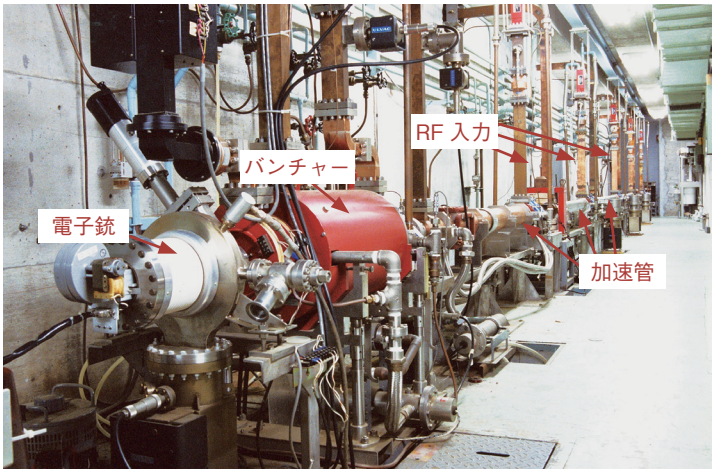
▲原研リニアック施設配置

原研リニアックを用いた研究

飛行時間法による中性子断面積の測定
短寿命放射性核種の研究
中性子回折の研究
炉体系の中性子スペクトルの測定
小型電子ストレージリング
自由電子レーザー
低速陽電子ビーム

原研リニアックの性能

加速エネルギー：120MeV 6,000mA(20ns)
500mA (long pulse)
パルス幅：0.001～2.0μs
繰り返し周波数：0.5～600Hz
加速周波数：2,856MHz



▲原研リニアック加速器

Point

電子リニアックを構成する、大電力バンチャー、導波管マイクロ波窓、クライストロン用 Ba 含浸カソード等の開発による世界最大級の電流加速
高速炉等の開発に必要な核データ研究（中性子断面積の測定や短寿命核の核構造研究）の本格的な推進
加速器技術の原子力分野への応用を進める、大型放射光、自由電子レーザー、陽電子ビーム研究等の技術開発と利用基盤の確立

受賞後の声

原研リニアックは設計・製作の全てを研究室の責任で実施した手作りの装置であり、国内における強力加速器中性子源の先駆けとして、原子力開発に大きく貢献した。これが評価され、このたび「原子力歴史構築賞」に選ばれたことは名誉なことである。リニアックの建設、運転、利用で蓄積された加速器技術は、大型放射光用リニアック、自由電子レーザー用超伝導リニアックの製作、大強度陽子リニアック等の設計・製作に生かされており、原子力への加速器利用の基盤となっている。

引用･参考文献

1）大久保牧夫, 水本元治, 中島豊, 益子勝夫, “原研リニアック 33 年史”, JAERI-M 93-250
2）竹腰秀邦編, “Linac の設計、製作と運転”, JAERI-1238
3）中島豊, 水本元治, 大久保牧夫, 河原崎雄紀, 浅見明, “中性子共鳴準位（I）”, 日本原子力学会誌 23［9］, 625, 日本原子力学会, 1981

■電子リニアックの技術開発

大電力バンチャー、導波管マイクロ波窓、大型クライストロン Ba 含浸カソード、S バンド固体素子増幅器等の開発、ビーム電流の Beam Blow Up（BBU）の研究、パルス繰返し 600Hz 運転への改造等が実施された。Ba 含浸カソードは、国内の大型クライストロンメーカーでも採用されるようになり、BBU の研究では、多種類の構造を持つ加速管を配列することが極めて有効であることを突き止め、国内のほかの施設の電子リニアックにも適用された。これらのさまざまな開発により、世界最大級の大電流ビームが得られた。

■核データ研究分野への貢献

高速炉等の開発に必要な中性子断面積の測定や短寿命核の核構造研究が進められた。中性子断面積の測定では、核分裂生成物（FP）として生成される Rb、Ag、Sb、Eu、Sm、Nd 等の濃縮同位元素を含む 30 種以上の核種の中性子断面積を精密に測定し、世界における FP 断面積の代表的なデータとして利用されている。さらに、200m の飛行管を用いて天然ウランの全断面積の測定を行い、日本の核データセット（JENDL）を作成するうえで重要なデータとして参考とされた。

短寿命核種の研究では、^{93}Nb、^{103}Ru、^{113}Ag、^{115}Ag、^{189}Re、^{191}Re 等の核構造が研究され、重要な基礎データとして利用されている。また、飛行時間法による中性子回折の研究や、炉体系（軽水均質体系、高温黒鉛体系、天然ウラン体系等）の中性子スペクトル研究も行われた。

■加速器技術の基盤の確立

大型放射光、自由電子レーザー、陽電子ビーム等のテーマが実施された。SPring-8 建設の技術開発のために、先行して小型電子蓄積リング（JSR）等さまざまな装置が建設された。JSR は、最大 160mA の蓄積電流を達成し、加速性能も 300MeV までの任意のエネルギーへの加速、減速に成功した。リングには各種ビームモニタを取り付けて、その特性を研究し、運転領域の調査、不安定性の研究を行い、SPring-8 の技術基盤となった。

我が国における原子炉燃料・材料の研究開発において先駆的基盤を築いた国内初の照射後試験施設（ホットラボ）

The Research Hot Laboratory for the Post Irradiation Examination in Japan which is the First Hot Laboratory and Made the Trailblazing Achievement to the Research and Development for Nuclear Reactor Fuels and Materials

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲ホットラボ建家の外観

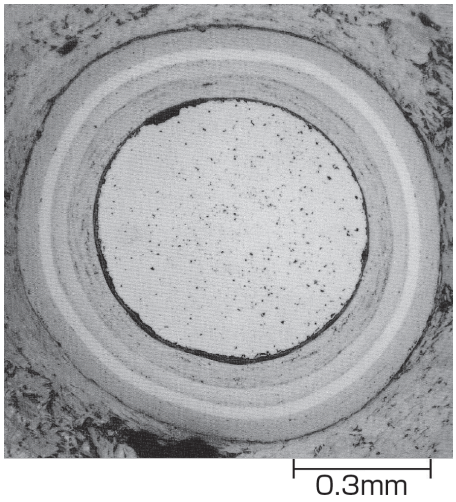
▲ホットラボ冷金操作室における照射後試験の風景

Point

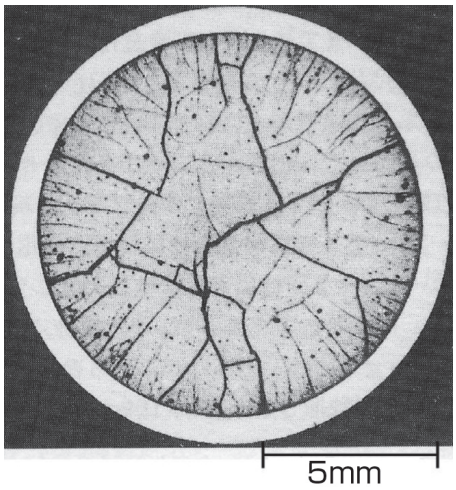
日本原電（株）東海発電所のモニタリングへの貢献
多目的高温ガス炉の燃料・材料開発への貢献
軽水炉燃料の安全性研究への貢献

受賞後の声

東海ホットラボの建設・運転にあたっては、当初入手できる文献等が非常に少なく、施設設計とその後の運転管理に際して困難を極めた。しかしながら、先輩諸兄のたゆまない努力の積み重ねにより、長年にわたり施設の安全・安定運転を継続でき、我が国の燃料・材料の研究開発に大きな業績を残したことが評価されて今回受賞することができたと考えられ、先人に心から感謝申し上げる。現在は照射後試験施設としての使命を終え廃止措置を進めているが、諸先輩方々の功績を汚さぬよう業務を遂行していく所存である。



▲写真１　照射済み多目的高温ガス炉（HTTR）用燃料の金相試験写真



▲写真２　原子炉安全性研究炉（NSRR）でパルス照射した軽水炉用燃料の金相試験写真

引用･参考文献

1）日本原子力研究所建設部，“建築施設技術報告高放射性物質取扱研究室編・JAERI5009”，日本原子力研究所，1963
2）日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部ホットラボ管理室，“モニタリングケーブの建設、整備・JAERI1110”，日本原子力研究所，1966
3）日本原子力研究所原研 40 年史編集委員会，“原研 40 年史”，日本原子力研究所，1996

■はじめに

日本の原子力開発の黎明期において、特に原子炉燃料・材料分野での国産技術の確立のため、各種原子炉の運転経験を裏づけるデータの取得、および基盤研究を推進する拠点として、1961 年に当時の日本原子力研究所東海研究所に建設され、我が国で初めて稼働した大型のホットラボ施設が東海ホットラボである。

■東海ホットラボのおもな実績

①初期には、昭和 40 年代から 50 年代にかけて運転を開始した研究炉を用いた、軽水炉燃料国産化のための照射燃料に対する照射後試験を行い、軽水炉燃料の基本的挙動の知見が得られた。

②日本原電(株)東海発電所のモニタリングとして、1965 年より我が国初の商業用原子炉の燃料・黒鉛材料・圧力容器鋼材の照射後試験を行い、我が国における商業炉技術の基礎となった東海発電所の約 30 年にわたる運転を支えた。

③多目的高温ガス炉（HTTR）の建設計画に対して、被覆粒子燃料、制御棒被覆管、原子炉圧力容器材料の照射後試験を行った。これらの照射後試験で得られた知見は、HTTR の設計および許認可申請に反映され、HTTR の建設・運転に大きく貢献した（写真１）。

④軽水炉燃料の安全性研究に対しては、原子炉安全性研究炉（NSRR）における反応度事故を模擬したパルス照射試験の照射後試験を行った。研究成果は原子力安全委員会の安全審査指針に反映され、事故時の安全規制に大きく貢献した（写真２）。

⑤運転実績に基づき、ホットラボにおける保有すべき種々の基本機能（遮へい機能、密封機能、遠隔操作機能、試料 / 廃棄物の搬出入機能等）や保守管理技術を確立し、その知見はその後に建設されたホットラボ施設、再処理施設、廃棄物処理施設等のセル設備を有する施設の設計・建設および運転に活かされてきた。

■おわりに

東海ホットラボは、我が国初の大型のホットラボ施設として稼働して以来 2,300 件を超える多種・多様な燃料・材料の照射後試験を 42 年の長期にわたり実施してきており、まさに我が国の原子炉燃料・材料の開発拠点として先駆的基盤を築いた施設といえる。

近畿大学原子炉の原子力人材育成・社会啓蒙への貢献

Significant Contributions of UTR-KINKI to Nuclear Education and Understanding

近畿大学

▲超低出力教育訓練用の近畿大学原子炉

▲見て、触れて、運転して（原子炉運転実習）

Point

48 年間にわたり、原子力人材育成・啓蒙教育に貢献
6,500 名を超える学生が原子炉実習を履修
5,000 名を超える社会人が原子炉実験研修会に参加

受賞後の声

48 年間にわたる人材育成と社会貢献の実績が認められ、教育に携わる者として喜びを新たにするとともに、原子力教育活動の継続とさらなる発展を決意する次第である。今後、教育立国日本の宝である近畿大学原子炉を守り発展させ、本学の理念である「実学教育」に基づき現場体験型実習教育を積極的に展開し、広く社会に貢献していく所存である。本教育事業の継続と発展に対して、教育関係者、原子力産業界ならびに市民の皆様のご理解とご支援をお願いする次第である。

▲写真１　原子炉燃料にふれる（臨界近接実験）

▲写真２　原子炉放射線を測る（放射線管理実習）

▲写真３　なるほど原子力展

▲写真４　霧箱を作る

引用･参考文献

1）近畿大学原子力研究所
http://kuaeri.ned.kindai.ac.jp/

■原子力人材育成教育

原子炉が設置された1961 年に、近畿大学理工学部に原子炉工学科が設立され、本学学生に対する原子炉実習が開始された。その40 年後の原子炉工学科廃止以降も、電気電子工学科エネルギー工学コースの学生実験として原子炉実習を継続してきた。運転実習を含む原子炉実習を履修した本学学生の総数は4,000 名を超え、産業界に有用な人材を輩出してきた。

学生への教育活動は学内に止まらず、他大学学生へと徐々に対象を広げていった。1981 年の全国大学研究者による原子炉等利用共同研究の開始にともない、共同研究者である他大学教官が帯同する学生を対象に原子炉実習を始めた。原子炉実習の参加大学は、大阪大学を始めとして名古屋大学、神戸商船大学（現、神戸大学）、九州大学、徳島大学と拡大してきた。2007 年には本原子炉実習が経産省の「人材育成プログラム」に採択され、これを契機に福井大学と福井工業大学が、2008 年からは東海大学と摂南大学が加わった。人材育成プログラムによる実習では、原子炉運転実習を必須科目とし、臨界近接実験、制御棒校正、中性子ラジオグラフィー、放射化実習等（写真１、２）を選択科目として準備し、各大学のニーズに合った実習科目編制を可能としている。近畿大学原子炉において、運転実習を含む原子炉実習を履修した他大学学生の総数は約 2,500 名に達しており、大学における原子力人材育成に貢献してきた。

■原子力社会啓蒙教育

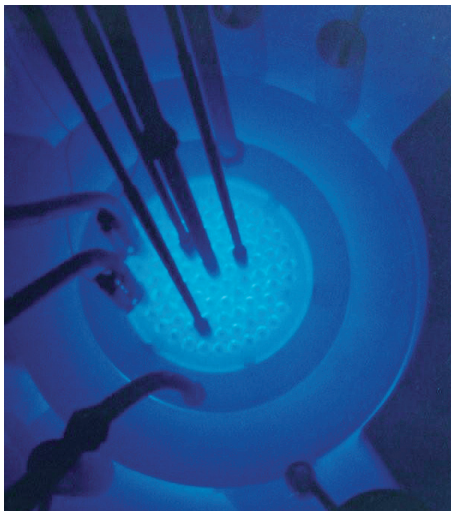
1987 年に、中学高校教員を対象とする「原子炉実験研修会」を開始した。その後、日本原子力産業協会、関西原子力懇談会、文科省関連機関等の委託を受け、参加人数とともに参加対象範囲を教育関係者、諸団体、電源立地関係者等へと徐々に拡大してきた。現在は、年間日数 25 日、年間参加人数 300 名程度の規模で研修会を開催している。研修会では、「見て、触れて、運転して」をキャッチフレーズに、実際の原子炉の現場での体験型実習を中心に据えている。運転実習を含む原子炉実験研修会に参加した延べ人数は 5,000 名を突破しており、体験に基づく学問的に正しい知識と判断力の習得に貢献できたものと考えている。

また、1998 年からは、「原子力展」を毎年 2 日間開催している（写真３、４）。原子力関連知識普及のための各種イベントと原子炉見学のほかに、入場者を対象に原子炉運転体験会も実施している。原子力展の延べ入場者は 2 万 3,000 名を超え、原子炉運転体験者も延べ約 1,000 名に達している。

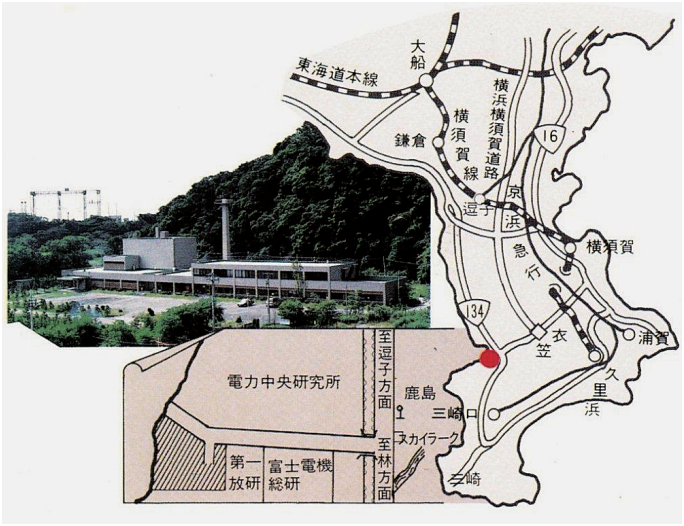
立教大学研究用原子炉

Rikkyo University Reactor (RUR) has been Open for the Research use of all Universities, National and Provincial Laboratories, as well as for the Research works of Civil Corporations

立教大学



▲炉頂から見えるチェレンコフの光



▲立教大学原子力研究所全景

▲第一回アジア地域研究用原子炉シンポジウム参加者

	年	月日	開催地
ASRR Ⅰ	1986	11/18～21	東京
ASRR Ⅱ	1989	5/23～25	ジャカルタ
ASRR Ⅲ	1992	11/11～14	日立
ASRR Ⅳ	1993	11/8～12	北京、中国
ASRR Ⅴ	1996	5/29～31	太田、韓国
ASRR Ⅵ	1999	3/29～31	水戸

▲ ASRR 開催年月日および開催地

アジア地域研究用原子炉利用シンポジウム開催

立教炉臨界25周年記念事業として「アジア地域の研究用原子炉利用に関するシンポジウム（Asian Symposium on Research Reactor, ASRR）」を開催し、以後、IAEAの協力をえて、左表のようにほぼ隔年でアジアの各国で開催された。

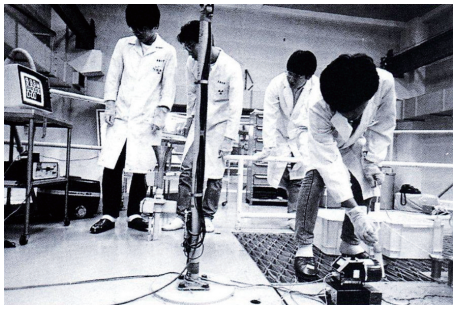
第1回シンポジウムの参加国は、アメリカ、オーストラリア、バングラデッシュ、中国、インド、インドネシア、韓国、マレーシア、パキスタン、タイ国、台湾、ヴェトナムであった。

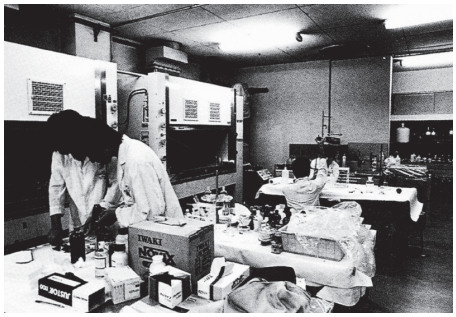
Point

大学、官公庁、地方自治体、民間企業等に広く研究炉利用を公開
アジア地域の原子炉利用研究者と交流し、原子力研究の推進に貢献

受賞後の声

あらためて、日本における原子力黎明期には貴重で有用であった小型研究炉（100kW）の導入の役目は十分果たせたとの感慨がある。研究とは異なるが、「原子力」という言葉に過剰な反応をする時代に原子炉を作ったが、日常生活のことについて、地域の方にいろいろお世話になりながら気持ちのよい時を過せたことも思い出す。これからは、安心できる廃止措置を行い、次の時代に繋げたいと思う。


▲写真１　炉頂での照射試料挿入作業


▲写真２　放射化学実験室

■立教炉共同利用研究のおもな成果

放射化分析

医学：ハロゲン化ピリミジン薬品の臓器分布の放射化分析測定によりがん治療に利用される抗がん剤の開発、利用に貴重な情報を提供。腹腔内残遺ガーゼ周辺存在物質の研究により臨床医学の進展に寄与。

生物学：放射化分析により、ホヤのバナジウム濃縮機構を解明し、海水中のレアメタル利用のための高性能金属吸着剤の研究開発に道を拓いた。

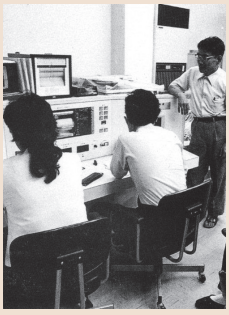
大麦や大豆の各組織中に含まれる元素濃度を放射化分析し、根・土壌系における元素循環の解析および環境負荷の定量的な評価方法の発展に寄与。

宇宙・地球科学：鉄隕石中の血の放射化分析により鉄隕石の成因を示唆するとともに宇宙線の影響調査へ有用な情報を提供。多摩川河口域堆積物中に含まれる元素の垂直分布を放射化分析法および中性子誘起即発ガンマ線分析法を用いて測定し、試料の形成過程を知るとともに環境化学的な考察を与えた。琵琶湖の堆積層試料を放射化分析することにより過去43万年の水深変動を再現、サンゴ骨格微量物質の微量分析によりサンゴ生育の環境水を明らかにした。

材料工学：高純度鉄中に含まれる微量不純物元素を放射化分析により定量化し、高純度鉄鋼材料の開発・利用に有用な情報を提供。

■アジア地域における研究炉利用研究援助

アジア地域の原子炉利用研究者の研修生はマレーシア、インドネシアから各２名、研究生はマレーシア２名、インドネシア１名を受け入れた。期間は皆１年間であった。また、JICAの資金で、教員がマレーシアに１年、タイに１か月研究指導を行った。


▲原子炉運転実習

記録

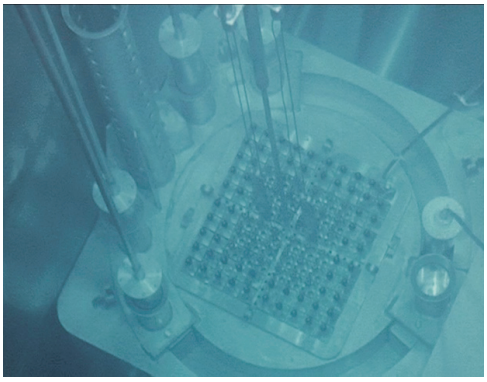
原子炉短期講習会修了者：688名
研究生：63名
立教炉利用研究者数：(延べ)17,921名
研究分野：医学、生物学、宇宙・地球科学、材料工学、核物理、放射線計測、その他
研究課題数：1,301件

王禅寺センタ　日立教育訓練用原子炉(HTR)

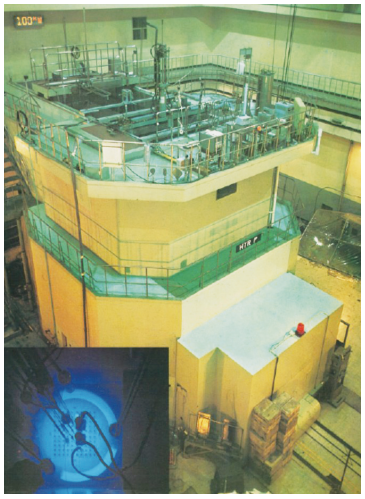
Hitachi Training Reactor(HTR)

株式会社日立製作所

▲原子炉建屋全景



▲ HTR 炉心



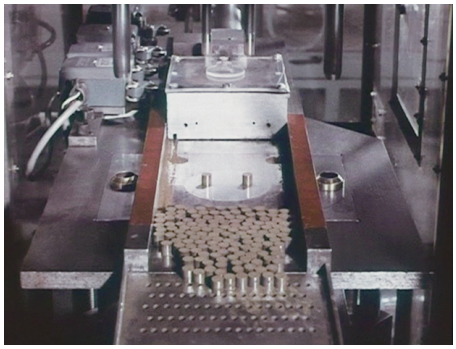
▲ HTR 外観と炉心のチェレンコフ光

Point

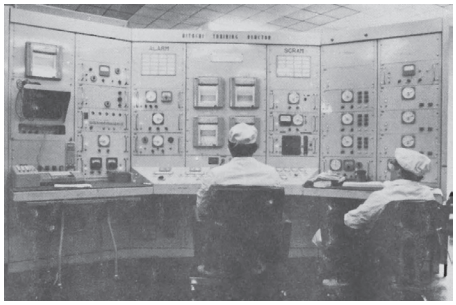
民間初の国産研究炉
国内初の反応度事故評価の実験的研究の実施
国内初の脳腫瘍医療照射の実施
人材育成への貢献

受賞後の声

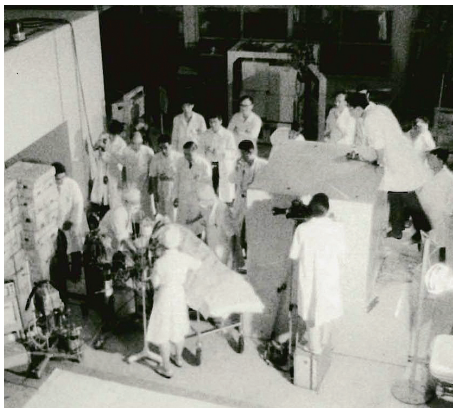
今回の受賞にあたり、先輩方が HTR に打ち込んだ情熱にふれ深い感銘を受けるとともに、HTR に関わる者として往年の成果が評価されたことは大変光栄に思う。HTR はすでに原子炉の主要部分は解体され廃止措置中であるが、先輩方が培った開拓者精神と無事故・無違反の安全文化を継承し、今後の本格解体に向け鋭意準備を進める所存である。



▲写真１　日立研究所での燃料製造



▲写真２　制御室



▲写真３　HTR を利用した脳腫瘍医療照射

引用･参考文献

1）田上嵩，“HTR における自己制御実験”，日本原子力学会誌 10［3］，149-151，日本原子力学会，1968
2）今井宗丸，“原子炉による脳腫瘍の照射治療”，日本原子力学会誌 10［11］，655-656，日本原子力学会，1968
3）山田周治，“第１回日本原子力学会賞　受賞者研究概要　105. 研究用原子炉のパルス化および計測技術”，日本原子力学会誌 11［2］，日本原子力学会，1969
4）“会社案内”，株式会社東京原子力産業研究所，1972
5）“TAIC 研の歩み”，株式会社東京原子力産業研究所，1983

■民間初の国産研究炉（初臨界：1961 年 12 月 25 日）

我が国の原子力黎明期において、原子炉の設計研究および技術者の育成を目的に日立教育訓練用原子炉（HTR）が建設された。

HTR の設計に際しては、安全確保を最優先として技術的独創性と大幅な国産化を取り入れた。特に、発電用軽水炉の実用化に備え、低濃縮 UO_2 ペレット棒状燃料を採用したことが大きな特徴である。さらに、濃縮 UO_2 粉末を輸入した以外は燃料ペレットや燃料要素の製造（写真１）をはじめ、施設全体の設計･製作･据付、臨界実験に至るまで、日立グループが総力を挙げて取り組み、1961 年 12 月に臨界に達し、民間初の国産研究炉となった。

■国内初の反応度事故評価の実験的研究の実施（1966 ～ 1969 年）

反応度事故評価の研究のため、HTR 炉心は１$を超える反応度を投入可能なパルス炉に改造され、炉周期 15msec、最高出力 120MW のパルス運転に成功し、原子炉の自己制御性を実証した。本研究は当時主流の板状金属燃料を採用した研究炉では実施できず、HTR のペレット燃料の特徴と世界最高水準の計測・制御技術の集結により、我が国で初めてのパルス運転が実現した（写真２）。これにより反応度解析コードの妥当性が確認される等、HTR は国内の反応度事故評価の先駆けとして貢献した。

■国内初の脳腫瘍医療照射の実施（1968 ～ 1972 年）

1960 年代、米国で多く実施されていた脳腫瘍治療照射は失敗の連続であった。一方東京大学医学部では、腫瘍細胞に集中的に蓄積して照射効果を高める薬剤の開発に成功し、1968 年８月、HTR にて我が国で初めて脳腫瘍治療照射が実施された（写真３）。合計 13 例の照射治療がなされ良好な成果を挙げた。

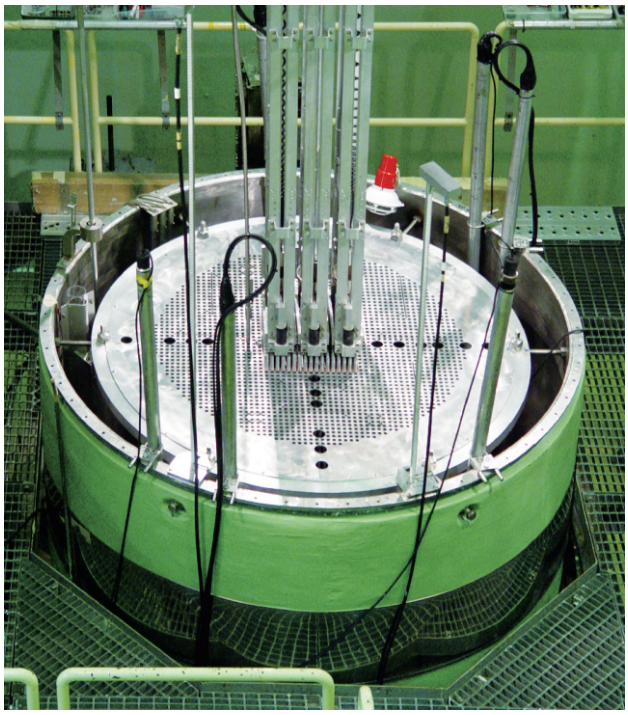
■人材育成への貢献

原子炉の運転・管理と、放射線管理技術の修得を重点に、日立グループのみならず動力炉・核燃料開発事業団（当時）等から延べ 165 名の研修生を受け入れた。また、実験に加わった技術者の中から、多くの博士号取得者、放射線取扱主任者、原子炉主任技術者を輩出し、日本の原子力平和利用に貢献した。

原子炉物理・臨界安全研究分野における TCA（軽水臨界実験装置）の貢献

Contribution of the Tank-type Critical Assembly, TCA to the Research on Reactor Physics and Nuclear Criticality Safety

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



▲ TCA 炉心の上部

▲ TCA 炉心の建屋概観

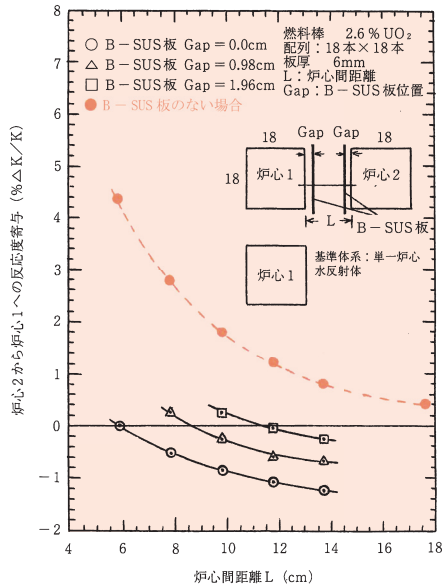
▲炉物理研修実験
TCA 制御室における臨界近接実験の様子

Point

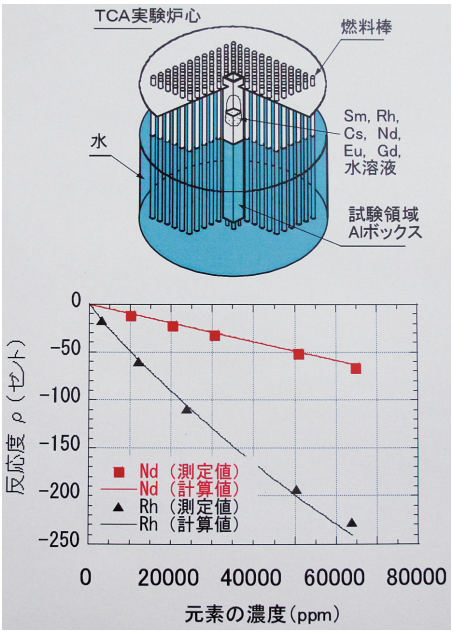
軽水減速炉心の核特性研究および炉物理実験
核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する基礎実験
国内外の原子力技術者育成のための炉物理研修実験

受賞後の声

TCA による研究成果、運転制御に関する知見は、1995 年に燃料サイクル安全工学研究施設 NUCEF に設置された溶液燃料臨界実験装置 STACY、TRACY の設計に多く活用された。
長年蓄積された臨界データは、OECD の国際臨界安全ベンチマーク評価計画（ICSBEP）で再評価され、世界標準の積分実験データとして活用されている。



▲図１　燃料集合体配列における中性子相互干渉効果の測定



▲図２　FP 元素の反応度効果

引用･参考文献

1）S. Matsuura et al., "Critical Experiment and Analysis on the Core for Japan First Nuclear Ship Reactor", JAERI-1166, 1968

2）H. Tsuruta et al., "Critical Experiments on Light-Water Moderated UO2 and PuO2-UO2 Lattices", JAERI-1254, 1977

3）Y.Miyoshi et al., "A Geometrical Buckling Expression for Regular Polygons ; I : Measurement in Low-Enriched UO2-H2O Lattices", Nucl. Technol.103, 1993

4）T. Yamamoto et al, "Measurement and Analysis of Reactivity Effect of Fission Product Nuclides in Epithermal Energy Region ", J. Nucl. Sci. Technol., 34 [12], 1997

■軽水炉に関する炉物理実験

TCA（Tank-type Critical Assembly）は、動力試験炉 JPDR の核特性を研究することを目的として、我が国に最初に導入された軽水臨界実験装置である。1962 年 8 月 23 日の初臨界達成以降、第Ⅰ期（最初の６～７年間）は、各種の実験手法の確立や核設計技術の改善に利用されるとともに、JPDR や原子力船「むつ」に関する炉物理実験が行われた[1)]。第Ⅱ期および第Ⅲ期（各々約 10 年間）は、軽水炉の定着を踏まえ Pu 燃料の利用計画の一環として、JPDR での U/Pu 混合酸化物燃料（MOX）の使用に関する臨界実験が原子燃料公社（現､原子力機構）と共同で実施された[2)]。また、軽水炉の改良に関する研究として、制御棒の改良、燃料集合体の改良（濃縮度配置、ウォーターロッド効果）、鉄反射体の効果等に関する実験が行われた。1985 年以降は、高速増殖炉導入までのウラン有効利用を図る高転換軽水炉構想にそって、稠密格子炉心に関する転換比、スペクトル因子の測定実験等が行われた。

■核燃料サイクル施設に関する臨界安全性実験

一方、核燃料サイクル施設の臨界安全に関する研究を本格化させるため、臨界安全管理に用いる可溶性毒物・固定吸収体の反応度効果、使用済燃料貯蔵プールの稠密化のための B-SUS 板に関する実験が行われた（図１）。また、複数ユニットの臨界安全評価で重要な中性子相互干渉効果に関して、種々の構造材の反応度特性に関するデータを蓄積し、我が国の臨界安全ハンドブックで提案された評価手法の検証に寄与した。炉心構成の自由度を活かし、世界で初めて多角形の臨界バックリングの定式化や溶液燃料の液面動揺効果の測定実験もなされている[3)]。さらに、燃焼度クレジット導入に有効な FP 核種の反応度測定実験[4)]、核燃料サイクル施設での未臨界監視技術のための指数法・中性子源増倍法に関する空間依存性を考慮した未臨界度測定法の開発等も行われた（図２）。

■原子力技術者育成のための炉物理研修実験

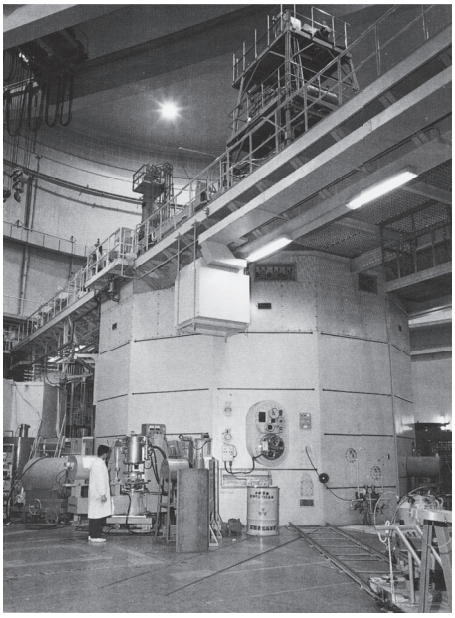
協力研究、共同研究を通じて外部との協力関係を長年構築するとともに、1995 年には、原子炉設置変更許可申請を行い、教育訓練を設置目的に追加した。その後、炉物理研修実験を実施することにより、国内外の原子力技術者の人材育成に多大の貢献をしている。

我が国の原子炉技術の確立に貢献した国産１号炉JRR-3

The First Japanese Domestic Research Reactor, JRR-3, as a Great Historical Contributor to Advancement of Nuclear Technology

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲旧 JRR-3 から引継がれ、改造後も使用されている原子炉建家および排気筒



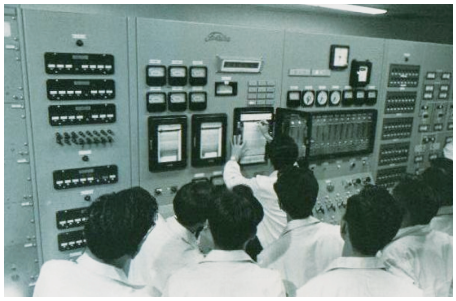
▲旧 JRR-3 原子炉本体

Point

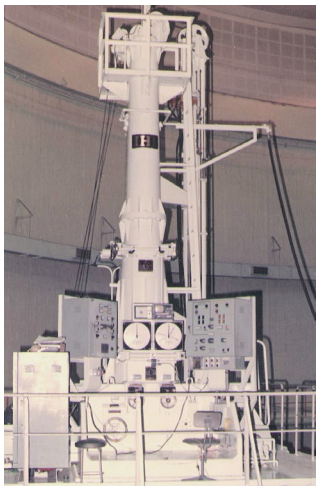
日本の技術で設計、製作された初の研究用原子炉の実用化
日本企業の原子炉技術の確立のための国家プロジェクトの成功
21 年間にわたり、原子力分野で共同利用

受賞後の声

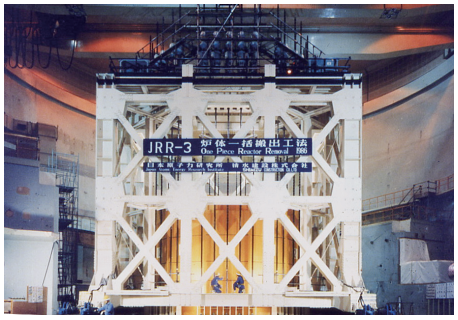
旧 JRR-3 の運転・保守に携わった者として、今回の受賞はこのうえない喜びである。当時の JRR-3 関係者はほとんどが OB となり、この受賞を知ることで同じ喜びを感ずると思われる。現在、旧 JRR-3 は炉心構造物の残存放射能の減衰を待って施設の中で保管されている。旧 JRR-3 の経験を踏まえた人達によって改造された新 JRR-3（34 ページ写真３、４）が世界に誇る性能を発揮し、産業界、学術界に貢献していることに、国産 1 号炉の知見が大きな役割を果たしたことは間違いないところである。



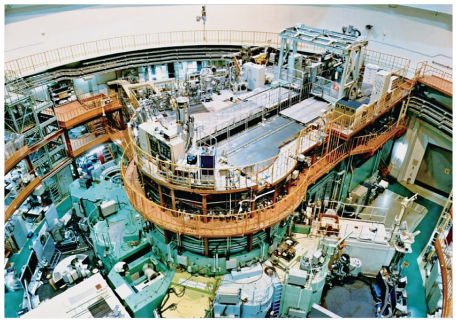
▲写真１　JRR-3 臨界達成



▲写真２　RI キャスク



▲写真３　原子炉本体一括撤去



▲写真４　改造 JRR-3

■熱望された我が国の原子炉技術の確立

JRR-3 の建設は、エネルギー資源の乏しい我が国にとって、原子力の活用のための技術者の育成、日本企業の原子炉技術確立のための国家プロジェクトであった。計画、設計にあたっては旧日本原子力研究所内に「国産１号炉研究委員会」が設けられ、所外からの学識経験者、産業界代表（日立、東芝、三菱、石川島、住友）委員の参加を得て、設計仕様の検討がなされた。これらにより構築された核設計、熱水力設計、遮へい設計、構造設計等の設計技術が以降の原子力産業はもとよりほかの産業界に多大なる発展をもたらしたことは JRR-3 の大きな成果である。この設計仕様に基づき JRR-3 建設室の指揮下に原子炉本体を（株）日立製作所、水ガス系を三菱原子力工業（株）、計測制御系を（株）東芝、富士電機製造（株）、ＲＩ取扱設備を石川島重工業（株）が製作、建設にあたった。1962 年９月、臨界（写真１）に達し、その後、輝かしい運転実績を収めたことは我が国が自国の原子力技術を確立した第一歩であった。

国産１号炉建設に参画したメーカーは、その後、日本原子力産業界のトップに成長し、世界のトップレベルの原子炉製作メーカーとして活躍している。このことは、JRR-3 建設の目的の一つであった日本の原子炉建設技術の開発促進と向上が達成された証である。また、原子炉の設計・製作・建設等の経験の獲得、動力炉用の原子炉燃料および部品の性能寿命に関するデータの取得、再処理試験用燃料の供給等の目的は確実に達成し、これらに関する技術の確立が原子力界の礎となっている。

■旧 JRR-3 がもたらした技術開発

原子炉制御技術の研究開発は、JRR-3 の制御系設計に関して開始され、核設計から導出された動特性パラメータを用いて JRR-3 の動特性が解析され、制御系の最適設計がなされた。この技術は動力炉開発とって欠くことのできないものであり、その後の制御工学の理論、技術の発展に大きく貢献した。

利用技術の確立においては、^{198}Au,^{99}Mo-^{99}mTc 等の工業用、医療用、学術利用 RI の製造技術（写真２）、極低温照射装置（LHTL：Liquid Helium Temperature Loop）を用いた極低温実験があり、我が国の極低温実験の草創期にあたり照射損傷の分野で原子炉材料の技術の発展に先駆的な役割を果した。

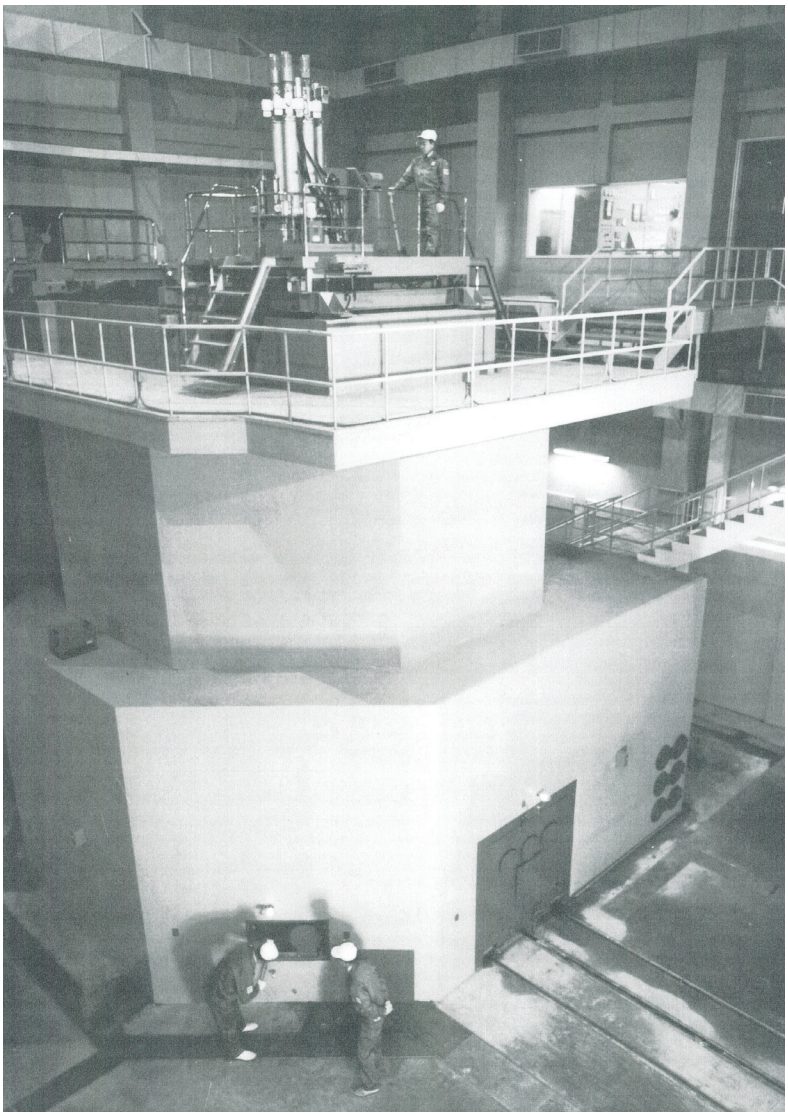
引用･参考文献

1）研究炉管理部“研究炉 33 年のあゆみ”，日本原子力研究所，1990
2）日本原子力研究所原研史編纂委員会，“日本原子力研究所史”，日本原子力研究所，2005
3）研究炉管理部年報　他

東芝教育訓練用原子炉　TTR-1

Toshiba Training Reactor -1

株式会社東芝



▲東芝の自社技術で設計・建設した TTR-1 の外観（建設当時）

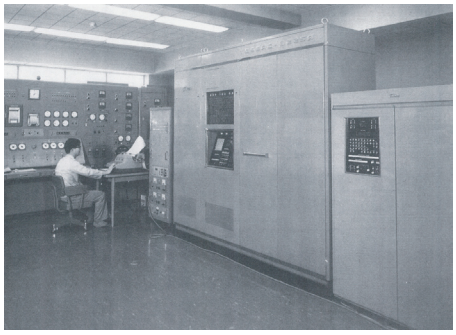
Point

日本の原子力黎明期に東芝の自社技術で設計・建設
発電用原子炉設備の安全性・信頼性・経済性向上に寄与
社内外の人材育成や原子力理解促進に貢献

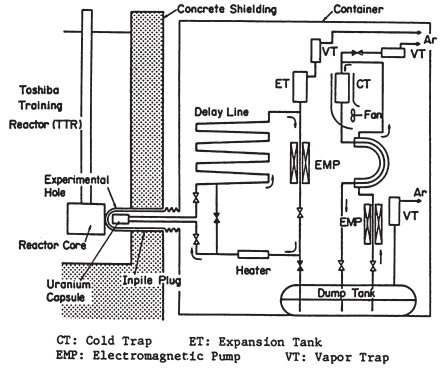
受賞後の声

日本原子力学会創立 50 周年を記念して新設された原子力歴史構築賞を受賞できて光栄である。TTR-1 は約 40 年にわたり利用、運転を続けてきたが、所期の目的を達成したことから、2001 年 3 月末をもって施設を廃止することとし、運転を停止した。今後は、本賞の精神を運転中の東芝臨界実験装置 NCA で引き継ぎ、原子力平和利用の進展と定着に貢献していく所存である。

▲写真１　プールタンクの輸送（建設当時）



▲写真２　原子炉の計算機制御



▲図１　ナトリウムインパイルループ

引用･参考文献

1）K.Monta, “Time Optimal Digital Computer Control of Nuclear Reactor (III),” J.Nucl. Sci.Technol., 4 [2], 51-62, 1967

2）T.Sakai, N.Miyaji, S.Hara, et al., “Study of the deposition kinetics of non-volatile fission products using the in-pile fission product loop (FPL-2),” Liquid metal engineering and technology, BNES, London, 537-542, 1984

■日本の原子力黎明期に東芝の自社技術で設計・建設

東芝教育訓練用原子炉（TTR-1）は、最高熱出力 100kW で U/Al 合金燃料のスイミングプール型の研究用原子炉である（写真１）。TTR-1 は東芝が設計、建設した初の原子炉であり、1959 年初め、科学技術庁による教育訓練用小型原子炉の国産化の公募に応募して設置が計画された。1960 年５月に原子炉設置許可を受け、1962 年３月に初臨界を達成した。

■発電用原子炉設備の安全性・信頼性・経済性向上に寄与

TTR-1 が運転に入ると、炉物理基礎試験や放射化分析のほか、炉雑音解析、反応度計、計算機による原子炉の自動起動・出力制御・異常検知等の研究開発が精力的に行われ、自動起動等はその後の原子力発電所の運転自動化の基礎となった。また、原子力発電所の導入、国産化と時期を同じにして、炉内機器の異常を早期に発見する技術の研究開発は、原子炉機器の改良と稼働率の向上に多大な貢献を果たした。なお、原子炉の最短時間計算機制御（写真２）、原子炉反応度計の開発、新型転換炉用炉内中性子検出器の開発、TTR-1 炉内に設置したナトリウム（Na）インパイルループ（図１）による Na 中核分裂生成物の挙動等に関して日本原子力学会賞を受賞した。

また、BWR 発電所向けの中性子検出器（インコアモニタ）の出荷前特性試験に使用し、TTR-1 運転停止の 2000 年度末までに約 2,600 本のインコアモニタの供給に貢献した。

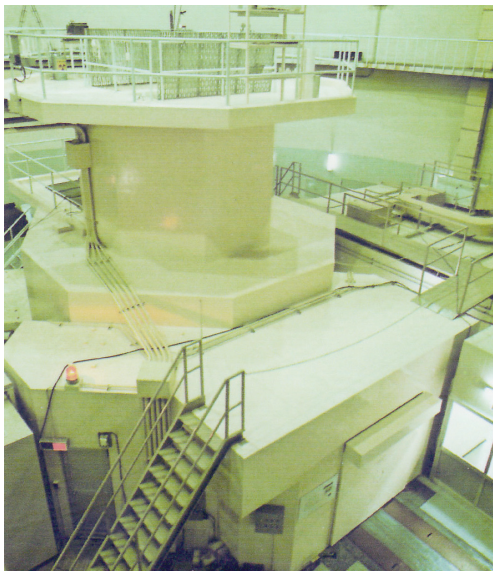
■社内外の人材育成や原子力理解促進に貢献

初期においては原子炉技術者の教育訓練に使用していたが、1990 年代になって原子炉の設計に携わる社内の技術者を対象とした研修や教育の一環として炉物理実験の教育に活用された。受講した技術者は 310 名にのぼり、社内の原子力技術者の養成と技術力の向上に多大な貢献を果たした。1993 年および 1995 年には、通産省（当時）・資源エネルギー庁からの要望で、発電炉の行政に携わる職員に対して炉物理に関する原子炉実習研修を行った。JCO 臨界事故直後の半年間、社外から約 270 名の見学者を受け入れ、原子力利用に関する理解活動に貢献する等、原子力の発展期において社内外の原子力人材の育成や理解促進に貢献してきた。

武蔵工大炉

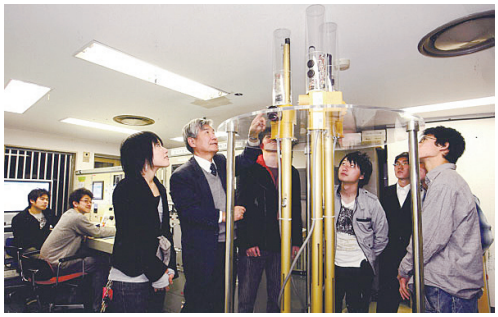
The Musashi Reactor

東京都市大学



▲熱出力 100ｋＷの TRIGA-Ⅱ型原子炉で、1963年１月～1989年12月まで運転、利用

▲照射室内で中性子照射治療のため、主治医、麻酔師によって脳腫瘍患者をセッティング



▲原子力安全工学科の教材として、原子炉制御操作盤および制御棒駆動装置を再び活用

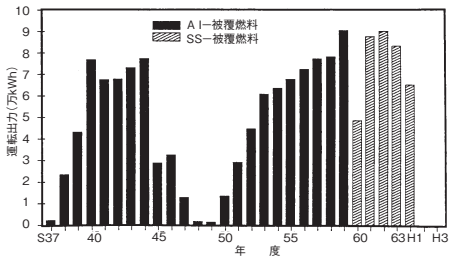
▲本学独自で放射化分析システム（GAMA）を開発し、微量元素の分析等々に利用

Point

日本の原子力利用の黎明期から今日まで、原子力技術者・研究者を人材育成
全国国公私立大学の研究者に武蔵工大炉の門戸を開放し、共同利用
原子炉中性子による微量元素の放射化分析と脳腫瘍・皮膚がんの照射治療研究

受賞後の声

来春で東京都市大学（旧武蔵工業大学）原子力研究所は開設以来50年に到達する。長年本学が取り組んできた、原子力の平和利用技術の開発研究の実績、原子力技術者・研究者の人材育成への貢献が認められて受賞できた。50年という武蔵工大炉の歴史の重さを痛感し、これを維持管理してきた諸先輩および関係者に深く感謝する。原子炉は廃止されたが、今後も残された施設・設備・機器を活用し、若い原子力技術者・研究者の育成のために、一層努力する所存である。末永く変わらぬ、皆様の温かなご支援をお願いしたい。
（東京都市大学原子力研究所 所長 堀内則量）



▲図１　Al 被覆、SS 被覆燃料で、合計約 1,500kWh を運転

（a）脳腫瘍および悪性黒色腫照射件数

年度	照射件数	
	脳腫瘍	悪性黒色腫
1976	2	
1977	12	
1978	12	
1979	7	
1980	5	
1981	5	
1982	7	
1983	13	
1984	9	
1985	1	
1986	5	
1987	9	2
1988	7	2
1989	5	5
合計	99	9

（b）脳腫瘍患者国籍

国籍	件数
日本	79
アメリカ	8
ドイツ	7
ブラジル	2
ギリシャ	1
オーストリア	1
オランダ	1
計	99

（c）脳腫瘍患者年齢（歳）

最年少	3
最年長	73

（d）悪性黒色腫患者年齢（歳）

最年少	50
最年長	85

▲表１　照射治療実績
99 件の脳腫瘍、９件の皮膚ガン治療の照射を実施

年度	利用区分								合計	
	医療照射		生物照射		炉物理等実験等		放射化分析等			
	a	b	a	b	a	b	a	b	a	b
1976	1	42	4	16	2	32	13	27	20	117
1977	1	181	3	13	7	63	23	86	34	299
1978	1	197	3	27	6	96	20	38	30	306
1979	1	91	2	36	8	11	24	275	35	413
1980	1	70	3	22	10	22	22	176	36	290
1981	1	50	2	6	6	50	24	181	33	287
1982	1	118	11	174	5	24	22	127	39	443
1983	1	143	3	304	5	11	29	170	38	628
1984	1	99	3	52	5	4	33	309	42	406
1985	1	5	3	143	5	37	34	349	43	534
1986	1	31	2	132	7	9	34	175	44	347
1987	2	60	3	253	5	7	32	215	42	535
1988	2	254	2	9	7	30	30	164	41	457
1989	2	85	3	198	8	17	36	107	49	407
合計	17	1426	47	1385	86	413	376	2399	526	5623

▲表２　共同利用実績
a：採択件数
b：利用者延人数。人数×日数で算出
延べ 5,600 名が共同利用で武蔵工大炉に来所

引用･参考文献

1）堀内則量，“ありがとう武蔵工大炉―武蔵工大炉のあゆみと廃止措置計画―”，Isotope News10 月号，11-14，社団法人日本アイソトープ協会，2004
2）堀内則量，“武蔵工大の原子力人材育成プログラムへの取組み～原子力安全工学科の新設に向けて”，月刊エネルギー９月号，27-30，日本工業新聞社，2007
3）堀内則量，“原子力利用の安全をめざして新学科を創設―武蔵工業大学の挑戦―”，原子力 eye ６月号，46-48，日刊工業新聞社，2008
4）武蔵工業大学原子炉共同利用委員会（幹事会），“武蔵工業大学原子炉等利用共同研究成果報告書 vol. 1 ～ 14”，東京工業大学原子炉工学研究所，1976 ～ 1989

■武蔵工大炉の運転・利用の実績

武蔵工大炉は、1963 年１月 30 日に初臨界に成功し、以来 1989 年 12 月まで運転された。途中 1985 年７月に Al 被覆燃料は SS 被覆燃料に全交換されたが、合計２万 1,177 時間、積算出力 148 万 3,223kWh の運転が行われた。本学の教職員･学生のみならず、学外の多数の研究者･技術者によって、医療生物照射、放射化分析、運転訓練、教育研究等に利用された（図１）。

■微量元素の放射化分析システムの開発と利用

1974 年には、市販の Ge 放射線検出器とワンチップ CPU 内蔵の手づくりのデータ処理システムから構成される独自の放射化分析システムを開発した。このシステムは、微量元素の分析、環境の保全（公害）研究、農業の研究および工業製品の生産管理等々の分野で、日本全国の研究者・共同利用者に広く活用された。

■生物・医療照射中心の共同利用の開始

1975 年には、原子炉のサーマルコラム設備を中性子照射治療用の照射室に改造し、生物・医療研究を柱とする全国国公私立大学の共同利用施設として門戸を開いた。1977 年３月１日、初の脳腫瘍患者の治療照射が行われて以来、99 件の脳腫瘍と９件の悪性黒色腫（皮膚癌）の治療照射が続けられた（表１）。脳腫瘍の治療照射件数の約 20%は外国人患者に施されたもので、武蔵工大炉の名前を世界に知らしめた。このほか、患畜の生物照射、炉物理実験、放射化分析等に利用され、1976 年からの 14 年間で、延べ 5,623人の共同利用者が武蔵工大炉の利用に訪れた（表２）。

■原子炉の廃止と原子力安全工学科の開設

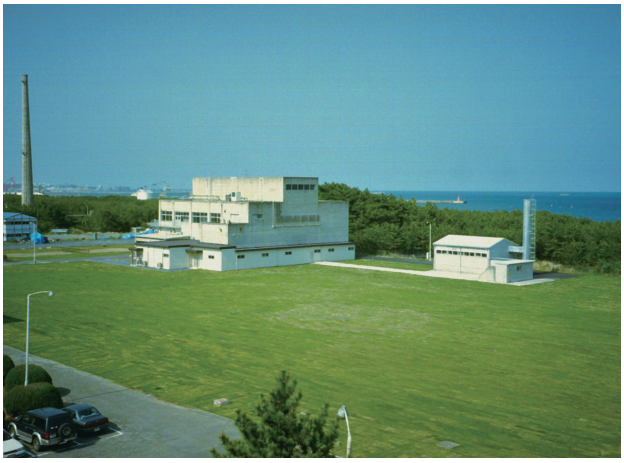
2003 年５月、原子炉設置者が武蔵工大炉の廃止を決定し、翌年１月、原子炉の「解体届」を文科省に提出し、2006 年８月、使用済燃料は米国エネルギー省に引渡された。2008 年４月、武蔵工大炉による原子力の教育・研究、施設の運転・管理の経験と実績を基盤に原子力安全工学科が開設された。国の原子力人材育成事業の支援を受けて模擬炉心を製作し、原子炉制御操作盤と制御棒駆動装置を活かし、コンピュータと連結した実体感型原子炉シミュレータが構築された。残された武蔵工大炉の設備・機器は、新たな原子力人材育成に再び活用され、武蔵工大炉の教育･研究の精神は、今後も受け継がれることとなった。

我が国はじめての発電用原子炉(JPDR)の運転から廃止までの完遂

Accomplishment of the First Demonstration from Operation to Decommissioning of Nuclear Power Reactor (JPDR) in Japan

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲1963年10月26日に日本最初の原子力発電に成功
（10月26日は「原子力の日」に制定された）



▲我が国で初めての原子炉施設解体の技術開発と、それを適用した解体撤去の実証

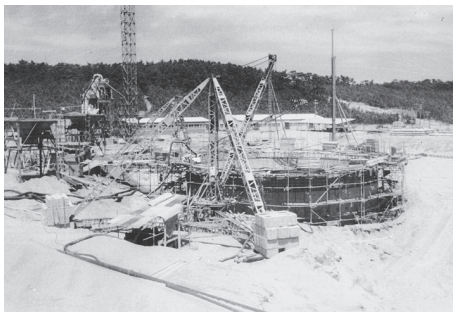
Point

我が国初の原子力発電に成功
原子力発電技術の基礎の構築と多くの技術者の養成
発電用原子炉の安全な解体撤去の実証

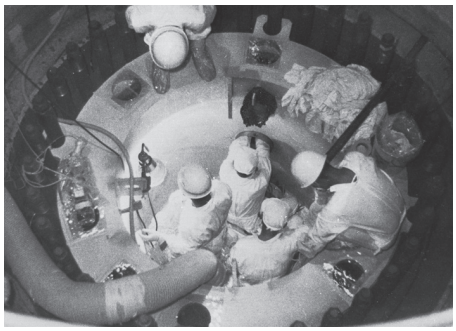
受賞後の声

JPDRのライフ・サイクルを通じてのさまざまな分野における貢献が、改めて評価されたことに誇りを感じている。世代を超えた多くの研究者・技術者が参加したプロジェクトであり、その成果は我が国の原子力発電の発展に大きく貢献したと確信している。すでに施設は撤去され、跡地には記念碑が残るのみになったが、この功績が後世まで伝えられることを願っている。

GE 社と原研との調印式（1960 年 8 月 30 日）


原子炉格納容器基礎建設風景（1961 年）

JPDR 全景
▲写真 1　建設（1960 年～ 1963 年）


JPDR 改造工事（1970 年）
▲写真 2　運転（1963 年～ 1976 年）

引用･参考文献

1）平田穣，“JPDR の建設”，日本原子力学会誌 6［6］，306-331，日本原子力学会，1964
2）高田良夫，“JPDR の運転”，日本原子力学会誌 6［6］，311-315，日本原子力学会，1964
3）宮坂靖彦他，“JPDR 解体実地試験の概要と成果”，日本原子力学会誌 38［7］，553-576，日本原子力学会，1996

■発電用原子炉の建設

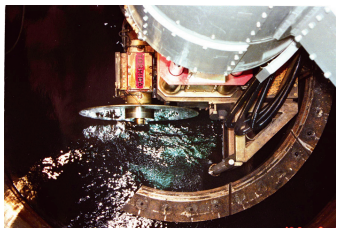
原子力発電の導入に向けて、米国 GE 社を中心とした JPDR の設計・建設に、旧日本原子力研究所（旧原研）はじめ国内関連業種の技術者が参画し分担して原子炉圧力容器、タービン発電設備、原子炉格納容器等を整備した。これにより、我が国の技術者は、原子力発電所の設計・建設に関する技術・知識を習得した（写真１）。

■発電用原子炉の運転

JPDR の運転・保守、炉特性や材料の研究・開発には、旧原研以外の電力、電気・機械製造業等からの研究者や技術者が参加した。そこで得られた経験やデータは、発電用原子炉国産化技術の確立に役立てられ、参加者は、斯界の中核として原子力発電の発展に大きく貢献している（写真２）。

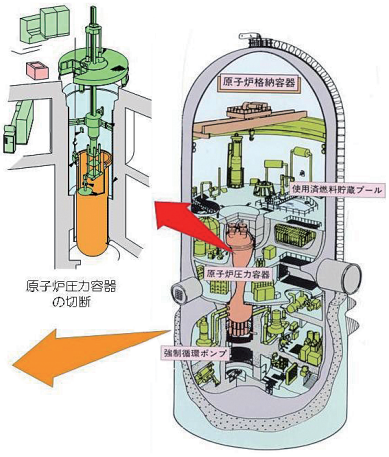
■廃止措置技術の実証

JPDR の廃止措置は、解体・撤去に関する技術開発とその実証を目的に、旧原研ほか、電力、建設、製造等の研究者や技術者の参加のうちに行われ、1996 年３月に完了した。ここで得られた解体作業データの分析結果と実作業からの知見は、後の廃止措置に係る法整備にも役立てられた（写真３）。


アークソー切断

原子炉格納容器の解体

建家表面の放射能測定
▲写真３　解体（1986 年～ 1996 年）

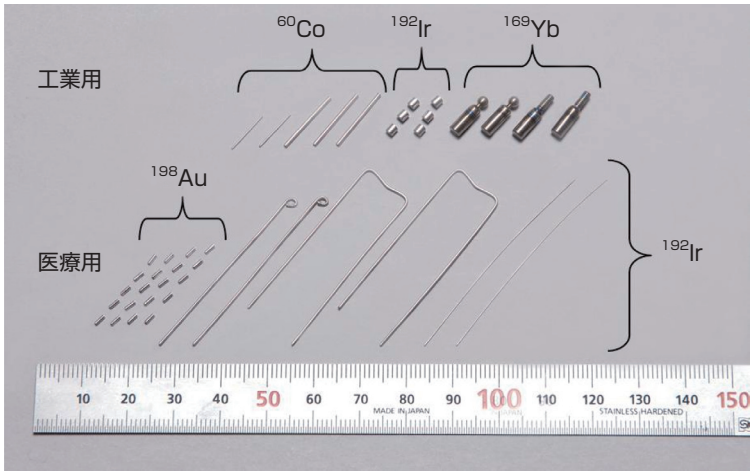


日本のラジオアイソトープ製造の基礎を築いたラジオアイソトープ製造棟

Radio-Isotope Production Facility which Laid the Foundation for Radio-Isotope Production in Japan

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲ラジオアイソトープ製造棟全景



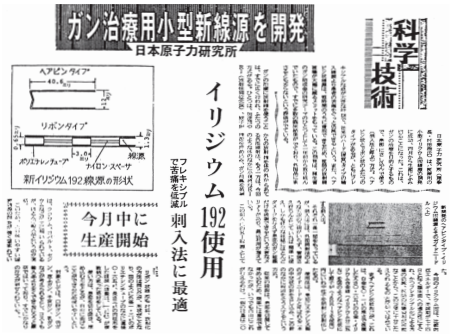
▲現在ラジオアイソトープ製造棟で製造・頒布を行っている線源 RI

Point

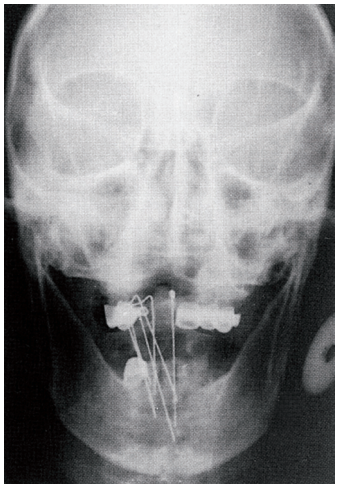
日本で初めてラジオアイソトープの製造に成功
RI 製造技術の土台を形成
６年間で 1,200 名の第１種放射線取扱主任者講習を実施

受賞後の声

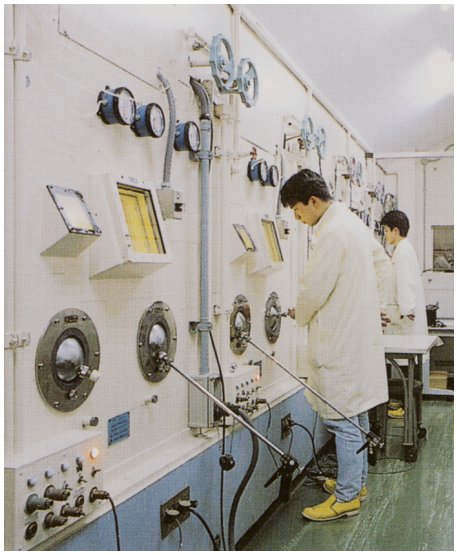
RI 製造棟が、「原子力歴史構築賞」に選ばれたことは、大変名誉なことである。我が国初の RI 製造施設として建設され、多くの RI を製造、頒布してきた RI 製造棟の功績は、社会に大きく貢献したと思われる。現在も医療用 RI 製造の研究開発、製造・頒布に活用されており、これからも社会に貢献していくものと期待している。


ガン治療用小型新線源を開発
日本原子力研究所
科学技術
イリジウム192使用
今月中に生産開始
刺入法に最適
ヘアピンタイプ
リボンタイプ
新イリジウム192線源の形状

▲写真１　日本工業新聞の記事（1980 年４月８日）



▲写真２　Ir-192 線源による口腔がん治療



▲写真３　RI 製造セル

1956 年に原子力委員会が、RI の国産化、技術者の養成および利用技術の開発を骨子としたアイソトープセンター構想を立案し、これを受けて旧日本原子力研究所（原研）は 1964 年に、国内で初めて RI を製造するラジオアイソトープ製造棟（RI 製造棟）を建設し、国内での RI 大量製造の基盤を構築した（写真１）。RI 製造棟には、効率的に RI 製造技術開発、RI 検定、計量等を行うための各種鉛セル、ケーブ、フード等が設置されている。そのほか、放射線管理設備、換気設備、給排水設備および電気設備等も当時としては最新の設備を整備した。これらの設備・装置の設計は、その後の国内 RI 施設の礎となった。さらに、2003 年からは一部が研修施設としても改修され、人材育成にも貢献している。

製造過程の中で化学処理をともなう精製 RI（例えば、P-32、S-35、Mo-99 等）の内 P-32 の製造に関しては、研究炉で照射されたキャプセルの切断から製品化までの一連の工程を行う機能を備えたセルにより、大量製造技術を国内で初めて確立し、生化学分野への研究に貢献した。S-35 の製造に関しては陽イオン交換法を用いて無担体 S-35 製造技術を確立し、1964 年以来約 30 年の間一貫して国内需要を満たしてきた。Mo-99 の製造に関しては、核分裂法および（n, γ）法を用いて国内で初めて製造技術の実用性を立証するとともに、製薬会社への頒布を行い核医学診断へ貢献した。

一方、化学処理を必要としない線源 RI の製造では、1966 年から工業用 Co-60 線源と非破壊検査用 Ir-192 線源を開発した（写真２、３）。その後、工業用線源 RI の製造は順調に推移し、RI 製造棟は Ir-192 線源が非破壊検査用線源として国内に広く定着する基盤を構築した。医療用線源 RI に関しても、1973 年に国内医療機関との協力によってがん治療用の Au-198 線源の製造技術の開発を進め、1975 年に臨床試験用線源として頒布を開始した。また、1978 年には厚生省がん特別研究補助金により、がん治療用の各種 Ir-192 線源（ヘアピン、シングルピン、シード）を開発し、1979 年から試験用線源として頒布を行った。その後、Au-198 および Ir-192 線源は飛躍的に需要が伸び、今日では密封小線源治療の分野において不可欠な線源となっており、RI 製造棟はその地位確立に貢献してきた。現在は、これらの線源の製造技術は民間に移転され、民間業者が引き続き RI 製造棟を活用して、医療用 RI 線源の製造･頒布を行っている。

引用･参考文献

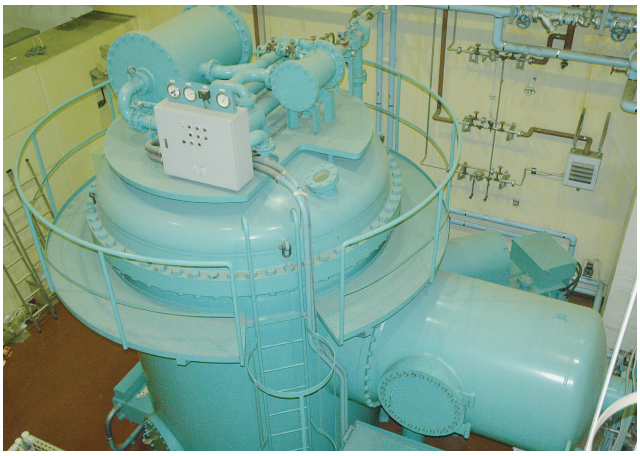
1）日本原子力研究所アイソトープ部，“アイソトープ製造 35 年誌”，日本原子力研究所アイソトープ部，1995

放射線利用分野を構築した世界最大の多目的コバルト60ガンマ線/電子線照射施設

The World Biggest Multipurpose Cobalt-60 Gamma-ray and Electron-beam Irradiation Facilities that built up Radiation Application Field

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲我が国最初の大規模ガンマ線照射施設（３棟８照射室で６桁の広い線量率範囲をカバー）



▲我が国最初の工業利用大出力電子線照射施設（現在の加速器は４台目、最大加速電圧２MV、最大電流 30 mA）

Point

放射線利用産業分野の構築に貢献
建設から 40 年以上経た現在も活発に利用され、研究開発活動に貢献

受賞後の声

このたび日本原子力学会の原子力歴史構築賞という栄えある賞を受賞した。これは偏に、1963 年の日本原子力研究所高崎研究所準備室設置から数えて 46 年の長きにわたる関係者の努力の積み重ねによるものであり、改めて関係各位に感謝申し上げる。原子力機構高崎量子応用研究所と組織の名称は変わったが、本照射施設が築き上げたガンマ線・電子線を利用した放射線利用分野の学術・産業両面における重要性は依然として高く、今後もこの分野の持続的発展のための中核施設として、その役割を果たしていく所存である。
（原子力機構 高崎量子応用研究所 所長 南波秀樹）

▲写真１　多目的利用のために広い線量率をカバーし、多様な照射条件を設定できるガンマ線照射室（外観）

▲写真２　加工プロセスを想定したコンベアを付設した電子線照射室

引用･参考文献

1）日本原子力研究所原研史編纂委員会，“日本原子力研究所史”，日本原子力研究所，2005
2）高崎量子応用研究所
http://www.taka.jaea.go.jp/index_j.html

■施設の概要

本コバルト 60 ガンマ線 / 電子線照射研究施設は、1961 年の原子力委員会の決定に基づき、日本における放射線利用の新分野を開拓するため、世界最大級の大型ガンマ線照射装置（写真１）ならびに日本初の工業用大出力電子加速器（写真２）を擁した施設として、1964 年に日本原子力研究所高崎研究所に建設された。その後の研究開発の進展にともない、ガンマ線照射施設については、1969 年の第２棟および 1974 年の食品照射棟の増設、電子線照射施設については、1965 年、1977 年、1980 年と加速器の増設・更新を行い、現在も世界最大級の多目的放射線照射研究施設としての規模と機能を有している。

■歴史上に果たした役割

これらの施設を利用して、材料、食品保存、環境浄化、資源利用等の幅広い分野において、放射線分解 / 架橋 / グラフト反応等の放射線化学反応の基礎研究および実用化を目指した研究開発が活発に行われ、我が国のみならず世界の放射線利用研究 / 産業応用研究を牽引してきた。具体的には、高分子材料の放射線改質に関する系統的な研究開発成果に基づいて開発されたボタン型電池用隔膜、高性能フィルター材料、ハイドロゲル創傷被覆材等が工業製品として世の中に送り出され、放射線加工処理という一大産業分野の確立に成功した。また、世界初となった士幌町農業協同組合馬鈴薯大量照射施設、中国・ポーランドで稼動している石炭燃焼排煙中の窒素酸化物 / 硫黄酸化物除去の実用電子線照射施設建設、沖縄本島等における世界最大級のウリミバエ不妊化施設建設、インドネシアやマレーシアにおける多目的照射施設の設計等に成果が応用された。さらに、原子力施設等で使用される電線ケーブルに係る耐放射線健全性試験法確立への基礎データの提供、現 ISO/ASTM 規格に準拠する工程管理用三酢酸セルロース線量計とアラニン線量計の製品化等も行われた。

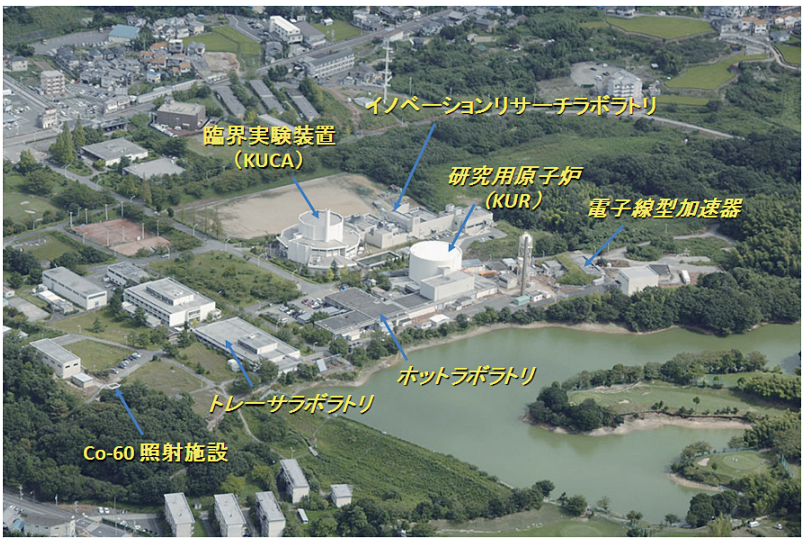
■現在の状況

建設後 40 年以上経た現在でも、本施設は依然として世界有数の大型照射施設としての役割を果たしている。2008 年度の利用件数は、原子力機構内利用 957 件、産業界・大学との共同研究・受託研究 314 件、大学等への施設共用 221 件で、機器部品等の耐放射線性評価試験、有用 / 有害金属捕集材料やカーボンニュートラル機能性高分子材料開発等、我が国における先進的な研究開発活動に不可欠な照射施設として、機構内外の多くのユーザーの利用に供されている。

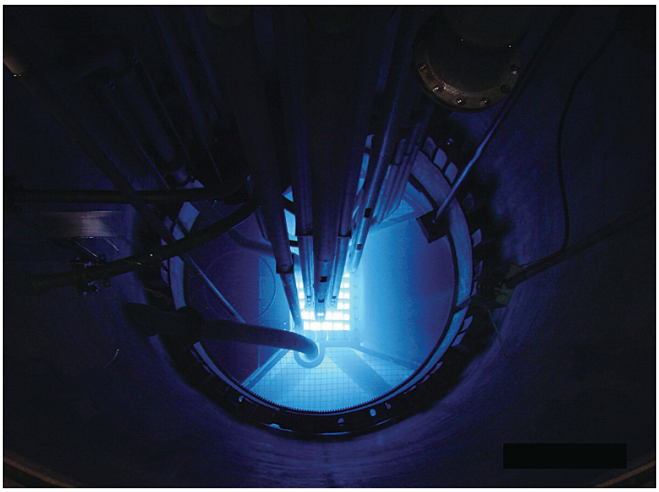
京都大学研究用原子炉(KUR)およびその周辺施設による研究・教育

Research and Education Using Kyoto University Research Reactor(KUR) and Peripheral Facilities

京都大学



▲京都大学原子炉実験所全景と主要施設



▲ KUR 炉心のチェレンコフ光（5MW 運転時）

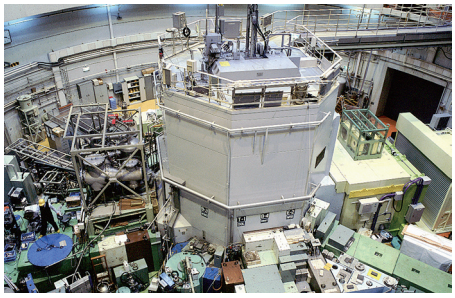
Point

大学における原子力研究・開発および教育拠点としての研究施設(KUR、ホットラボ施設、電子線型加速器)40 年以上にわたり、全国共同利用施設として多数の研究者・学生の研究・教育に貢献

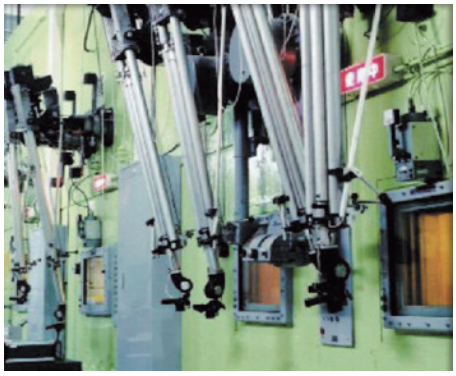
受賞後の声

いずれも設置後 40 年以上が経過した、まさに歴史的な施設ではあるが、今後も大学における原子力研究・教育の中心的施設として、多くの利用者が安定的に利用できるように努めたい。また、KUR については、燃料低濃縮化のため休止していたが、近く運転を再開する予定であり、これから新たな歴史を構築していくこととなる。

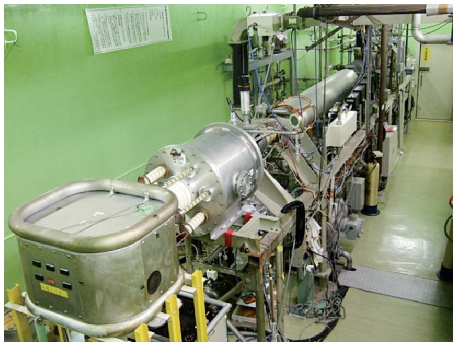
▲写真１　KUR および附属ホットラボラトリ（右側の施設）



▲写真２　KUR 原子炉外観



▲写真３　ホットラボラトリのホットセル



▲写真４　電子線型加速器（最大加速エネルギー 46MeV）

引用･参考文献

1）京都大学原子炉実験所，“四十年史”，京都大学原子炉実験所，2003
2）“アトムサイエンスくまとり”,第４号, 第５号, 京都大学原子炉実験所，2007，2008
3）京都大学原子炉研究所 http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/index/shisetu.html

京都大学研究用原子炉KURとその周辺施設であるホットラボ施設および電子線型加速器は、全国共同利用施設として、40年以上にわたり原子力の研究･教育に貢献している（写真１）。

■ KUR

KUR は、濃縮ウラン燃料を用いた軽水減速・軽水冷却型の研究用原子炉（写真２）であり、1964 年の運転開始から全国の大学および公的研究機関の共同利用施設として、理学・工学・農学・医学等広範囲の分野の研究者・学生の研究、教育に利用されてきた。附属実験設備として、実験孔、照射孔等の各種照射設備が設置されており、これらを利用した共同利用研究が年間約 140 件行われ、参加延べ人数は年約 5,000 人・日におよぶ。その中でも特筆すべきは、重水熱中性子設備を用いた悪性腫瘍の硼素中性子捕捉療法（BNCT）の研究である。これまでに、総計 275 件の BNCT が行われており、世界における BNCT 研究をリードしている。

■ホットラボ施設（ホットラボラトリおよびトレーサラボラトリ）

ホットラボラトリ（写真３）は 1963 年に設置され、重遮蔽セル、グローブボックス、フードや化学実験室等を有し、KUR で照射した試料の試験を行うとともに、非密封状態の核燃料物質および放射性同位元素（RI) を利用した放射化学実験を行うことができる施設である。特に、圧気輸送管を用いた放射化分析研究や照射試料の試験研究等、多くの共同利用研究を支えてきた。トレーサラボラトリは 1964 年に建設され、KUR で製造された RI や、他施設から入手した RI を用いた物理実験、化学実験、生物実験等が行われてきた。両施設は、KUR の利用と運転を支える重要な役割を果たしてきただけでなく、我が国における照射試料の試験研究や放射化学研究の創生期を切り開いた歴史的な施設である。

■電子線型加速器

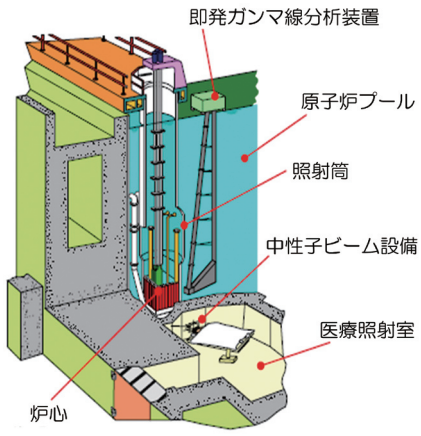
電子線型加速器（写真４）は、KUR と相補的な利用が可能なパルス状中性子源として 1965 年に設置され、その後、汎用量子ビーム源（パルス中性子、高エネルギー電子線、高エネルギーガンマ線、低速陽電子、テラヘルツ帯コヒーレント放射光）として、多彩な研究分野で利用されている。本装置は、パラメータの可変自由度が高い汎用性のある加速器であり、また、中性子飛行時間分析装置や鉛減速スペクトロメータ、低温照射装置、高輝度コヒーレントテラヘルツ放射光分光装置等、特徴的な設備が設置されている。同装置は、近年ますます稼働時間が増加しており、その利用価値が広く認められている。

遮蔽技術の開発、人材育成、がん治療に貢献した研究用原子炉JRR-4

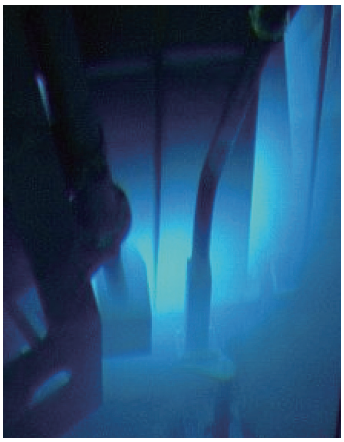
Contribution of Development of Shield Technology, Personnel Training, and Cancer Treatment in Research Reactor JRR-4

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲ JRR-4 の建家外観



▲ JRR-4 原子炉本体鳥瞰図



▲チェレンコフ光

Point

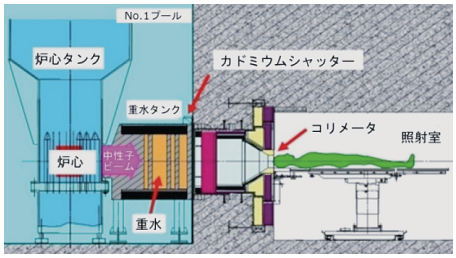
原子力船「むつ」の遮蔽実験や種々の遮蔽研究に貢献
原子炉の運転実習等により原子力技術者の人材育成に貢献
ホウ素中性子捕捉療法（BNCT）の臨床研究の発展に貢献

受賞後の声

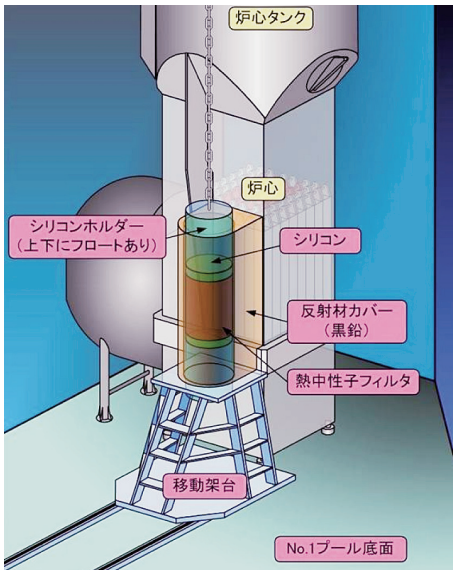
原子力船の遮蔽実験の当初の目的達成、原子力の研究開発のさらなる発展を目指した施設・設備の高度化への対応とともに、原子力技術者の人材育成、BNCT による臨床研究の発展、種々の研究・開発および産業利用等への貢献の実績が評価され、受賞したことはたいへん名誉である。
JRR-4 は、今後も、原子力研究の基盤として重要な施設･設備であることを認識し、原子力技術者の人材育成およびBNCTの臨床研究に重点を置いた共用施設として、人類社会の福祉の発展に貢献していきたい。

▲写真１　遮蔽実験の風景

▲写真２　原子炉運転実習の風景



▲図１　BNCT 照射設備



▲図２　大口径シリコン照射実験装置（開発中）

引用･参考文献

1）研究炉管理部，“研究炉 33 年のあゆみ”，日本原子力研究所，1990
2）日本原子力研究所原研史編纂委員会，“日本原子力研究所史”，日本原子力研究所，2005
3）研究炉管理部年報　他
4）原子力機構
http://www.jaea.go.jp/index.shtml
5）研究炉利用
http://rrsys.tokai-sc.jaea.go.jp/rrsys/
6）研究炉加速器ひろば
https://rrsys.tokai-sc.jaea.go.jp/rrsys/html/e-hiroba/index.html

研究用原子炉 JRR-4 は、当初、原子力船の遮蔽実験の目的で建設され、1965 年の臨界以来、遮蔽実験を中心に利用が進められた。その後、利用の目的に応じて、出力、運転時間等の運転パターンを柔軟に設定できる特徴を活かして、原子力エネルギーや放射線利用に係る人材育成、種々の研究・開発および産業利用に貢献してきた。1998 年には、燃料濃縮度低減化とともに、照射設備等の改造を行い、原子炉を用いたがん治療のひとつであるホウ素中性子捕捉療法（BNCT：Boron Neutron Capture Therapy）の臨床研究の発展に貢献してきた。

建設当初、原子力船の開発を目指す産業界等からの強い要望により、原子力船「むつ」の遮蔽実験専用の研究炉として計画され、遮蔽実験としてモックアップ試験のほかに、遮蔽計算手法およびデータの評価、複雑形状部の設計手法の開発、遮蔽材料の性能評価および開発に貢献した（写真１）。

原子力技術者の人材育成への利用を 1969 年より開始し、原子炉の運転実習や制御棒校正試験等を実施して、これまでに 1,700 名を超える原子力技術者の育成に貢献してきた。近年、原子力界における技術者の育成は喫緊の課題となってきており、2006 年から東大原子力専攻（専門職大学院）の運転実習、炉物理実習が行われてきた。文科省および経産省が連携して 2007 年度より開始した「原子力人材育成プログラム」に応募して採択された大学に対して、臨界近接実験、制御棒校正実験等が行われた。このように原子力技術者育成の要求が高まる情勢において、JRR-4 は教育目的に利用できる原子炉として、その役割を十分に果たしてきた（写真２）。

JRR-4 においては、1999 年より BNCT 臨床研究利用が開始され、現在（2008 年 12 月）までに 99 症例の医療照射が行われた。JRR-4 では、患者の負担が軽くなるよう頭蓋骨を開かないで医療照射が行えるよう熱外中性子による照射が可能な照射設備の整備を行った（図１）。この効果もあって、近年、BNCT 臨床研究件数は急速に増加し、2007 年度には年間 34 例が行われた。

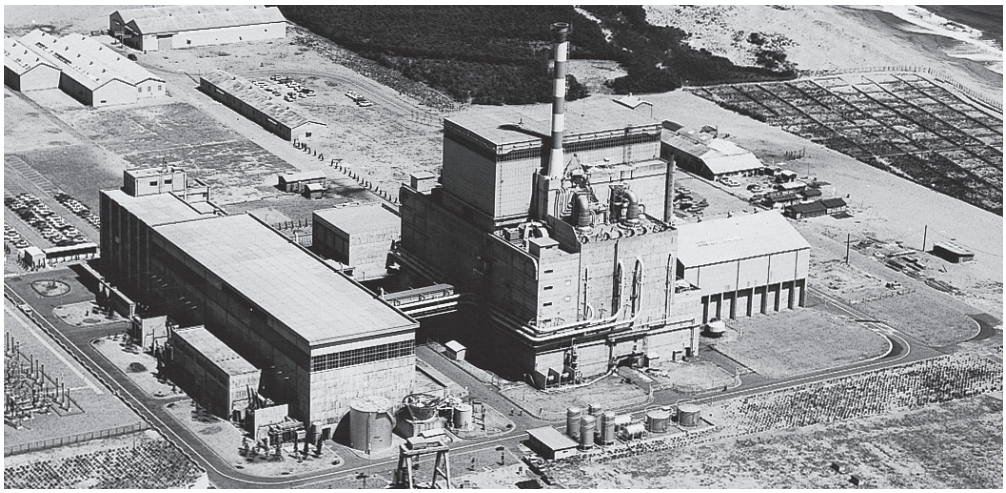
産業利用としてシリコン半導体の製造に関する照射実験（図２）、環境保全を目的とした中性子放射化分析、原子力発電所で使用する中性子検出器の感度試験、^{16}N からのγ線による放射線測定器の高エネルギー特性試験等により研究・産業界に貢献してきた。

JRR-4 は、以上のように、1965 年の臨界以来、遮蔽技術の開発、原子力技術者の人材育成、BNCT 臨床研究、シリコン半導体製造等の広い分野での原子力の平和利用に貢献してきた。

東海発電所
商用原子力発電所初号機の建設･運転

Tokai Nuclear Power Station : The Construction and Operation of the First Nuclear Plant in Japan

日本原子力発電株式会社



▲東海発電所の全景

▲東海発電所　初臨界時の中央制御室

Point

日本初の商用原子力発電所として建設、1966 年営業運転を開始
我が国の原子力開発にとっての基礎・枠組みを提供
放射線管理のあり方は、その後の原子力施設が引継・継承

受賞後の声

東海発電所の建設・運転に関わった方々は、原子力発電所の耐震設計、安全設計、規制制度整備、燃料･資材調達、海外との原子力協定締結等に大変なご苦労をされたと聞いている。また、その後の運転・廃止措置に携っている方々にも、我が国唯一の黒鉛減速炭酸ガス冷却式原子力発電所の安全運転、解体工事等に多大なご苦労をいただいている。今回の受賞はこのような諸先輩方ならびに現職員の熱意、努力によるものであり、関係者のご尽力に改めて敬意を表するとともに、日本の原子力エネルギー利用の先陣を切ってきた東海発電所として今回の受賞を大変光栄に思う。
（東海発電所 所長 佐藤和秀）

引用･参考文献

1）東海発電所の建設（日本原子力発電株式会社　社内資料）
2）日本原子力発電株式会社，“日本原子力発電五十年史”，日本原子力発電株式会社，2008

■国内初の原子力発電所、その後の原子力開発の基礎となる

1950 年代、エネルギー資源に乏しい我が国は、官民あげて原子力開発利用に向けた国内体制の整備を図った。1956 年には原子力委員会が発足し、海外の原子力発電の調査を経て、当時英国で実績のあった黒鉛減速炭酸ガス冷却炉の「コールダーホール改良型」を国内初の原子力発電所として採用することとなり、翌年 11 月、実施主体である日本原子力発電株式会社が設立された。

東海発電所は、このような経緯を経て、建設が開始され、1966 年に営業運転を開始した。国内初号機として、原子力発電所の安全設計・建設・運転にとどまらず廃止措置に至るまでの法制度、安全協定等の礎となるとともに、運転管理･保守管理・放射線管理等の原子力発電所運営の基礎を築き上げた。また、国内の電力会社から多数の出向者を受け入れ、原子力発電所技術者の育成にも多大な貢献をした。

■安全設計への取り組み・放射線管理

安全設計のうち耐震設計については、英国の炉心耐震構造を我が国の耐震条件に合せて見直すとともに、発電所各施設を構造、特性を勘案して重要度に応じて３区分に分類し、各区分に応じた割増係数を建築基準法による震度に乗じることで耐震性の強化と合理化を図る等した。このほか、英国にない新設計として、仮に制御棒が挿入されないというような事態が発生したとしても、多数のボロン鋼球を炉心に落下させることにより原子炉を停止させることができる原子炉緊急停止装置（ESD）をとり入れた。

放射線管理は、発電所従事者について、外部放射線被ばく線量をフィルムバッチとポケット線量計により管理し、１か月毎に評価した。作業管理については、場所を放射線管理区域と汚染管理区域に区分し、出入口には、チェンジルームを設け、監視員が、専用被服への更衣、防護具の着用、汚染検査の実施状況等を確認した。さらに、発電所周辺のモニタリングポスト、モニタリングステーションで発電所内外の放射線レベルを連続監視した。このような放射線管理のあり方は、その後の原子力発電所のみならず、原子力施設の放射線管理の基礎となった。

日本のプルトニウム利用における プルトニウム燃料第一開発室の先駆的役割

Pioneering Role of Plutonium Fuel Development Facility to Plutonium Utilization in Japan

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲1966年、米国からプルトニウムを初入荷し、日本でのプルトニウム燃料の研究開発が始まる

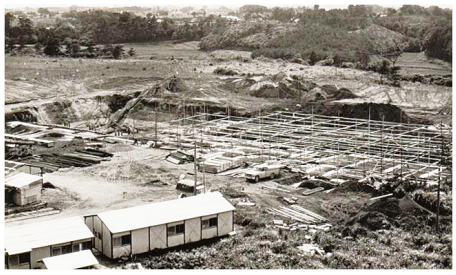
▲プルトニウム燃料第一開発室（外観）

Point

MOX燃料の物性研究の分野において世界をリード
MOX燃料製造プロセスの礎を築く
照射試験用燃料の供給を通じて、MOX燃料の挙動解明に貢献
高速増殖炉サイクルの革新技術に係る研究開発

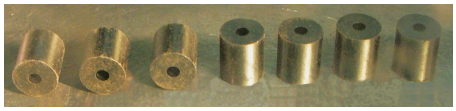
受賞後の声

プルトニウム燃料第一開発室は、長年にわたり日本のプルトニウム利用における先駆的な役割を果たしてきた。今回の受賞はその実績が認められたということであり、大変光栄なことである。
今後も、MOX燃料の製造技術開発やさまざまなニーズに応じた照射試験用燃料開発を通して、高速増殖炉サイクルの実用化を見据えた研究開発を進め、MOX燃料における世界の最先端の研究開発を担う施設であり続けることを目指していく。



▲写真１　日本最初のプルトニウム燃料取扱施設として建設に着手（1964 年）

▲写真２　照射試験用燃料の検査（1971 年ごろ）



▲写真３　高速増殖炉サイクルの革新技術に係る研究開発（簡素化ペレット法により作られた MOX ペレット、1999 年～）

引用･参考文献

1）動力炉･核燃料開発事業団，“動燃 30 年史”，動力炉・核燃料開発事業団，1998

2）山本他，“プルトニウム燃料技術開発成果報告書－プルトニウム燃料第一開発室における技術開発成果―”，PNC-TN8410 95-045，動力炉・核燃料開発事業団東海事業所，1995

プルトニウム燃料第一開発室は、日本における原子力の発祥の地である茨城県東海村にあり、1966 年 1 月にプルトニウムの取扱いを開始してから、その安全取扱いに関する基礎技術の開発、MOX 燃料の基礎物性の研究、MOX 燃料製造技術の開発を進め、我が国のプルトニウム利用技術の開発において先駆的な役割を果たしてきた（写真１）。

■ MOX 燃料の物性研究の分野において世界をリード

1967 年から MOX 燃料の状態図作成や基礎物性値取得のための物性試験を中心に開始し、基礎的データベースの蓄積を図っている。1988 年からは、物性データの充実、測定・評価精度向上に向けて、物性測定設備の新設、更新を順次実施し、酸素ポテンシャル、O/M 変化速度の研究、MOX 燃料の融点および熱伝導度に関する研究を進め、世界をリードする研究開発成果の発信につながっている。

■ MOX 燃料製造プロセスの礎を築く

操業開始当初から UO_2 燃料の製造法をもとに日本で初めてのプルトニウムを用いた燃料の製造法開発が始まり、現在の MOX 燃料製造プロセスの礎を築いた。製造試験等を通じて蓄積された技術は、その後建設されたプルトニウム燃料第二開発室、第三開発室へと着実に引き継がれた。

現在も、第三開発室における量産技術開発の際に、さまざまな小規模試験を実施し条件選定や課題解決に貢献するとともに、軽水炉用 MOX 燃料加工に係る確証試験を行うことで、民間 MOX 加工事業者への技術協力に大いに寄与している。

■ 照射試験用燃料の供給を通じてMOX燃料の挙動解明に貢献

操業を開始した 1966 年ごろから MOX 燃料の照射挙動を解明するために、国内（常陽、JRR-2、JMTR 等）および海外（ハルデン、ラプソディ等）の原子炉に向けて、ATR 型、FBR 型および軽水炉型といったさまざまなタイプの照射試験用 MOX 燃料を製造・供給し、燃料の安全性の確証を得るために多大な貢献を果たしている（写真２）。

■高速増殖炉サイクルの革新技術に係る研究開発

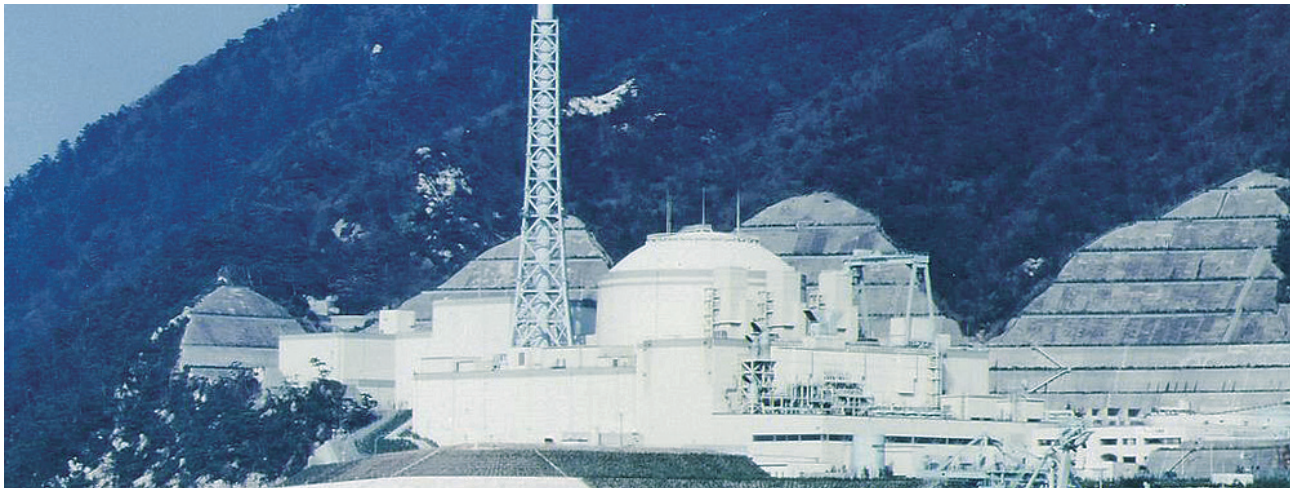
そして今なお、次世代を担う研究者、技術者の育成を図りつつ、将来的な高速増殖炉サイクルの実用化を見据えた基礎的段階からの研究開発を行う施設として活用されており、特に MA を含有した MOX 燃料の物性測定の分野では、世界の最先端の研究を行う等、プルトニウム利用技術開発の一翼を担っている（写真３）。

三菱原子力工業(株)大宮研究所ナトリウムループ施設におけるナトリウム技術開発

Development of Sodium Technology in the Sodium-Loop Facility
at Omiya Research & Development Center of Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.

三菱重工業株式会社

▲高速実験炉「常陽」



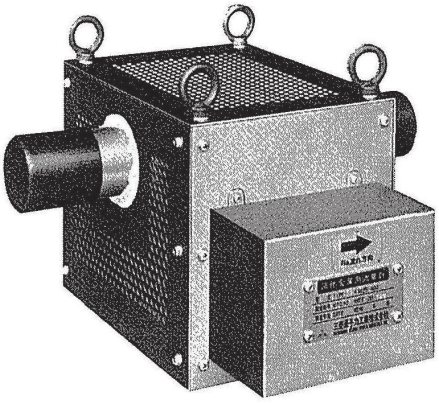
▲高速増殖原型炉「もんじゅ」

Point

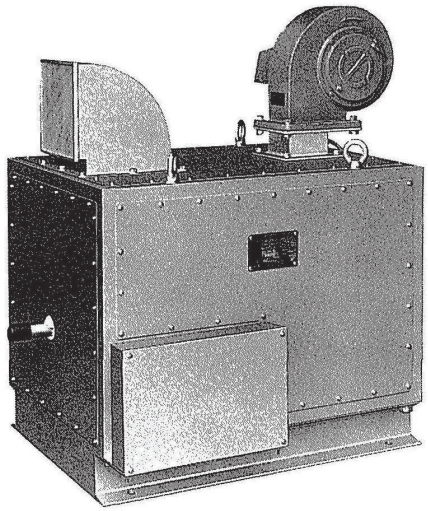
1965 年から社内研究開発用 Na ループを建設
Na 技術の基礎を確立し、常陽、もんじゅを含む FBR の開発・設計に貢献

受賞後の声

大宮の Na ループは、Na 技術が高速増殖炉等の発展に役立つことを夢見てご協力いただいた各方面方々のご支援の結果であり、社内外の枠を超えての協調、競争の成果でもある。夢は達成へ道半ばであり、今後も当時の夢が生き続け、いつの日かより大きな成果として実を結ぶことを期待するものである。
(元三菱原子力工業 渡邉　崇)



▲写真１　開発された Na 機器の例―電磁流量計



▲写真２　開発された Na 機器の例―電磁ポンプ

三菱原子力工業（株）では、1965 年から Na 技術の開発に着手し、社内の大宮研究所に社内研究用 Na ループ（ML- 1）の建設を計画した。当時、Na 機器の国内生産はなく、輸入品は費用、期間の面で問題があったため、すべてを自作することで設計を行い、1966 年 ML- 1 が完成した。その後、ML- 2, PTL, CTL を経て、FBR 用 Na 技術の基礎を確立し、FBR の開発および設計に大きく貢献してきた。

ML- 1 は、Na 量約 50 ℓ、最高使用温度 600℃であった。ここで自作した Na 機器は、電磁ポンプ、電磁流量計、Na 液面計、圧力計、コールドトラップ等であり、その後の Na 機器製作販売の端緒となった（写真１、２）。

この ML- 1 建設実績を背景に、1967 年度科学技術庁より Na-Na 熱交換器の開発を受託し、この熱交換器の開発とそのためのテストループとして ML- 2 を建設した。1969 年には、科学技術庁の委託研究として ML- 2 を改造し、我が国最初の蒸気発生器の開発試験を実施した。約 400 時間にわたる蒸気発生運転およびその後の解体検査により、設計、製作、材料、運転の面で所要の性能が確認された。また、Na 水反応事故対策のための安全防護システムおよび水漏洩を検知する Na 中隔膜式水素計も合わせて開発した。

三菱が常陽の２次冷却系を担当するにあたり、開発機器である機械式主循環ポンプ、電磁ポンプの試験を行うためのポンプテストループ（PTL）を建設した。性能試験成果は常陽のポンプ設計、製作に反映され、長年、順調な運転を続けている。

常陽向けの Na 機器の開発が始まると、性能試験のために、汎用 Na 機器試験ループ（CTL）を建設した。各種サイズの電磁流量計の校正試験、各種電磁ポンプの性能試験、プラギング計、純化装置等の開発試験に活用した。

また、1970 年には常陽の回転プラグを対象とした Na 蒸着試験、1971 年からはもんじゅを対象に、制御棒駆動機構用ベローズ基礎試験、内部炉心拘束機構単体試験、回転プラグ固着防止試験等に活用された。

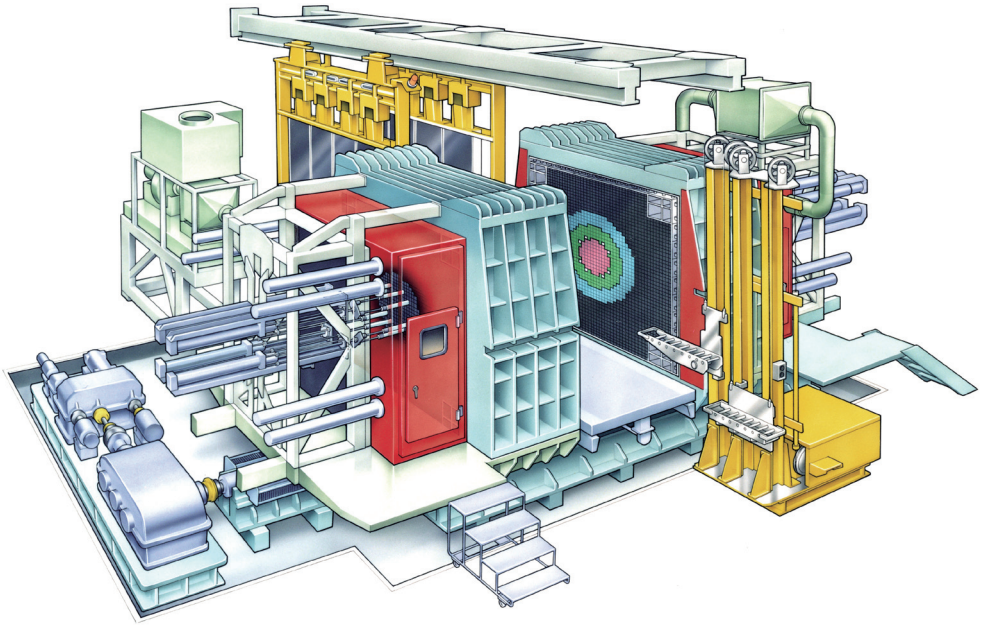
引用･参考文献

1）三菱原子力工業株式会社，“mapi 技術 30 年の歩み”三菱原子力工業株式会社，1989

高速炉臨界実験装置（ＦＣＡ）

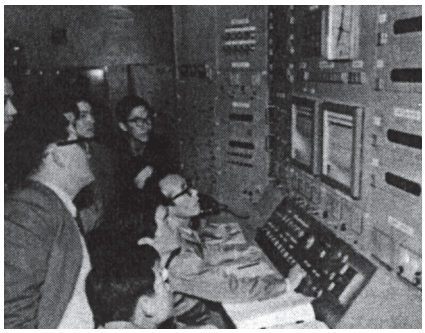
Fast Critical Assembly（FCA）

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



▲高速炉臨界実験装置（FCA）

▲ FCA 建屋外観



▲初回臨界達成時の FCA 制御室（1967 年 4 月 29 日）

Point

我が国唯一の高速炉用臨界実験装置
我が国で初めてプルトニウム燃料の使用が可能な臨界実験装置
これまでの成果は、今日の高速炉の設計および開発に反映
炉物理実験技術の普及と継承、高速炉開発分野における人材育成に貢献

受賞後の声

今回の受賞は、研究者のみならず、FCA の運転に必要なさまざまな管理業務等のスタッフを含む、多数の人々の高速炉開発への熱意とたゆまざる努力の積み重ねが結実したものである。FCA が初臨界を迎えたころは、米国を始め６か国において６基以上の高速炉用臨界実験装置が稼働していたが、現在、FCA を含め３基が稼働しているに過ぎない。この状況を踏まえると、我が国のみならず世界的にもその果たすべき使命は、今後も大きいと考える。今回の受賞を機に、未臨界から臨界までを取扱う炉物理実験装置として、その使命を果たしていく所存である。
（原子力機構 FCA スタッフ一同）

1963	設計開始
1965	建設着工
1967	初回臨界達成（4 月 29 日）
1967 ～ 1970	小型高速炉実験 他
1970 ～ 1974	Pu 燃料入手
1974 ～ 1975	格子管拡大工事
1970 ～ 1980	常陽、もんじゅ模擬実験 他
1980 ～現在	新型炉に関する模擬実験 （軸方向非均質高速炉、高転換軽水炉 他） 核データ評価のための積分実験 （MA核種断面積、遅発中性子データ 他） 高速炉の安全性に関する炉物理実験 （Na ボイド効果の評価、ドップラー効果の評価 他）

受賞歴
○日本原子力学会賞
・FCAにおける高速炉臨界実験技術の確立と「常陽」の核的モックアップ実験（第５回、1973）
・修正核断面積データと核データの相関（第７回、1975）
・反跳陽子計数管中性子スペクトル測定装置の開発（第 14 回、1982）
・大型FBR用軸方向非均質炉心の概念と基本核特性（第 22 回、1990）
・高速炉のドップラー効果の実験的研究（第 29 回、1997）
・核特性予測精度の向上のための臨界実験を有効活用する新しいバイアス因子法（第 41 回、2009）
○科学技術庁長官賞
・FCA格納容器の漏洩率測定法の考案（1989）

▲表１　FCA の歩み

引用･参考文献

1）弘田実弥，“FCA における高速炉臨界実験とその解析”，JAERI 1289，1983
2）S. Iijima et al.，“Experimental Study of Nuclear Characteristics of Large Axially Heterogeneous Core Using Fast Critical Assembly”，J. Nucl. Sci. Technol.［26］，221-230，1989
3）T. Osugi et al.，“Investigation on Criticality and Infinite Multiplication Factor of High Conversion Light Water Reactor Using Zone-Type FCA-HCLWR Core Fueled with Enriched Uranium”，J. Nucl. Sci. and Technol.［26］，477-491，1989
4）H. Oigawa et al.，“Experiments and Analyses on Fuel Expansion and Bowing Reactivity Worth in Mock-up Cores of Metallic Fueled Fast Reactors at FCA”，J. Nucl. Sci. and Technol.［36］，902-913，1999
5）T. Mukaiyama et al.，“Actinide Integral Measurements in FCA Assemblies”，Proc. of the Int. Conf. Nuclear Data for Basic and Applied Science，483-488，Gordon and Breach Science Publishers，1985，Santa Fe，USA
6）S. Okajima，et al.，“Summary on International Benchmark Experiments for Effective Delayed Neutron Fraction（β eff）”，Progress in Nucl. Energy［41］，285-301，2002
7）溝尾宣辰，“大きな負の反応度の測定に関する研究”，JAERI-M 7753，1978
8）M. Obu et al.，“Proton-Recoil Counter Technique for Measurements of Fast Neutron Spectrum”，J. Nucl. Sci. and Technol.［16］，329-343，1979

■概要とこれまでの成果

高速炉臨界実験装置（FCA）は、高速炉の炉物理研究を目的として 1963 年に設計が開始され、1965 年から建設され、1967 年４月 29 日初臨界を達成した。1974 ～ 1975 年には我が国で初めてプルトニウム燃料の使用が可能な臨界実験装置に改造された（表１）。FCA は、固定側および移動側に分割された２つの集合体からなる水平２分割型集合体である。実験炉心は、板状の燃料要素および模擬物質を装填した燃料引出しを、集合体を構成する正方形の格子管に装荷して、組み立てられる。この燃料要素と模擬物質の組成比率を系統的に変えることが可能なことから、構築可能な実験炉心の燃料組成や炉心形状の自由度が大きく、炉心の中性子スペクトルは中速スペクトル炉から高速炉まで多岐にわたるのが特長である。また、板状の燃料要素等の使用により、炉心内のナトリウムボイド領域の拡大や炉心溶融の過程を段階的に模擬することも可能である。

初臨界達成後、高速炉の炉物理実験技術の習得と経験の蓄積に利用されるとともに、実験炉「常陽」および原型炉「もんじゅ」の模擬実験が実施され、両炉の設計および安全審査に必要な炉物理データを提供した[1)]。その後、装置の特長を活かし、新型中速・高速炉の概念検討に必要な核特性の検証を目的として、さまざまな革新炉の模擬実験が実施されてきた[1、2、3、4)]。また、燃料組成の自由度の高さや多様な中性子スペクトル場の特長を利用して、核データ評価に必要な基礎的積分データ[5、6)]、高速炉の安全性に重要なドップラー効果、ナトリウムボイド効果および炉心溶融時における反応度効果等の実験データが取得され、それらの解析を通して、我が国の高速炉物理の発展に大きく貢献してきた。

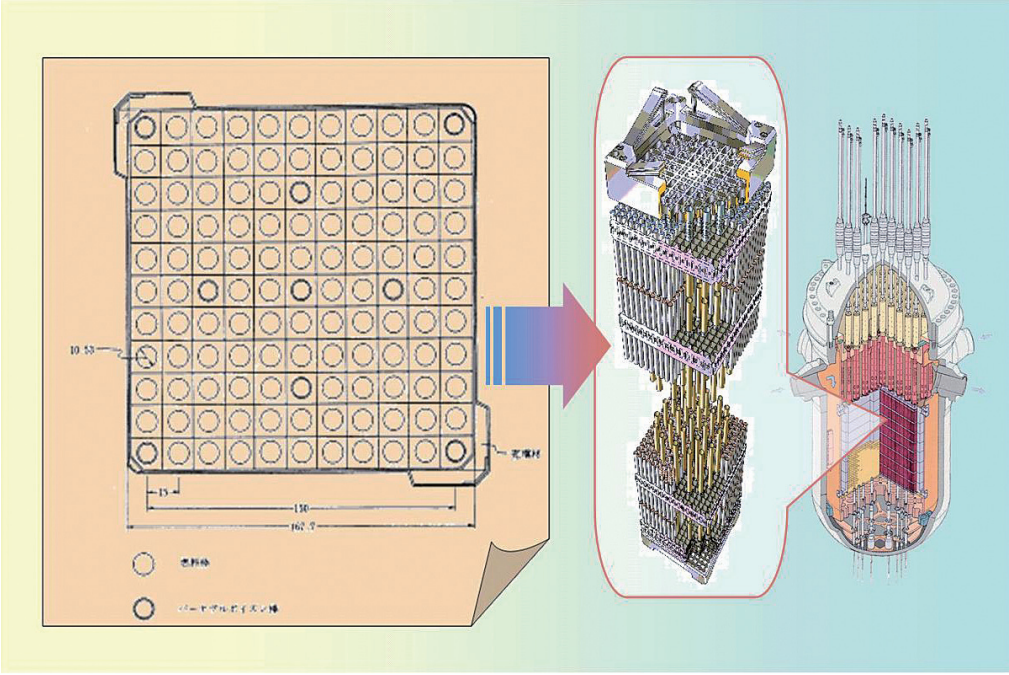
新たな実験手法の開発では、炉停止マージンや燃料交換時の安全確認における重要課題であった大きな負の反応度の測定法の開発[7)]、高速中性子スペクトルを測定するための反跳陽子計数管装置等を開発した[8)]。また、もんじゅ起動試験における反応率分布測定技術開発へも貢献した。

これまでの実験結果、実験技術開発およびその研究成果は、国内外で高く評価され、これまでに６件の日本原子力学会賞を受賞している。また、我が国および海外から多数の炉物理研究者や学生が実験に参加し、炉物理実験技術の普及と継承、高速炉開発分野における人材育成に大きく貢献している。

三菱原子力工業(株)大宮研究所における我が国初のPWR燃料の製造並びに三菱臨界実験装置による初期PWR炉心技術の確立

Fabrication of Japanese First PWR Fuels and Establishment of Early PWR Reactor Core Technology Assisted by Mitsubishi Critical Facility (MCF) at Omiya Research & Development Center of Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc

三菱重工業株式会社



▲我が国初の PWR 燃料の断面図と現行燃料

Point

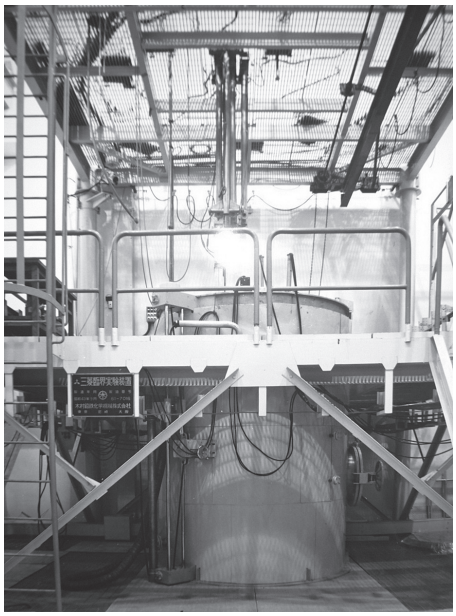
原子力船「むつ」の燃料として我が国初の PWR 燃料を製造
MCF に「むつ」実燃料を装荷した陸上臨界実験を実施
初期の PWR 発電炉の炉心設計技術を確立

受賞後の声

今回の表彰は当時ひたむきに PWR の国産化に傾注した若い担当者たちのものです。細かい指導が行き届かぬ中で、原子力船開発に燃え献身的に挑戦しました。まったく事故もなく遂行し、「むつ」と玄海１号機の成功を達成してくれました。
燃料等の製造も設計の要求を見事に実現し、しかも「むつ」の最後までフォローしてくれました。
また、当時の原子力局、原研、原船団等の温かい指導・協力、三菱グループ幹部のリスクへの挑戦をありがたく思い出しています。
（元三菱原子力工業 小倉成美）

U235濃縮度	3.24wt% / 4.44wt%
燃料棒ピッチ	15.0mm
燃料集合体ピッチ	179.6mm
燃料棒被覆管外径	10.53mm
燃料棒被覆管内径	9.53mm
被覆管厚さ	0.4mm
被覆管・ペレット間隔	0.13mm
被覆管材質	ステンレス鋼(SUS27)
燃料ペレット密度	10.4g/cm^3
燃料ペレット直径	9.6mm
有効長	1,040mm

▲表１　我が国初の PWR 燃料（「むつ」燃料）の主要仕様



▲写真１　MCF 内部タンク

▲写真２　MCF 建屋外観

引用･参考文献

1）三菱原子力工業株式会社，“mapi 技術 30 年の歩み”，三菱原子力工業株式会社，1989
2）下桶他 ,JNS-10，“原子力船『むつ』炉心陸上臨界試験報告書”，日本原子力船開発事業団 ,1973
3）日本原子力船開発事業団，JNS-10“原子力船『むつ』炉心陸上臨界試験報告書”，日本原子力船開発事業団，1973
4）青森県エネルギー総合対策局
「1-3 原子力船「むつ」の概要」
http://www.shigen-energy.jp/atom/note/011012.htm

■原子力第一船「むつ」燃料の製造

日本原子力船開発事業団（後に日本原子力研究所に統合）の原子力第一船「むつ」に関する原子力船建造契約は、1967 年 11 月、船炉分離方式で調印され、燃料を含む原子炉部は当時の三菱原子力工業株式会社（MAPI。後に三菱重工業と合併）が受注した。

MAPI 大宮研究所は、三菱金属より金属ウラン燃料の開発を引き継ぎ、それに二酸化ウラン燃料開発を加えて燃料の開発を開始していた。二酸化ウラン粉末からペレット製造、燃料棒、燃料集合体の組み立てまでを同研究所にて行った。

これらの技術を集約し、原子力船「むつ」の燃料開発を行い、全炉心 32 体に予備 2 体を含めた燃料集合体を完成させた（表１）。

■三菱臨界実験装置（MCF）での炉心技術開発

同時に進められていた炉心設計技術の開発の中で、「むつ」の採用したステンレス鋼被覆燃料による炉心設計を仕上げるためには、臨界実験による確証が必須であることが明らかとなり、それが社内でも認められ、大宮研究所に三菱臨界実験装置（MCF）を設置することとなった（写真１、２）。

MCF の原子炉設置許可は 1967 年に申請され、1969 年 7 月には使用前検査にも合格。MCF での実験は約 4 年間実施され、この間「むつ」の実燃料を装荷した陸上臨界実験を行うとともに、発電プラントの性能確認、改良のための実験を行い、炉心核設計コードの整備を行った。

■エピローグ

MCF は、その後、諸般の事情により、計画していた実験が一段落し成果を得たところで、解体変更届を 1973 年 12 月 27 日に提出。廃止完了報告は 1974 年 3 月 11 日に提出し、その役目を終えた。

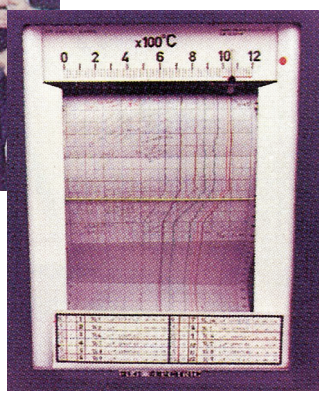
「むつ」は、1969 年に進水し、翌年に大湊定係港に回航されたが、1974 年に出力上昇試験を実施した際、放射線漏れを起こし、改修工事等を経て、1988 年 1 月にはむつ市関根浜の新定係港に回航した。その後、出力上昇試験、海上試運転が行われ、1991 年 2 月に、我が国最初の原子動力実験船となり、4 回にわたって実験航海を行った後、1995 年 6 月、こちらもその役目を終えた。

この「むつ」に装荷された二酸化ウラン燃料集合体は、我が国唯一の原子力船の動力として用いられたものであるとともに、我が国で初めて製造された PWR 燃料であり、MCF 装置による初期の PWR 炉心設計技術の確立に大いに貢献した。

日本の原子力研究の先駆けとなった材料試験炉JMTR

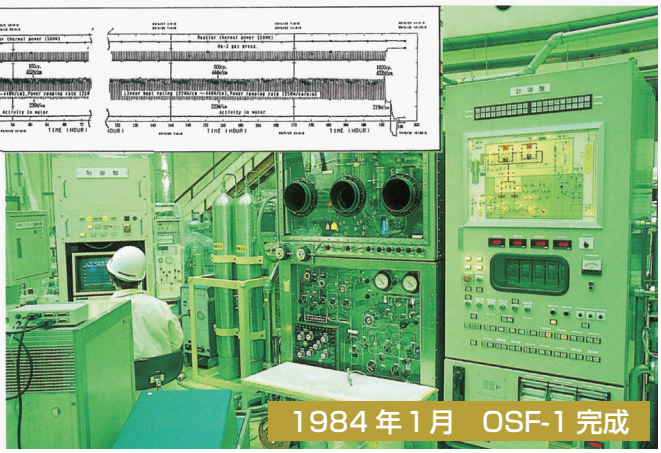
Leading Reactor JMTR in the Field of Nuclear Research and Development in Japan

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



▲1977年3月、高温ガスループ（OGL-1）において世界最高の照射温度を達成し、国産高温ガス炉（HTTR）の建設に貢献 。右は温度記録計

▲軽水炉燃料試料の出力サイクル試験のチャート（1,000サイクル）



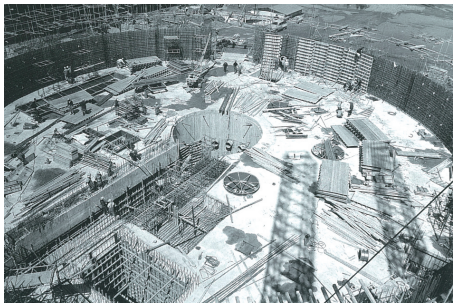
▲軽水炉燃料試料の出力急昇試験を実施し、多くの成果を達成

Point

発電用原子炉の燃料・材料開発に貢献
原子力開発、原子力基盤技術および人材育成に貢献

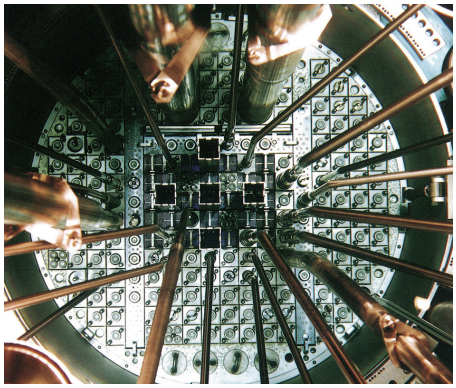
受賞後の声

このたび、日本原子力学会から原子力歴史構築賞として材料試験炉JMTRが受賞できたことに対して、建設以来長年にわたる先輩諸氏の功績が高く評価されたものとして、非常に光栄に感じている。現在、JMTRは改修中であるが、2011年度からの再稼働後において、今までに増して原子力の基幹施設として日本の原子力の発展に貢献していきたい。
（原子力機構 大洗研究開発センター 照射試験炉センター センター長 河村　弘）



▲写真１　地下部分の建設が終了し、炉プール、カナル、GF プールの様相が現れてきた（1966 年３月）

▲写真２　多くの関係者が見守る中、1968 年３月30日15時39分初臨界となった



▲写真３　多種多様な照射キャプセルを用いた照射試験により、さまざまな分野に多大な貢献をしてきたJMTR の炉心

▲写真４　2011 年度からの再稼働に向けて、改修工事を進めている JMTR

引用･参考文献

1）原子力委員会，“材料試験炉の設置について（原子力委員会決定）”，1963
2）日本原子力研究所 材料試験炉部，“JMTR の 100 サイクル”，1992

■原子力研究開発の黎明期に JMTR が果たした役割

我が国の原子力開発利用長期計画を効果的、かつ強力に推進し、国産化技術を確立して新しい原子炉開発等を促進するためには、高い中性子束密度で有効に照射試験を行うための専用の材料試験炉を設置することが必要であるとし、原子力委員会は、1963 年に我が国初の材料試験炉である JMTR の建設を決定した[1)]。当時の国産技術の粋を集めて、1965 年から JMTR の建設を開始し、1968 年３月に初臨界を達成した（写真１、２）。

その後、世界的性能を有する大型水ループやガスループを始め、多種多様なキャプセル等数々の実験設備が開発・設置され、これまでに照射試験を行ったキャプセルおよびラビットの合計 4,483 本になる等、軽水炉、高速増殖炉、高温ガス炉等の動力炉の開発、核融合炉の開発、医療・工業用アイソトープの製造等で多大な貢献を果たしてきた[2)]。

■電力の安定供給に向けた軽水炉用燃料・材料の開発への貢献

軽水炉用燃料の開発に関しては、JMTR に整備した出力急昇試験設備（BOCA/OSF-1 照射設備）を用いて軽水炉用高燃焼度燃料の出力急昇試験が国家プロジェクトとして行われ、軽水炉用燃料の高燃焼度化に必要なデータが取得され、原子力安全委員会の指針策定に役立てられている。

発電炉用材料の開発に関しては、原子炉圧力容器鋼材を用いた加圧熱衝撃（PTS）実証の照射試験や照射誘起応力腐食割れ（IASCC）に関する基礎データの取得等、我が国の軽水炉発電のための原子炉技術開発に大きく貢献してきた。

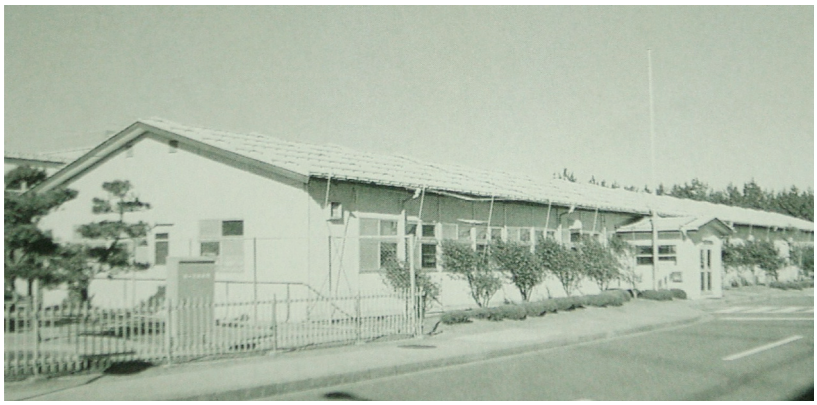
■原子力開発、原子力基盤技術および人材育成への貢献

核融合炉材料等の各種照射試験を実施した。特に、ブランケット材料の照射試験では、ITER での中性子パルス照射環境を模擬できるキャプセルを開発し、中性子照射下でトリチウムの生成・回収特性データを世界で初めて取得する等、ITER の設計データベース構築に大きく貢献した。また、高温高圧ガスループ OGL-1 を利用し、高温ガス炉構造材の黒鉛材料、Cr-Mo 合金等の高温かつ中性子照射下における照射データや燃焼度 44GWd/t までの燃料健全性の実証データの取得等国産高温ガス炉 HTTR の建設を可能ならしめた。さらに、大学やそのほかの研究機関からも大いに利用され、精密計測、制御技術を用いた燃料･材料等の照射試験により、照射研究等の基礎基盤研究や原子力人材の育成等に対して幅広く貢献してきた（写真３、４）。

東海研修所及び総合研修センター

Tokai Training Office and Training Center

日本原子力発電株式会社



▲東海研修所の全景

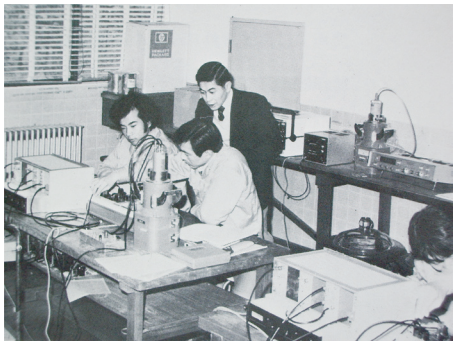
▲総合研修センターの全景

Point

国内外の原子力業界における中核的な層の人材育成と、原子力の安全な発展に貢献

受賞後の声

おかげさまで、2008 年 12 月「総合研修センター」は開設 20 周年を迎えた。日本原子力学会から賜った「原子力歴史構築賞」は、所員一同にとって非常に光栄なことであり、良い記念となり、これまで学ばれた研修生、関係者、地域の皆様に感謝するとともに、諸先輩の築かれた歴史をさらに発展させ前進していきたいと思っている。



▲写真１　東海研修所での放射線実習風景

▲写真２　総合研修センターでの海外研修生へのシミュレータ実習風景

1957 年 11 月、実用発電炉を導入するために日本原子力発電株式会社（原電）が設立された。実用発電炉である東海発電所を確実に建設し、運転するために必要となる技術者の養成は、原電に課せられた使命のひとつであった。当時、原電社員の大半は電力各社からの出向社員であり、将来、出向元である電力会社に戻り、原子力発電開発を担う任務を負っていた。電力各社は、軽水炉建設計画を有していたこともあり、人材育成のため原電に出向させることについては積極的であった。各社での原子力発電所建設計画が着々と進行するにつれて、運転・建設・保修・放射線管理等の業務に従事する専門技術者の教育訓練のニーズが増大した。

このニーズに応え、建設・運転・管理要員の養成訓練を目的として、1968 年 5 月東海発電所内に「東海研修所」が開設され、基礎研修コース・運転要員コース・建設要員コースを設けて、技術者の教育訓練が開始された（写真１）。研修では発電所の施設を利用し、現場の実務を通じて行うことに重点が置かれ、研究所や大学と差別化されるところであり、一貫した研修で原子力黎明期における技術者の育成に大きく貢献した。

その後、「東海研修所」で得られた知見を基にして、1988 年 12 月、運転、保修訓練の設備を強化した「総合研修センター」が東海村内に設立された。「総合研修センター」では引き続き、電力会社・原子力関連メーカー・原子力関連団体から研修生を受け入れ、原子力の基礎理論から発電所設備の運転、メンテナンス、放射線管理、燃料管理、化学管理、そして近年では時代の変化に合わせて品質管理、環境管理まで幅広い研修を行っている。

1985 年、国際協力事業団の要請により原子力発展途上国での原子力の安全な発展に寄与する観点から、アジア各国等における原子力開発の中心となる若手研修生を対象に、発電所の設計・建設および安全対策等に係わる技術を紹介する「原子力発電コース」を開始し、毎年研修を行っている。研修生は、現在、母国の原子力開発において中心となって活躍している。また、このほかにも海外研修生への研修を受託している（写真２）。

さらに、地域社会における原子力の理解促進のために、茨城原子力協議会に協力し、茨城県の小中学校教職員の方々に対して、原子力の基礎に関する研修を開催している。

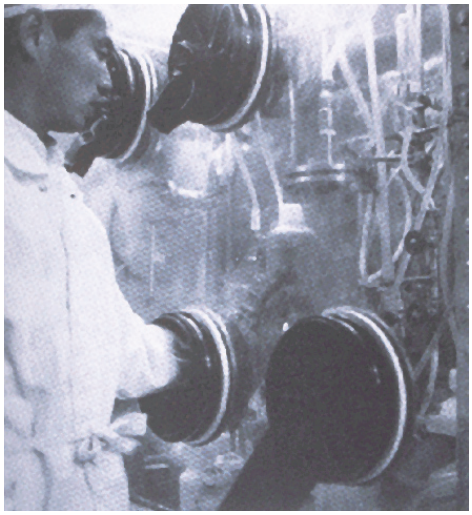
原電「東海研修所」と「総合研修センター」は、原子力黎明期から現在に至る国内外の原子力業界における中核的な層の人材育成と、原子力の安全な発展に貢献してきた。

我が国初の工学規模で再処理試験を成功させた再処理特別研究棟

JRTF which Made the First Reprocessing Test of an Engineering Scale in Japan Successful

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲再処理特別研究棟外観



▲ JRR-3 使用済燃料を再処理し、国産初のプルトニウム 105g の回収に成功（この中の 4 g を XPO'70 のタイムカプセル内に収納）

Point

我が国最初の再処理試験（PUREX 法）に成功
プルトニウム約 200g の抽出分離に成功
再処理関連技術者の養成

受賞後の声

再処理特別研究棟の設計・建設や研究開発に携わった技術者・研究者の技術レベル向上、東海再処理工場の運転要員の養成に貢献し、東海再処理工場での使用済燃料の処理（2002 年 1,000t 達成）、六ヶ所再処理工場、MOX 燃料加工工場の建設・操業等、核燃料サイクル構築の原動力となり、原子力開発に貢献するところ顕著なものである。

▲写真１　プルトニウム原子時計
湿式再処理試験で回収されたプルトニウムを使用したタイム・カプセル EXPO'70 のプルトニウム原子時計

引用･参考文献

1）青地哲男，“原研の再処理試験施設の設計・建設ならびに試験”，日本原子力学会誌 11［2］，日本原子力学会，1969
2）青地哲男，“プルトニウム国産化への道”，原子力工業 15［11,12］，16［1-8］，日刊工業新聞社，1969，1970

■我が国初のプルトニウムの回収

燃料再処理は核燃料サイクルを構築するうえで重要な技術であり、JRR-3 使用済燃料を用いた工学規模試験計画が 1956 年に発足した。当時、湿式再処理（PUREX 法）はほぼ確立した技術であったが、我が国では初めての経験であり、溶解・抽出特性等の基礎データの蓄積、問題点の把握、技術レベルの向上が求められていた。

再処理特別研究棟は、このための施設として計画されたが、試験計画自体の数度の修正により、建家は４期に分けて建設されることとなった。建家工事と並行して、再処理設備の設計・製作とモックアップ試験を進め、モックアップ試験で抽出した課題は、ただちに再処理設備に反映し改善を行った。

特に再処理工程の中枢となる溶解・抽出装置に、「所定の性能に達しない」あるいは「性能を維持できない」という問題が発生し対応に苦慮したが、構成機器の変更や構造の修正を重ねて解決を図った。このほか、幾多の問題が発生したが、予定した期間内に施設の整備を終了した。

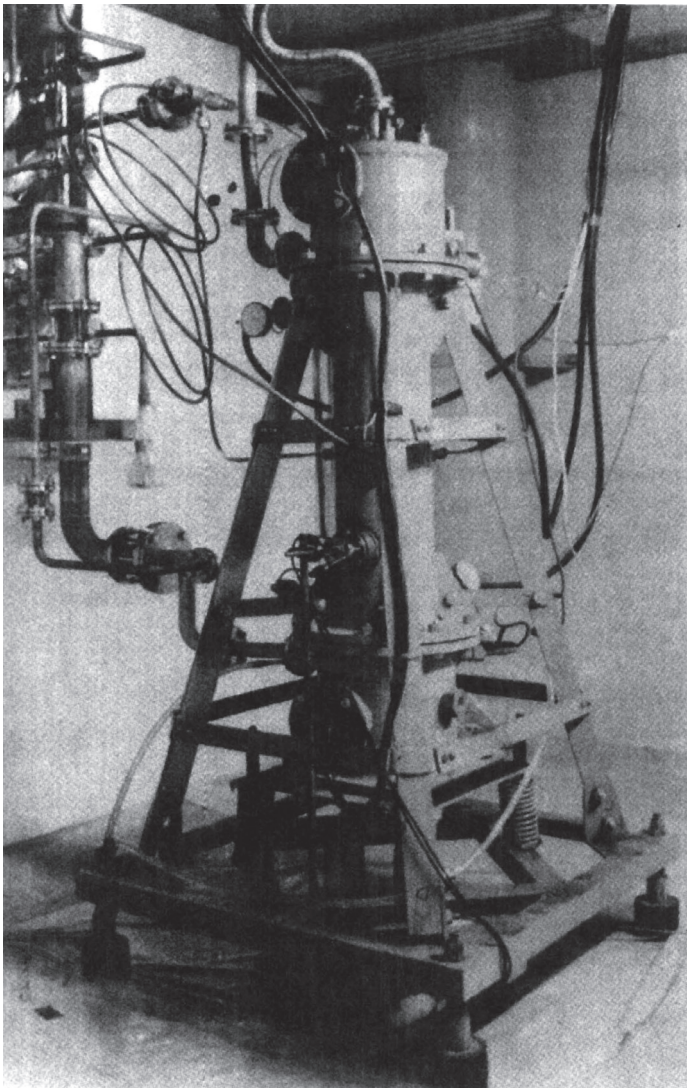
1968 年３月から翌年３月にかけて、JRR-3 使用済燃料（燃焼度約 400 ～ 650MWD/T、ウラン量約 600kg）を用いたホット試験を３次に分けて実施した。この試験において約 200g の精製プルトニウムを回収するとともに、数々の技術データと貴重な経験を得て、当初の計画を達成した（写真１）。この計画では、基礎研究、施設の設計・建設、ホット試験という一連の流れを、全て国内の研究者・技術者の手によって遂行したことに大きな意義があり、また、予期しない問題に遭遇しながらも予定どおりにホット試験を遂行したことは評価に値するものである。

その後も、東海再処理工場に対する運転要員養成、技術支援を行う等、我が国における再処理技術の基盤整備に大きく貢献した。

遠心分離法ウラン濃縮技術の確立

Establishment of the Centrifugal Uranium Enrichment Technology

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



▲初のウラン濃縮試験に使われたガス遠心分離機

Point

我が国独自の技術により遠心分離法ウラン濃縮に係る基本技術を確立
遠心分離法ウラン濃縮技術の実用化開発指針を明確化
実用化開発成果の民間サイクル事業者への技術移転とサイクル事業推進に貢献

受賞後の声

純国産ウラン濃縮技術を確立するため原子力黎明期に行われた遠心分離法ウラン濃縮技術の基礎研究と工学実証に至る研究開発の事跡が原子力歴史構築賞を受賞したことは、核燃料サイクルの重要技術の一つであるウラン濃縮技術を独自技術で築き上げたすべての研究者、技術者の功績と努力が高く評価されたものであり喜びに耐えない。今後、民間サイクル事業者におけるウラン濃縮事業が確実に進展していくことを期待している。

■遠心分離機の機械構造に係る基本技術の確立

1958 年、原子力委員会は将来の濃縮ウランの需要増大に備え、ウラン濃縮技術の国産化を図るための研究開発を進める指針を示した。この指針に基づき 1959 年から理化学研究所で開始されていた遠心分離法ウラン濃縮基礎研究は、1963 年、原子力機構（旧、原子燃料公社）に引き継がれ、国産ウラン濃縮用遠心分離機 1 号機、2 号機を用いた本格的な実用化研究が進められた。開発の初期段階では軸受の磨耗対策、モータの特性向上、軸封など高速回転機器としての基本的な機械性能の改良に重点が置かれた。機械特性の安定化に向けた開発の結果、1966 年、2 号機によりアルゴン同位体、イオウ同位体のガス分離試験の実施が可能となり、基礎的な分離理論の検証を行った。

■ウラン同位体分離に係る基本技術の確立

1967 年よりウラン同位体分離を目指した小型機、3 号機、4 号機の研究が開始され、1969 年 5 月には小型機により我が国初の六フッ化ウランを用いた同位体分離試験に成功し、製品濃度 0.723%を得ることができた。その後、1972 年半ばまで 3 号機、4 号機によるウラン同位体の分離試験が行われ、六フッ化ウランと遠心分離機構成材料との化学反応性、高速回転機器に要求される軸受等の機械機能、ガス抜き出し機能に係る研究課題が明確化され、実用化開発の方向性が示された。

■自主技術による遠心分離法ウラン濃縮技術の確立

ウラン濃縮技術開発黎明期において行われた高速回転機器の要素開発研究、回転技術研究、同位体分離研究、ウラン濃縮システム研究は、我が国独自の自主技術による遠心分離法ウラン濃縮技術の確立に導いた。この成果により遠心分離法ウラン濃縮技術の実用化開発は、1972 年にナショナルプロジェクトに指定され、原子力機構（旧、動力炉・核燃料開発事業団）を中心として大学、メーカーを含めた総合的な遠心分離法ウラン濃縮実用化プロジェクトが進展した。1970 年代後期以降は目覚しい技術進展により、遠心分離機の工業化開発、カスケード試験、パイロットプラントおよび原型プラントの設計、建設、運転が成功裡に完結し、我が国におけるウラン濃縮技術が実用化された。これらの成果は民間サイクル事業者に技術移転され、1992 年には商用ウラン濃縮工場が運転開始に至り、開発黎明期の技術開発が結実した。

原子力船「むつ」の研究開発

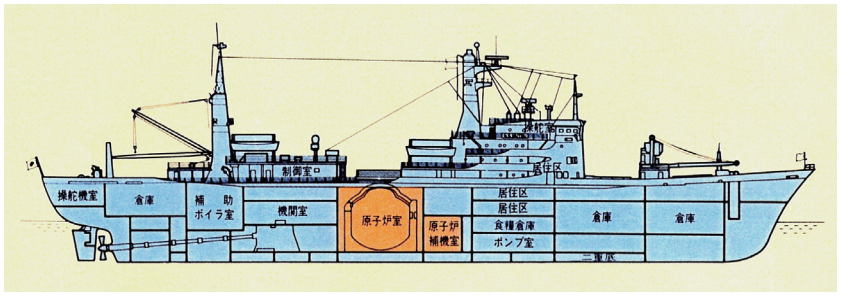
Research and Development of Nuclear Ship “Mutsu”

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲原子動力により太平洋を航行中の原子力船「むつ」（1991 年 12 月）
全航海で約 8 万 2,000km を航行、「むつ」原子炉は 100％出力換算で約 2,250 時間運転

事項	要目
用途	原子動力実験船
航行区域	遠洋区域
全長	130.46m
幅	19.00m
深さ	13.20m
満載喫水	6.90m
総トン数	8,242t
船体構造	耐座礁・耐衝突・耐浸水
原子炉／型式・数	加圧軽水冷却炉・1 基
／熱出力	約 3 万 6,000 キロワット
／燃料	酸化ウラン（低濃縮）
主機関／型式・数	蒸気タービン・1 基
／出力	10,000 馬力
最大速力	17.7 ノット
原子動力航続距離	14 万 5,000 海里（計画）
設備	衝突予防装置 海事衛星航法装置

▲原子力船「むつ」の主要目



▲原子力船「むつ」概念図

▲原子力第 1 船を「むつ」と命名後、皇太子妃殿下の支綱切断によって進水（石川島播磨重工業（株）東京第 2 工場）

Point

国内技術による原子力第 1 船の建造および運航に成功
海洋環境下における振動、動揺、負荷変動等が原子炉プラントに及ぼす影響等のデータを取得
原子力船運航の人的基盤の確立および実用原子力船の建造、運航技術基盤の確立に貢献
耐衝突構造等の船体設計技術、原子力施設の遮へい設計技術の向上に貢献

受賞後の声

原子力船「むつ」は、我が国の原子力の歴史の一頁を語るに忘れてはならない研究開発プロジェクトであり、国産動力炉の第 1 号として放射線漏れ等技術面や政治的な問題でトラブルはあったが、概ね国の基本計画に定められた目的を達成し、国内技術による原子力第 1 船の建造および運航を成功裡に終了した。第 1 回原子力歴史構築賞を受賞したことは、大いに誇れるものであり、建造、運航に携わってこられた多くの技術者や関係者のご功績を讃えるとともに、受賞を心から喜びたい。また、科学技術庁、運輸省等のご指導のほか、青森県、むつ市、青森県漁業協同組合連合会ほか関係者の方々のご理解に深い感謝を捧げるとともに、原子力船を初めとして、原子力施設を受け入れて下さっている青森県の皆様に深く感謝したい。最後に、何年後かに「むつ」の成果を活用した原子力商船が実用化され、地球温暖化、低炭素社会の確立に貢献されることを期待する。
（原子力機構 青森研究開発センター むつ事務所長 北村敏勝）

▲写真１　原子動力のイルミネーションに輝く「むつ」(1990 年４月　関根浜定係港)

▲写真２　「むつ」の船首に砕ける太平洋の波（荒海域での測定実験）
荒海域のほか通常海域、静穏海域および高温海域で実験航海を行い、原子炉および船の特性に係る膨大な測定データは、今後の原子力船および舶用炉の研究開発に活用するため、データベースとして保存

▲写真３　むつ船体から切り離され、遮へい体ごと一括で陸揚げされた原子炉室は、「むつ科学技術館」に展示。覗き窓から原子炉格納容器の内部が観察可能

▲写真４　大型船舶用原子炉(MRX) 2 基を搭載した大型･高速コンテナ船(予想図)

引用･参考文献

1）原子力船開発の歴史編集委員会，“原子力船開発の歴史”，日本原子力研究所，1995
2）日本原子力研究所，“原子力船研究開発の現状”，日本原子力研究所，1995

■開発の経緯[1)、2)]

1963 年８月、日本原子力船開発事業団が設立され、我が国における原子力船開発が開始された。1968 年 11 月に建造に着手、1969 年６月に進水した原子力第１船は「むつ」と命名。1970 年７月に船体が完成、青森県むつ市の大湊定係港に回航し、原子炉機器の艤装、核燃料を装荷した後、1974 年８月、太平洋上において初臨界を達成したが、その後の出力上昇試験中に発生した放射線漏れのため試験を中断。原因は中性子のストリーミング現象であることが判明。

1978 年 10 月、長崎県佐世保港に回航し、安全性総点検・遮へい改修工事を終了した「むつ」は、1982 年９月に大湊定係港に回航し、1988 年１月には完成した関根浜新定係港に回航。原子炉容器蓋開放点検等の健全性確認のための点検・整備を経て、1990 年３月、16 年ぶりに出力上昇試験を開始した（写真１）。同年 10 月５日には原子炉出力 100%を達成、出力上昇試験および海上試運転を終了し、1991 年２月 14 日に使用前検査合格証および船舶検査証書の交付を受け、我が国初の原子動力実験船として完成した。その後、約１年間の実験航海を行い、地球２周強に相当する約８万 2,000km を原子動力で航行し、振動、動揺、負荷変動等が原子炉プラントに及ぼす影響等のデータを取得し、1992 年２月に全ての実験を終了した（写真２）。

その後の解役では、原子炉を遮へい体ごと一括撤去して陸上に保管・管理する「撤去隔離」方式を採用し、被ばく線量や廃棄物を低減し、船体の後利用を可能にした（写真３）。

■「むつ」の成果[1)、2)]

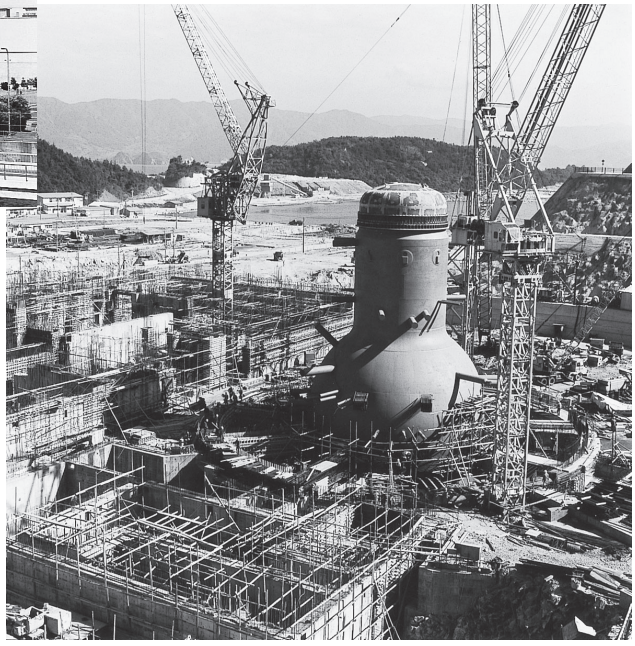
実験航海を安全かつ成功裡に終了し、国内技術による原子力第１船の建造および運航を達成。研究開発で得られた技術的成果は、我が国の将来の実用原子力船の建造および運航技術基盤の確立、原子力船運航の人的基盤の確立に大きく貢献した（写真４）。また、設計・建造段階で得られた知見は、当時の我が国の動力炉の設計や建設および造船技術の向上に寄与し、放射線漏れにともなう、遮へい性能計算、遮へい設計およびモックアップ実験等の関連研究、開発の成果は、計算コードの改良等、舶用炉設計のみならず広く原子力施設の遮へい設計技術の向上に貢献した。

敦賀発電所１号機　軽水炉初号機の建設･運転

Tsuruga Unit-1 : The Construction and Operation of the First Light Water Reactor in Japan

日本原子力発電株式会社

▲敦賀発電所の全景



▲敦賀発電所の建設

Point

日本初の軽水炉初号機として建設、1970 年営業運転を開始
後続の国内軽水型発電所の設計・許認可・建設・運転に大きく貢献
日本の原子力開発の人材育成に寄与

受賞後の声

我が国で原子力発電の主流となる軽水型発電所である敦賀発電所の運転が開始されたのは 1970 年であり、当年３月 14 日に敦賀発電所が運開した大阪で開催された「万国博覧会」に半年間、電気を供給した。その後、我が国は２度の石油危機の経験を踏まえ、原子力発電開発に努めた結果、現在では、その割合が 30%となり、我が国の基幹電源となっている。
敦賀発電所が、この先鞭をつけたことは大変名誉なことであり、建設にご努力された電力会社より出向された諸先輩方、ならびにその後の数々のトラブルを克服された方々に感謝したい。
（日本原子力発電株式会社 敦賀本部長 加藤眞治）

引用･参考文献

1）秋野他，“原子力発電所の耐震設計”，火力原子力発電 21［4］，8，火力原子力発電技術協会，1970
2）岩越米助，“敦賀発電所の運転経験”，火力原子力発電 22［1］，24，火力原子力発電技術協会，1971
3）浅田忠一，“日本原子力発電　敦賀発電所の運転経験”，火力原子力発電 22［10］，8，火力原子力発電技術協会，1971
4）前川信雄，“敦賀発電所の定期検査”，火力原子力発電 23［1］，33，火力原子力発電技術協会，1972

■国内初の軽水型原子力発電所　後続プラントに大きく貢献

敦賀発電所１号機は、1960 年代初頭に、「商業用２号機は軽水炉が適当」との原子力委員会決定を受けて、国内初の軽水減速・冷却型発電所として建設された。

安全設計については、米国原子力委員会で検討中であった一般設計審査指針を参考に工学的安全施設の考え方を構築した。また耐震設計については、動的解析を大幅に採用し、全施設を安全上の重要度に分類し、重要度ごとに対応する耐震設計手法を採用した。これは「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の礎となった。

1966 年４月、建設工事が開始され、岩盤検査、基礎コンクリート打設、格納容器組立、圧力容器据付等が実施された。この経験は後の軽水炉建設に関与するメーカ、土木建設会社、規制当局そして電力会社に多くの経験･機会を与えた。

1970 年９月から実施された第１回定期検査で、検査実施にあたっての格納容器内作業スペース確保、高放射線レベルでの遮蔽・作業時間制限等は、後の軽水炉保守のモデルとなるとともに、後続プラントの設計にも活かされた。

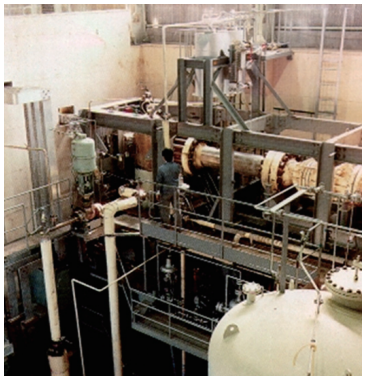
■日本の原子力開発の人材育成に寄与

国内電力各社は、軽水炉がコンパクトで経済性を有することから、軽水炉の建設計画を有していた。このため、人材育成を目的に 100 名規模の出向者を敦賀発電所の建設・運転に派遣した。これら出向者は各業務に大きく貢献するとともに、母体会社に復帰してからも、その豊富な知識・経験を活かして、各社の原子力発電所の建設・運転計画に参画し、我が国の原子力開発の原動力となっていった。

軽水炉の熱水力安全に貢献するROSA計画と大型再冠水効果実証試験計画

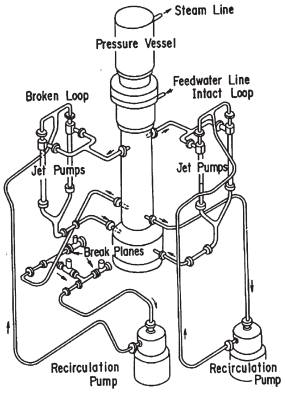
ROSA Program and Large Scale Reflood Test Program Contributing to Thermal-Hydraulic Safety of Light Water Reactors

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

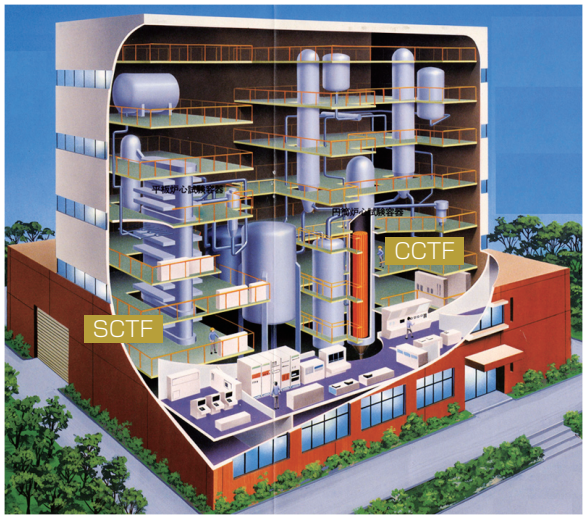


▲ ROSA-I 装置

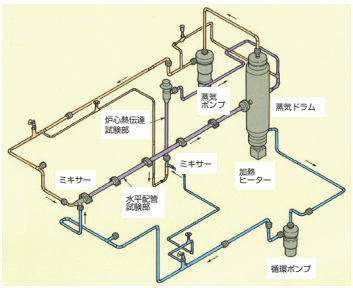
▲ ROSA-II 装置



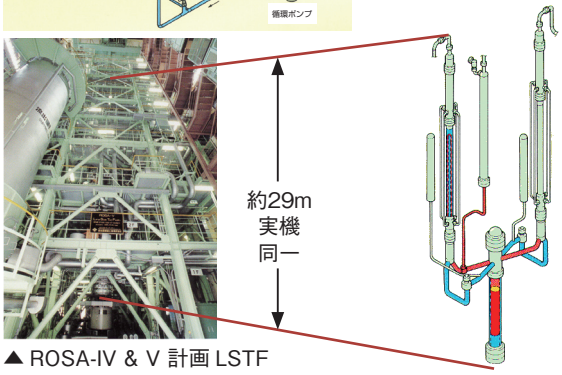
▲ ROSA-III 装置



▲大型再冠水効果実証試験計画 SCTF および CCTF



◀ ROSA-IV & V 計画 TPTF



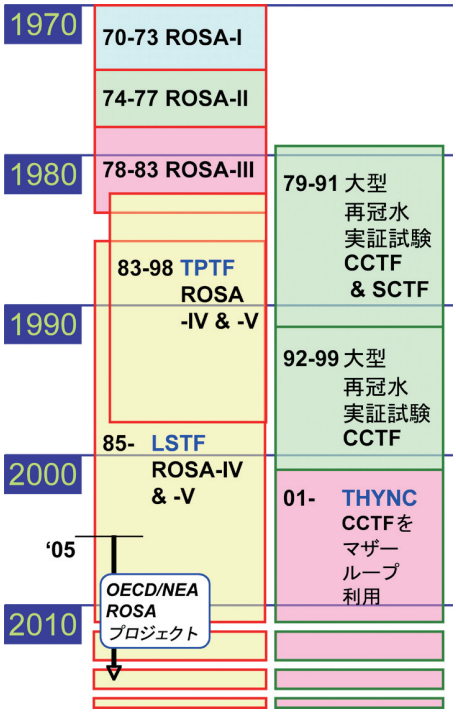
▲ ROSA-IV & V 計画 LSTF

Point

事故現象の実規模での模擬・再現と、先端計測技術による把握・解明
ECCS の有効性確認を通じた安全審査指針の策定・改訂への貢献をはじめ、軽水炉の安全確保・向上へ広範囲に貢献中
多数の人材養成

受賞後の声

今後も、原子力安全委員会が定める原子力の重点安全研究計画等に基づき、国の軽水炉安全規制を支援する研究を継続する計画である。
特に、内外の関係機関をはじめ産業界とも緊密な情報交換や連携を図りながら、安全の確保・向上に必要な研究を行うとともに、これまでに得た知識や技術基盤を活かして、他分野への応用も図りたい。



▲図１　ROSA 計画と大型再冠水試験計画の進展

ROSA －Ⅰ計画	配管からの破断流や炉心熱伝達に着目した個別効果実験
ROSA －Ⅱ計画	PWR の大 LOCA を模擬したシステム効果実験
ROSA －Ⅲ計画	BWR の LOCA を全破断サイズで模擬したシステム効果実験
ROSA －Ⅳ計画	大型非定常試験装置（LSTF）PWR の小 LOCA と異常過渡を模擬するシステム効果実験と個別効果実験 定常二相流試験装置（TPTF）炉心熱伝達と水平配管内流動に関する個別効果実験
ROSA －Ⅴ計画	LSTF を用いたアクシデントマネジメント策や受動安全系等の新型 ECCS の有効性確認等。OECD ROSA プロジェクトに利用中

▲表１　５期の ROSA 計画

引用･参考文献

1）ROSA-Ⅰ 島宗ら、JAERI-M 6318,1975
2）ROSA-Ⅱ H. Adachi et al., JAERI-1277,1982
3）ROSA-Ⅲ K. Tasaka et al , JAERI-1307,1987
4）LSTF The ROSA-Ⅴ Group, JAERI-Tech 2003-037,2003
5）TPTF H. Nakamura et al., JAERI-M 83-042,1983
6）大型再冠水効果実証試験　2D/3D analysis group, JAERI-1335 & JAERI-1336,1994

■沿革

軽水炉には、配管破断等による冷却材喪失事故（LOCA）時にも十分な炉心冷却を確保するため、非常用炉心冷却系（ECCS）が設けられている。ROSA（Rig of Safety Assessment）計画および大型再冠水効果実証試験はおもに、LOCA 時の冷却水や炉心冷却の様子を明らかにし、ECCS の性能評価に関する「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の策定・改訂等のため、1970 年に開始された（図１）。

■ ROSA 計画

原子力安全委員会が定める原子力施設等安全研究年次計画や原子力の重点安全研究計画に基づいて、表１に示す５期にわたり研究を実施している。

■大型再冠水効果実証試験計画

原子力施設等安全研究年次計画に基づき、また米独との国際研究協力「2D/3D 計画」の一環として、PWR 大 LOCA に特有な炉心再冠水時に生じる多次元の炉心冷却挙動を中心に、次の２基の装置を用いて調べた。

円筒炉心試験装置（CCTF）：炉心の中心軸から半径４分の１部分に対応する円筒状の模擬炉心等を用いたシステム効果実験と個別効果実験

平板炉心試験装置（SCTF）：炉心の中心軸から半径方向に２列の燃料集合体に対応する板状の模擬炉心による個別効果試験

■実験の特徴と成果利用

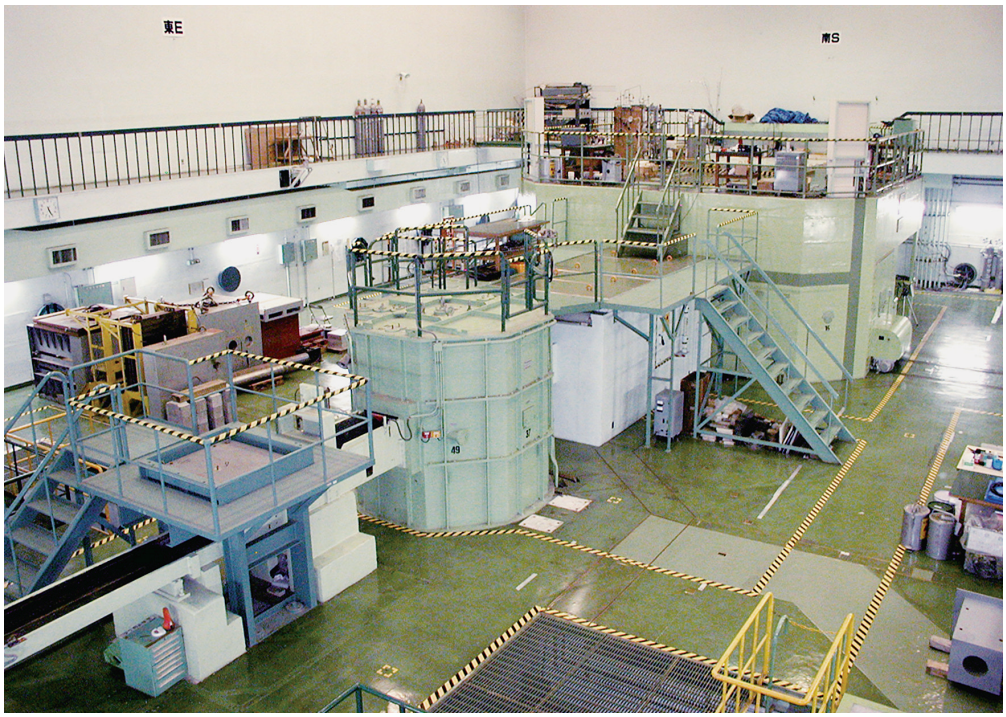
実験は全て、実炉に生じる冷却材や炉心発熱の条件を、同じ温度・圧力で忠実に模擬する。例えば LSTF は、実炉と同一高さで、実寸の模擬燃料や蒸気発生器の伝熱管等を有する世界最大の設備であり、14 か国との国際共同研究で行う OECD/NEA ROSA プロジェクトに利用中である。CCTF も 190 気圧の高圧試験装置として、BWR 炉心核熱結合模擬（THYNC）試験装置等のマザーループに有効利用されている。

研究成果は、炉心冷却や複雑な冷却水挙動等、事故時の現象解明や ECCS の有効性確認等を通じた安全審査指針の策定・改訂への貢献をはじめ、事故の再現実験、新型炉の安全確証、OECD/NEA の国際標準問題や国際共同研究等、軽水炉の安全確保・向上へ広範に利用されている。さらに、多くの人材が養成され、原子力安全委員会をはじめ産官学の関係各所の主要ポストで指導的役割を果している。

東京大学高速中性子源炉「弥生」

Fast Neutron Source Reactor, “Yayoi” of the University of Tokyo

東京大学



▲東京大学高速中性子源炉「弥生」の外観

▲「弥生」ロゴマーク

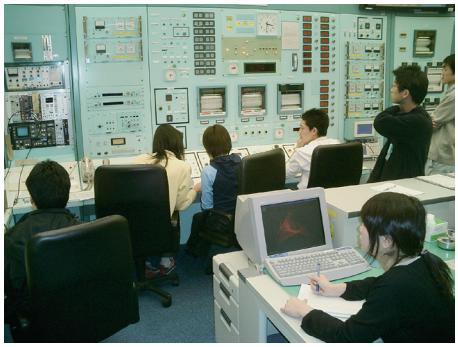
Point

世界でも特徴ある汎用高速中性子源炉
38 年にわたり、安全運転と全国共同利用を堅持
我が国の学生延べ千数百名を教育

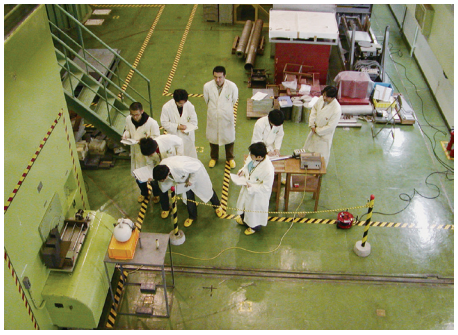
受賞後の声

40 年近くにわたる安全運転、原子力を含む科学技術進展への寄与、多くの学生への教育等が評価されたと受け止めている。今後も安全運転を続けるとともに、汎用高速中性子源炉としての特長や炉心への接近性のよさ等を生かして、日本と世界の科学技術の進展および将来を担う人材の育成に貢献する所存である。

▲写真１　東京大学東海キャンパス



▲写真２　制御室での学生実習風景



▲写真３　原子炉実験室での学生実習風景

引用･参考文献

1）岡芳明，“東京大学高速中性子源炉「弥生」について”，エネルギーレビュー４月号，エネルギーレビューセンター，1991

2）Y. Oka, S. Koshizuka, I. Saito, et al., “Fast neutron source reactor, YAYOI,” Progress in nuclear energy, 32, 3-10, 1998

3）東京大学原子炉「弥生」
http://www.tokai.t.u-tokyo.ac.jp/~rokan/

■高速中性子源炉「弥生」の概要

高速中性子源炉「弥生」は茨城県東海村にある東京大学工学部附属原子力工学研究施設（写真１）に設置され、1971年４月の初臨界以来、現在まで安全に運用されてきた。我が国の大学では初の研究用高速炉で、世界的にも特徴をもつ汎用高速中性子源炉である。高速中性子はガンマ線の混入が極めて少なく、ほかの熱中性子では行えない実験が可能である。全国共同利用装置として、遮へい、計測、崩壊熱等の研究のほか、各種材料の高速中性子照射に関する基礎研究、日本の高速増殖炉開発に関する応用研究および学生の実習等に広く用いられてきた（写真２、３）。円柱状の濃縮金属ウラン燃料の外側を劣化金属ウランのブランケット燃料で囲み、これを鉛製の反射体に収納し、さらに前後に鉛と重コンクリート製の遮へい体および制御棒駆動機構を付属し炉心集合体を構成している。炉心集合体は通路枠上を移動可能で、重コンクリート遮へい体内に２か所、鉛中速中性子柱内に３か所、遮へい体のない位置に１か所、計６か所で運転できるユニークな構造である。炉心燃料を貫通するものも含めて約 50 本におよぶ実験孔を有する。

「弥生」利用のおもな歴史的成果

高速中性子遮へいの研究：「常陽」モックアップ実験や高速源型炉下部構造の遮へい実験、高速中性子透過に関するベンチマーク実験、高速中性子ストリーミングに関する実験、中性子スカイシャインに関する実験、原子力船「むつ」の遮へい改修に関する実験、中性子輸送計算法等の検証実験

標準中性子場の開発と利用：典型的な高速、中速中性子スペクトル場の特性測定、検出器の校正や照射の際の標準となる国際的にも認知された標準中性子場の確立

高速パルス炉の運転と利用：再処理工場の臨界警報装置用検出器の作動確認試験

高速中性子核分裂崩壊熱の研究：高速中性子核分裂崩壊熱を高精度に測定、理論計算を改良、データファイルの検証に利用

医療用照射の基礎研究と生物照射：犬等を用いてホウ素中性子捕捉療法についての基礎研究を実施、５MW の原子炉で実治療が可能と確認

核融合炉ブランケット材料のトリチウム回収に関する研究：トリチウム増殖材料への中性子照射により生ずるトリチウムの放出挙動の回収のメカニズムを先駆的に検討

高温水の高速中性子照射効果：配管への放射能蓄積の低減や応力腐食割れ防止のための高温での放射線分解しきい値を解明

各種材料の高速中性子照射効果：放射線化学反応の基礎研究、耐放射線物質や化学線量計の開発等の応用研究

高速中性子ラジオグラフィ：熱中性子ラジオグラフィより高分解画像を得るための実験的研究

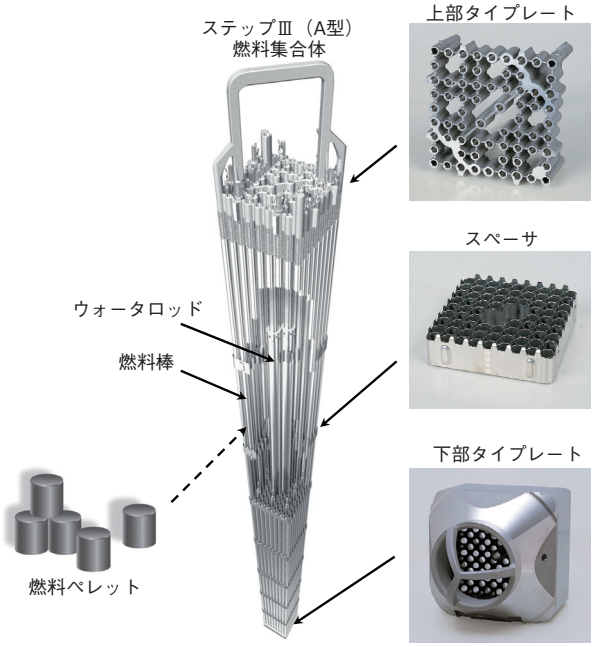
新放射線計測法の研究：放射線位置検出器や、光ファイバー、レーザー等を用いた新しい放射線計測法の開発

教育：「弥生」を用いて卒業論文、修士論文、博士論文の研究を行った東京大学の学生は約 400 名、原子炉実習には東京大学、東北大学、北海道大学等から延べ約千数百名が参加、共同利用実験では各大学の学生が参加

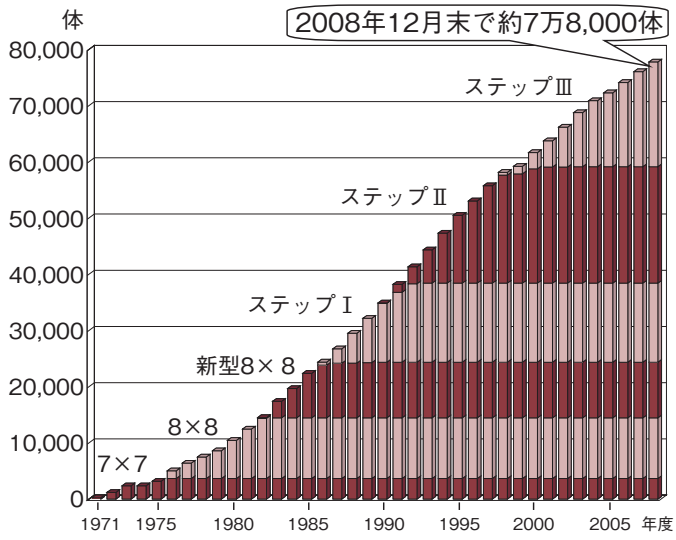
GNF-JのBWR燃料集合体の設計改良と製造実績による原子力発電への貢献(昭和46年以来)

Contribution to Nuclear Power Generation by Design Improvement and Manufacturing Experience of BWR Fuel Assemblies in GNF-J(since 1971)

株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン



▲現在使用されているBWR用ステップⅢ（A型）燃料集合体（9×9燃料）



▲2008年12月末時点の累計で、約7万8,000体の燃料集合体製造実績

Point

国産初のBWR燃料集合体の製造と、約8万体の製造実績が示す国内最大の生産量
8×8燃料以降、約480万本の燃料棒で製造欠陥による燃料棒破損ゼロ
継続的な設計改良により、原子力発電の信頼性、安全性、経済性向上へ貢献

受賞後の声

日本原子力学会創立50周年の節目にあたり、第1回原子力歴史構築賞の拝受はこのうえなく光栄である。弊社は1971年に国産第1号のBWR燃料を製造して以来、一貫して信頼性と性能の高い製品とサービスの供給に努めてきた。このたびの受賞を励みにこれからも安全と品質を第一に、原子燃料と関連サービスの高度化と安定供給を通して、社会と環境への貢献を続けていく所存である。

引用･参考文献

1）肥田和毅,“沸騰水型軽水炉燃料の将来展望”, 日本原子力学会原子力発電部会第８回原子力発電技術夏期セミナー報告書, 日本原子力学会, 2008
2）（財）原子力安全研究協会,“軽水炉燃料のふるまい”, 実務テキストシリーズ No.3, （財）原子力安全研究協会, 2003

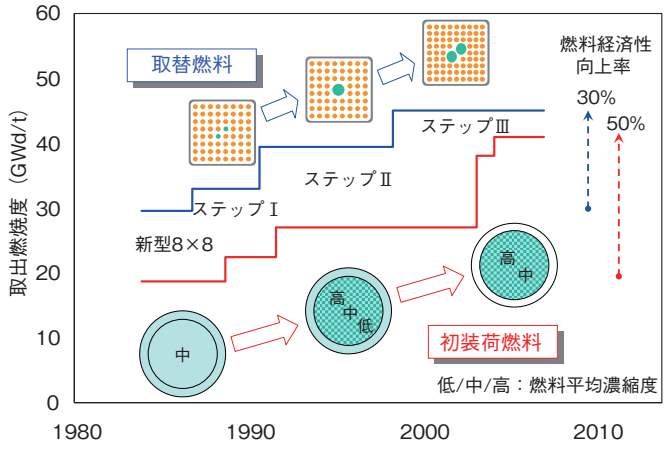
■製造実績

GNF-J は、1971 年に国産初の BWR 燃料集合体を製造し、それ以来、継続的な設計改良を行いつつ、2008 年 12 月末時点の累計で約 7 万 8,000 体の燃料集合体を製造し、国内で最大の BWR 燃料集合体生産実績を有し、原子力発電所へ燃料を安定に供給した。また、８×８燃料以降の約 480 万本の燃料棒について、製造欠陥による燃料破損ゼロを達成し、原子力発電の信頼性と安全性に貢献した。現在、国内 BWR で使用されるウラン燃料は、全て９×９燃料（ステップⅢ燃料）になっている。

■設計改良

国内で商用炉燃料が使用され始めた当初は、低い確率ながら燃料破損が生じたが、燃料製造時での燃料棒内水分管理の強化と８×８燃料の採用により、燃料破損を克服した。その後、1980 年代の原子力発電量の増加を受けて、さらなる高性能化と高燃焼度化による経済性の向上を目指し、ステップⅠ、ステップⅡ、ステップⅢと段階的に高経済性燃料を開発し、使用実績を確認しながら製品化を進めてきた。その結果、図１に示すように、取替燃料では約 30%、初装荷燃料では約 50%の燃料経済性向上率を実現した。これらの燃料には、出力ピーキングの活用や流量スペクトルシフト運転等の省ウラン技術、ウォータロッドや部分長燃料棒の最適化による水対ウラン比最適化技術、濃縮度増加と燃料棒内圧調整および高耐食性被覆管等の高燃焼度化技術、ガドリニア量や濃縮度調整の最適化技術が活用されている。また、ジルコニウムライナ被覆管の採用やスペーサ等の部品改良による高性能化も実現し、原子力発電所の運転期間の長期化と運転性向上に対応し、原子力発電所の設備利用率向上にも寄与した。

このように、1971 年の製造開始以来、38 年間にわたり遅滞なく安定して BWR 燃料集合体を供給し続けており、日本の経済成長にともなった電力需要の増大に答えるべく、原子力発電に大きな貢献をしてきている。



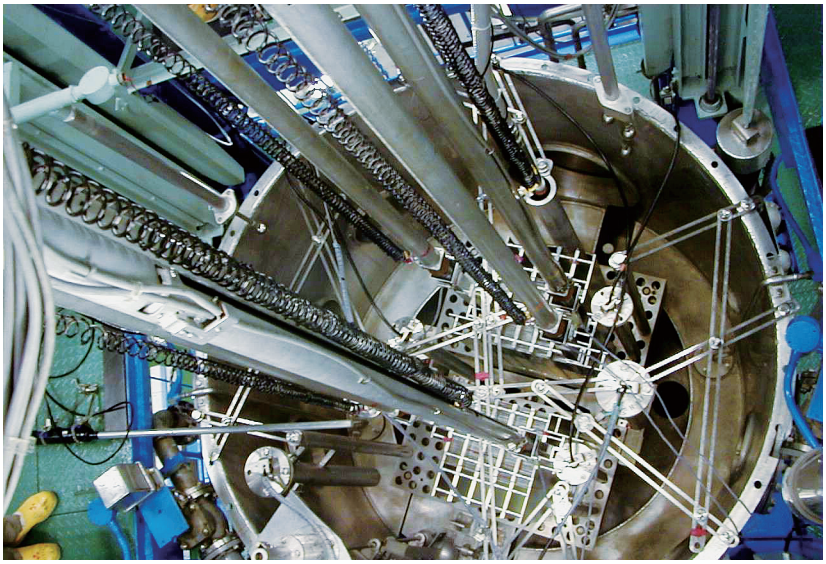
▲図１　段階的な燃料改良による燃料経済性の向上

京都大学臨界実験装置（KUCA）

Kyoto University Critical Assembly（KUCA）

京都大学

▲京都大学臨界実験装置



▲炉心（軽水減速架台）

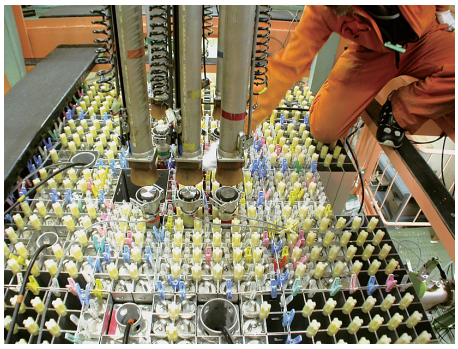
Point

国内における原子炉の核特性に関する基礎研究、開発研究のための実験施設としての成果
1975 年以来の日本および海外を含めた原子力専攻学生の原子炉物理に関する教育訓練の実施

受賞後の声

設置後 30 年以上が経過し、歴史的な施設の仲間入りをしたが、今後も大学における原子力、特に炉物理研究･教育に係る共同利用･共同実験施設として、国内外に対する相応の役割を果たし続けたい。また、2009 年より、世界に先駆けて加速器駆動未臨界炉実験を開始しており、新たな歴史構築に向けて歩み続けたい。
（京都大学原子炉実験所 所長 森山裕丈）

▲写真１　学生実験の様子



▲写真２　固体減速架台での実験

引用･参考文献

1）京都大学原子炉実験所，“四十年史”，京都大学原子炉実験所，2003
2）“アトムサイエンスくまとり”，Vol.3，京都大学原子炉実験所，2007
3）京都大学原子炉実験所の施設と設備 http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/index/shisetu.html

KUCA は固体減速架台２基と軽水減速架台１基の３つの集合体からなる複数架台式の臨界集合体実験装置（最大出力は100W、短時間のみ１kW）で、原子炉の核特性に関する基礎研究、開発研究および教育訓練を行うことを目的として建設された全国大学の共同利用研究施設である。1974 年８月に初臨界となった後、現在に至るまで順調に運転を続けてきており、これまでの全運転時間は約３万時間に及ぶ。付属施設としてはコッククロフト型加速器があり、DT 反応による 14MeV 中性子を発生させて炉心と組み合わせた実験を行うことができる。これまでに KUCA で行われたおもな研究テーマは以下の通りである。①新型炉の開発基礎研究（トリウム燃料サイクル炉、高中性子束研究炉、稠密格子軽水炉、加速器駆動未臨界炉、エルビア装荷軽水炉、２分割炉）、②炉物理量の測定手法に関する研究（未臨界度、中性子炉雑音、中性子スペクトル）、③核データに関する研究（Th、Np、Am 等）、④中性子照射場として利用（中性子検出器開発、体内線量分布測定）。これらの KUCA で行われてきた研究には各大学からの教員ばかりではなく多くの学生・大学院生も参加しており、その成果は研究論文のほか、博士論文や修士論文等にまとめられて学生の教育活動にも大いに貢献している。

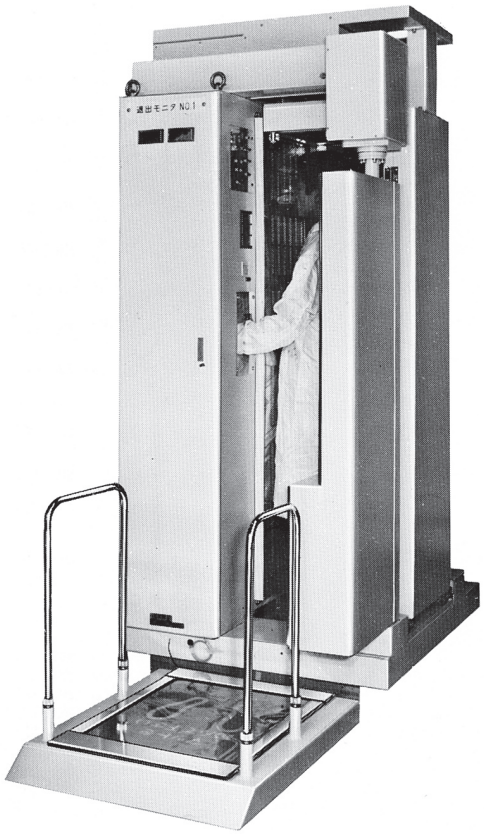
研究活動の一方、初臨界翌年の 1975 年より全国の原子力工学を専攻する大学院生（京大は学部学生）に対する炉物理実験教育が開始された。これまでの参加校は北大、東北大、東工大、東京都市大（旧武工大）、東海大、名大、福井大、京大、阪大、近大、神戸大（旧神戸商船大）、九大の 12 大学である。実験は 1 週間のスケジュールで行われ、おもな実験内容は臨界近接、制御棒校正、中性子束測定で、各自で制御棒操作を行う運転実習やウラン燃料を取り扱う燃料組立体験も行っている。これまで 34 年間の参加学生総数は約 2,600 名に達している。原子力を専攻しているとはいえ直接原子炉に触れる機会がほとんどない学生にとってこの KUCA での実験（写真１、２）は貴重な経験となっており、この実験教育が原子力界における人材育成に大きな寄与をしていることは、その人数の多さのみならず、本実験教育の修了生が産官学の各分野で多くの成果を挙げていることからも明らかである。さらに、2003 年より毎年韓国の原子力系学科の学部学生に対する学生実験を行っており、これまでに約 100 名の学生が参加している。2006 年からはスウェーデンの大学院生に対しても同様の実験を開始した。これらの学生も卒業後には原子力関係の産官学の各分野に就職する等しており、KUCA はこれらの国々における原子力人材育成にも大いに貢献しているといえる。

電子式個人線量計(レムマスタ)による被ばく管理システムと表面汚染モニタ(ガスフロー式)

Personal Monitoring System with Electronic Personal Dosemeters(REM MASTER)and Surface Contamination Monitors(ASMO with large area gas flow counters)

富士電機システムズ株式会社

▲管理システムにオンライン接続可能な
警報付線量計 REM MASTER



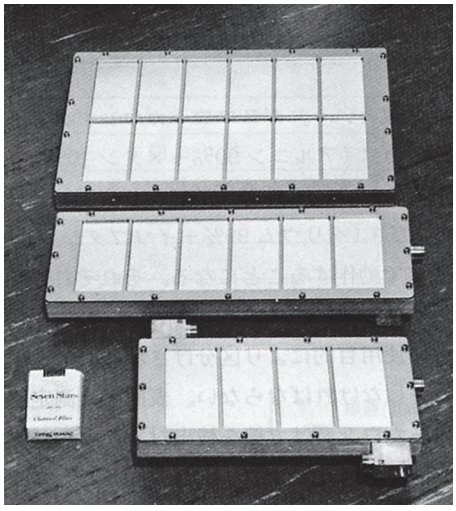
▲放射能汚染測定を自動化したガスフロー式
全身表面汚染モニタ ASMO

Point

国内初の警報付線量計（電子式個人線量計）
国内で初めて製品化された大面積ガスフローカウンタによる表面汚染モニタ
警報付線量計を用いた外部被ばく管理および出入管理の国内初の自動化システム

受賞後の声

原子力の商用発電が本格的に始まった 1970 代に富士電機（富士電機システムズ）が納入した放射線モニタリング機器やシステムに対し、原子力歴史構築賞をいただき光栄に思う。今後も引き続き原子力発電所等で放射線安全に関わる方々のご指導を賜り、放射線モニタリングのレベル向上や放射線の安全管理に役立つ機器やシステムの提供と開発を進めていきたい。



▲写真１　大面積ガスフローカウンタの外観（３機種）

引用･参考文献

1）中島文彦他，“放射線被曝管理システム”富士時報 54［4］，270-275，富士電機，1981

原子力の本格的な商用発電の開始や原子力発電所の建設の活発化にともない、放射線管理区域に出入りする放射線業務従事者が飛躍的に増加した。このため、放射線被ばくの管理の厳正化や管理業務の一層の効率化と、放射線管理区域からの退場時の放射能汚染測定の迅速化が必要とされていた。この背景から、富士電機は「電子式個人線量計（レムマスタ）による（外部）被ばく管理システムと表面汚染モニタ」を開発した。

■電子式個人線量計による被ばく管理システム

原子力発電所等では放射線業務従事者に対して、各個人の放射線被ばく歴を記録、保存し管理することが義務づけられている。こうした被ばく線量の管理は通常、月々のフィルムバッチによる測定値や作業時に携行している線量計の読取値を個人ごとに記録して日々の被ばく線量を管理する方法がとられていた。富士電機は高線量作業環境での過剰被ばく防止用として、設定レベルを超えるとただちに大音量の警報で作業者に知らせる、小型ＧＭ計数管を用いた警報付線量計（レムマスタ）を 1974 年に国内で初めて商品化した。その後、警報付線量計を用いた外部被ばく管理および出入管理の国内初の自動化システムを完成[1)]させ、個人被ばく管理の大幅な効率化を実現した。現在は、半導体検出器を用いて一台でガンマ線、ベータ線および中性子を同時に計測する線量計まで製品化している。また、無線を用いた被ばく線量のリアルタイム管理システムの納入も始めている。

■表面汚染モニタ

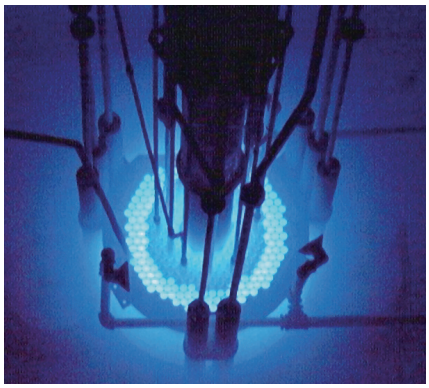
原子力発電所等では、放射線管理区域からの退出時、あるいは物品搬出時に表面汚染の測定が義務づけられている。管理区域からの退出では従来ハンドフットクロスモニタが用いられてきたが、測定に時間を要した。このため、富士電機は 1976 年に製品化した大面積ガスフローカウンタ（写真１）を用いて身体表面の放射能汚染測定を自動かつ短時間化させ、汚染レベルが設定値以下でないと外に出さないゲート機能をもつ国産初の全身表面汚染モニタを開発した。現在は、大面積プラスチックシンチレータを検出器に用い、さらに測定の短時間化が進んでいる。

原子炉の燃料安全に貢献した原子炉安全性研究炉NSRR

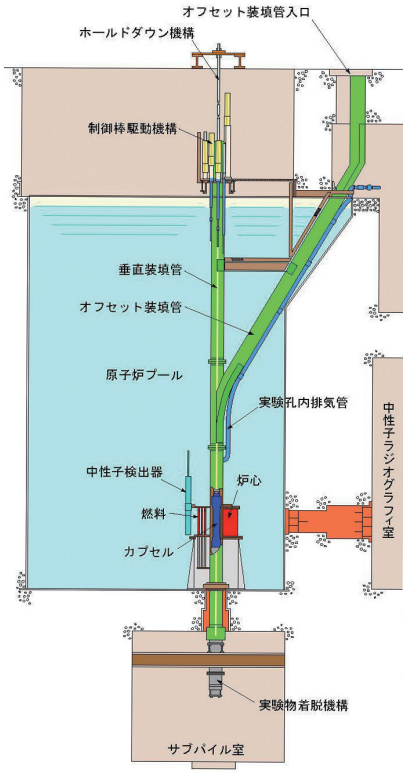
NSRR(Nuclear Safety Research Reactor), as a Great Contributor for Nuclear Fuel Safety

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲ NSRR 全景



▲炉心のチェレンコフ光



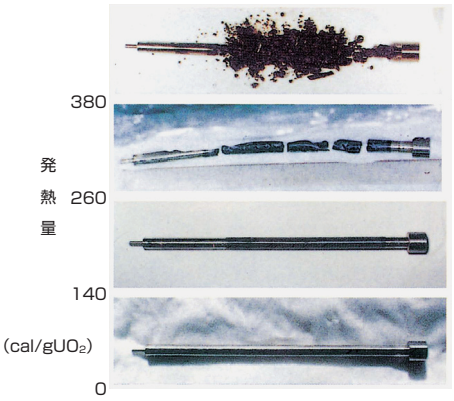
▲ NSRR 原子炉本体概略図

Point

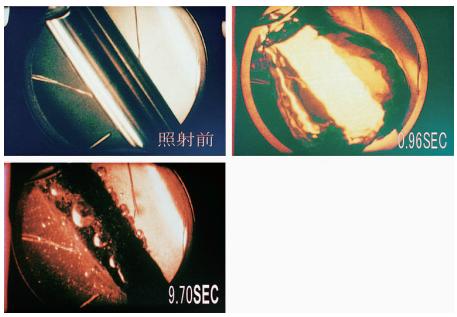
30 年以上にわたり、原子炉の安全確保に必要なデータを国内外に発信
事故条件下における燃料の過渡的ふるまいを映像化することに世界で初めて成功
各燃料についての反応度事故時のふるまいに関する貴重なデータを提供
高燃焼度燃料と未照射燃料における破損メカニズムや破損傾向の違いを明示

受賞後の声

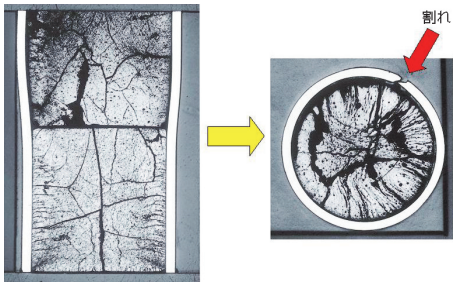
NSRR は、これまでに 3,000 回を超えるパルス運転、約 1,300 回の燃料照射実験を実施してきた。今回の受賞は、30 年以上にわたる安定かつ安全な運転をとおして得られた燃料照射実験データが、国の安全評価指針策定に貢献したことが評価されるとともに、今後の軽水炉燃料のさらなる高燃焼度化、MOX 燃料利用の本格化に対応した安全評価への貢献に期待が込められたものと受け止めている。私どもの実績が日本原子力学会からこのように高く評価されたことは、このうえない喜びである。
ご支援、ご協力くださった皆様方に感謝申し上げます。



▲写真１　標準燃料実験結果の例



▲写真２　燃料挙動の可視化



▲写真３　照射済燃料実験結果の例

＊1 制御棒の異常な引き抜き等に起因する出力暴走事故
＊2 1984 年に原子力安全委員会が策定した反応度事故に関する安全評価指針
＊3 1998 年の原子炉安全基準専門部会報告
＊4 1999 年の ABWR への MOX 全炉心装

引用･参考文献

1）米国 NRC（原子力規制委員会）Standard Review Plan（NUREG-0800），4.2 燃料設計 付録 B “Interim Acceptance Criteria and Guidance for the Reactivity Initiated Accidents”，2007

■ NSRR の実績

NSRR は、反応度事故*1 に対する安全性研究のための専用炉として建設され、パルス運転能力と巨大な中心照射孔により実験カプセル内の燃料だけを反応度事故状態にすることを可能とし、安全かつ効率のよいデータ取得を実現した。30 年以上にわたり原子炉の安全確保に必要となるデータを国内外に発信し続け、発電炉のみならず試験研究炉の安全確保にも大きく貢献してきた。

■第Ⅰ期計画の内容と成果

未照射 UO_2 燃料を対象した第Ⅰ期計画では、反応度事故条件下における燃料の基本的なふるまいの把握とともに、燃料破損モードおよび破損に至る条件の解明を目的とした実験が行われた（写真１、２）。また、パルス照射中の燃料を撮影する装置を開発し、事故条件下における燃料の過渡的ふるまいを映像化することに世界で初めて成功した。これらの成果は、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」*2 に活用されるとともに、諸外国の安全規制においても重要な役割を果たした。さらに、未照射の MOX 燃料（動燃（当時）との共同研究）、研究炉燃料、新型炉燃料についても反応度事故時のふるまいに関する貴重なデータを提供した。

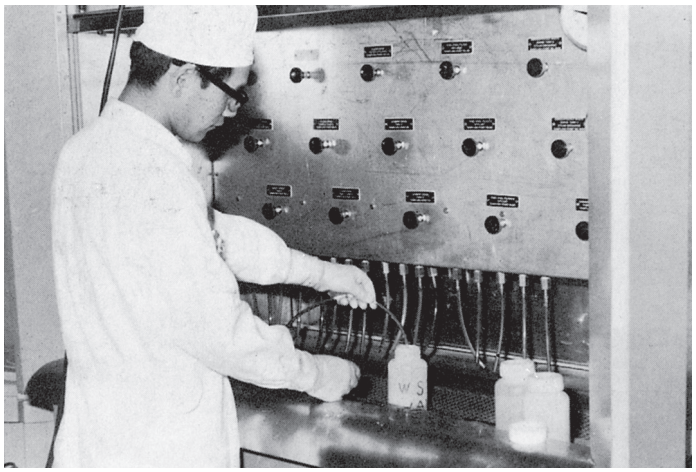
■第Ⅱ期計画の内容と成果

第Ⅱ期計画では原子炉で照射された UO_2 燃料を対象とし、高い放射能を有する燃料を遠隔で取扱うための施設改造と原子炉制御システムの大幅な改良を完了し、実験能力を飛躍的に向上させた。照射済燃料実験により、未照射燃料とは全く異なるメカニズムで破損すること、また、燃焼度の増大とともに破損限界が低下する傾向を明らかにした（写真３）。この成果は、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」*3 において、高燃焼度燃料の反応度事故に関する安全評価基準の根拠として活用された。1996 年からは ATR「ふげん」で照射された MOX 燃料の実験を開始し、その成果は「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について」*4 に利用された。これらのデータは世界的に貴重なものであり、諸外国の安全規制においても活用されている。

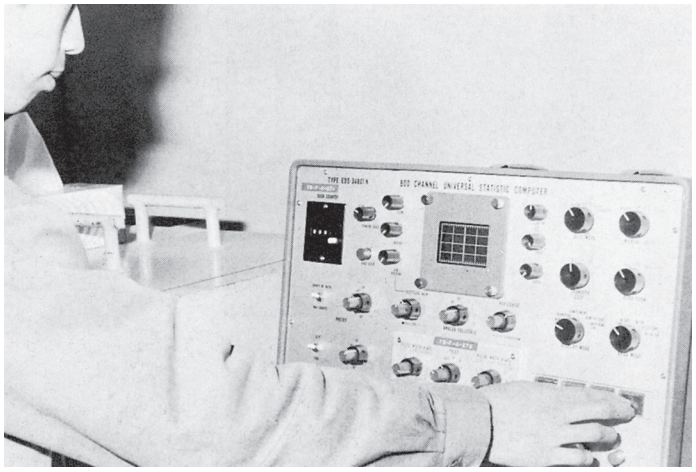
BWRクラッド問題の解決と水化学改善対策への貢献

Solution of Plant Operating Problems Caused by Crud Generation and Contribution to Water Chemistry Improvement

日本原子力発電株式会社



▲水サンプリングの様子



▲サンプルの放射能測定の様子

Point

発電所運営に大きな影響を与えるクラッド低減を水化学の観点から対策を確立

受賞後の声

敦賀１号機は、第一世代の BWR であり、先行炉の運転実績が少なかったことから、創意工夫しながらクラッド問題を解消するため、一次冷却系材料の腐食を抑制すること、原子炉へのクラッド持込を抑制すること等、水化学面からの対策を実施した。その結果、クラッドの発生は大幅に減少し、問題は解決することができた。敦賀１号機で得られた水化学改善の成果は、その後の BWR 発電所の運営に反映され、今日の水化学技術の基盤となっている。
当社の敦賀発電所では、当初から、この問題に取り組み、その後の発電所運営に大きく役立ったことは大変うれしく思う。また、そのような活動に関われたことを大変光栄に思う。
（日本原子力発電 目黒芳紀）

引用･参考文献

1）永山他，“敦賀発電所におけるクラッド低減対策”，火力原子力発電 30［6］，7, 火力原子力発電技術協会，1979
2）目黒他，“BWR 原子力発電所一次系配管付着クラッドの線量率低減化の検討”，原子力工業［5］，25 , 日刊工業新聞社，1979
3）Yamazaki et al, ” Analysis on the Primary System Radiation Control at Tsuruga Boiling Water Reactor Plant” Nuclear Technology Vol52, 1981
4）Yoshinori Meguro et al, ” Primary System Radiation Corrosion Product and Radiation Control at Tsuruga (BWR)” IAEA Specialists Meeting on “Influence of Power Reactor Water Chemistry on Fuel Cladding Reliability”

■クラッド発生にともない発電所運営に与えた影響

国内初の BWR である敦賀発電所 1 号機は、1969 年から試運転を開始したが、当初より一次冷却系の腐食に起因する放射線量率の上昇、燃料健全性への影響等の問題が発生したため、クラッド低減対策を水化学の観点から以下のような対策を考案・実施した。

・配管、給水ヒータ等を開放点検する場合、乾燥保管する。短期停止で水抜きをしない場合、酸素を含む中性純水を最小流速で循環させ、ヘマタイトの保護皮膜を形成させる。
・起動前には復水器、ヒータ等クラッドの堆積しやすい箇所の清掃を実施する。また、復水脱塩装置を活用し、給・復水系統のフラッシングを行う。
・抽気・ヒータードレン系等の 2 相流系の配管材料を耐浸食性のある低合金鋼に代える。
・コバルトの原子炉内への持込を抑制するためステライト材の代替材（コノモロイ）に代える。

■クラッド低減の効果

上記の対策を施すことにより、クラッドの発生は大幅に低減するとともに、原子炉へのクラッド持込も大幅に抑制され、この成果はその後の BWR 発電所の運営に反映された。

BWR で適正に腐食電位を維持し、ヘマタイト皮膜を形成し腐食を抑制する手法により、給水系の金属不純物は、従来の 30 分の 1 程度に大幅に低減した。

クラッド低減により、原子炉中のコバルト、マンガンはともに、それまでの 20 分の 1 以下に抑えられた。

従事者の被ばく線量は、1977 年度の約 20 人・Sv/ 年をピークとして漸次減少し、1989 年度以降 2～3 人・Sv/ 年となった。

フィルタースラッジの発生量も減少し、対策を実施することにより、約 20 分の 1 となった。

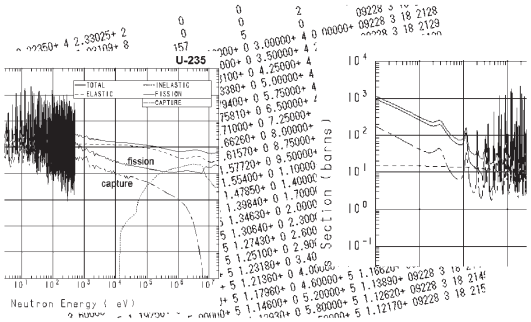
燃料健全性確保のために、燃料製造、慣らし運転も採用とともに、クラッド低減対策を講じた結果、昭和 50 年代初めからは燃料破損は減少し、1975 年度以降破損はなくなった。

日本最初の評価済核データライブラリ JENDL-1

The First Japanese Evaluated Nuclear Data Library JENDL-1

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲ JENDL 配布用 CD-ROM



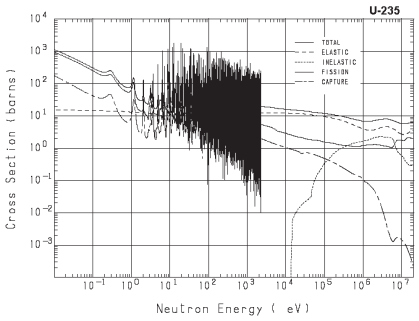
▲評価済核データライブラリ

Point

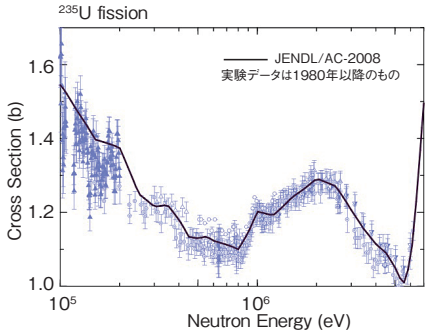
日本で最初の評価済核データライブラリ
世界三大核データライブラリ JENDL の基礎
発展してきた JENDL は世界的にも広く使われている

受賞後の声

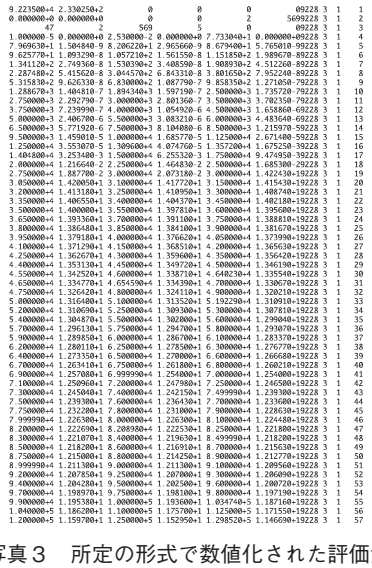
原子力開発の基礎・基盤データとしての評価済核データライブラリの第１号で、ここから今日の世界三大ライブラリの基礎ができた。この仕事が原子力歴史構築賞受賞となったことは、地道な活動としての核データ評価を行っている国内関係者の励みになるとともに、今後も継続して質的向上を目指すことの重要性を認識する機会ともなった。これまで活動を支援してくれた関係者の皆様に感謝する次第である。今後とも核データ評価活動へのご支援をお願いしたい。



▲写真１　評価済核データの例



▲写真２　評価済核データとするための断面積測定データとの比較



```
 9.223500+4 2.330250+2          0          0          0          0 9228 3  1    1
 0.000000+0 0.000000+0          0          0          2       5699228 3  1    2
          47          2        569          5          0          0 9228 3  1    3
 1.000000-5 0.000000+0 2.530000-2 0.000000+0 7.733040-1 0.000000+0 9228 3  1    4
 7.969630+1 1.504840-9 8.206220+1 2.965660-9 8.679400-1 5.765010-9 9228 3  1    5
 9.625770+1 1.093290-8 1.057210+2 1.561550-8 1.151850+2 1.989670-8 9228 3  1    6
 1.341120+2 2.749360-8 1.530390+2 3.408590-8 1.908930+2 4.512260-8 9228 3  1    7
 2.287480+2 5.415620-8 3.044570+2 6.843310-8 3.801650+2 7.952240-8 9228 3  1    8
 5.315830+2 9.626330-8 6.830000+2 1.087790-7 9.858350+2 1.271050-7 9228 3  1    9
 1.288670+3 1.404810-7 1.894340+3 1.597190-7 2.500000+3 1.735720-7 9228 3  1   10
 2.750000+3 2.292790-7 3.000000+3 2.801360-7 3.500000+3 3.702350-7 9228 3  1   11
 3.750000+3 7.239990-7 4.000000+3 1.054920-6 4.500000+3 1.658860-6 9228 3  1   12
 5.000000+3 2.406700-6 5.500000+3 3.083210-6 6.000000+3 4.483660-6 9228 3  1   13
 6.500000+3 5.771920-6 7.500000+3 8.104080-6 8.500000+3 1.215970-5 9228 3  1   14
 9.500000+3 1.450810-5 1.000000+4 1.685770-5 1.125000+4 2.671400-5 9228 3  1   15
 1.250000+4 3.553070-5 1.309600+4 4.074760-5 1.357250+4 1.675250-5 9228 3  1   16
 1.404800+4 3.253480-3 1.500000+4 6.255320-3 1.750000+4 9.474950-3 9228 3  1   17
 2.000000+4 1.216640-2 2.250000+4 1.464830-2 2.500000+4 1.685300-2 9228 3  1   18
 2.750000+4 1.887700-2 3.000000+4 2.073180-2 3.000000+4 1.422430+0 9228 3  1   19
 3.050000+4 1.420050+0 3.100000+4 1.417720+0 3.150000+4 1.415430+0 9228 3  1   20
 3.200000+4 1.413180+0 3.250000+4 1.410950+0 3.300000+4 1.408740+0 9228 3  1   21
 3.350000+4 1.406550+0 3.400000+4 1.404370+0 3.450000+4 1.402180+0 9228 3  1   22
 3.500000+4 1.400000+0 3.550000+4 1.397810+0 3.600000+4 1.395680+0 9228 3  1   23
 3.650000+4 1.393360+0 3.700000+4 1.391100+0 3.750000+4 1.388720+0 9228 3  1   24
 3.800000+4 1.386480+0 3.850000+4 1.384100+0 3.900000+4 1.381670+0 9228 3  1   25
 3.950000+4 1.379180+0 4.000000+4 1.376620+0 4.050000+4 1.373990+0 9228 3  1   26
 4.100000+4 1.371290+0 4.150000+4 1.368510+0 4.200000+4 1.365630+0 9228 3  1   27
 4.250000+4 1.362670+0 4.300000+4 1.359600+0 4.350000+4 1.356420+0 9228 3  1   28
 4.400000+4 1.353130+0 4.450000+4 1.349720+0 4.500000+4 1.346190+0 9228 3  1   29
 4.550000+4 1.342520+0 4.600000+4 1.338710+0 4.648230+4 1.335540+0 9228 3  1   30
 4.650000+4 1.334770+0 4.654590+4 1.334390+0 4.700000+4 1.330670+0 9228 3  1   31
 4.750000+4 1.326420+0 4.800000+4 1.324110+0 4.900000+4 1.320210+0 9228 3  1   32
 5.000000+4 1.316400+0 5.100000+4 1.313520+0 5.192290+4 1.310910+0 9228 3  1   33
 5.200000+4 1.310690+0 5.250000+4 1.309300+0 5.300000+4 1.307810+0 9228 3  1   34
 5.400000+4 1.304870+0 5.500000+4 1.302000+0 5.600000+4 1.298040+0 9228 3  1   35
 5.700000+4 1.296130+0 5.750000+4 1.294700+0 5.800000+4 1.293070+0 9228 3  1   36
 5.900000+4 1.289850+0 6.000000+4 1.286700+0 6.100000+4 1.283370+0 9228 3  1   37
 6.200000+4 1.280110+0 6.250000+4 1.278500+0 6.300000+4 1.276770+0 9228 3  1   38
 6.400000+4 1.273350+0 6.500000+4 1.270000+0 6.600000+4 1.266680+0 9228 3  1   39
 6.700000+4 1.263410+0 6.750000+4 1.261800+0 6.800000+4 1.260210+0 9228 3  1   40
 6.900000+4 1.257080+0 6.999990+4 1.254000+0 7.000000+4 1.254000+0 9228 3  1   41
 7.100000+4 1.250960+0 7.200000+4 1.247980+0 7.250000+4 1.246580+0 9228 3  1   42
 7.300000+4 1.245040+0 7.400000+4 1.242150+0 7.499990+4 1.239300+0 9228 3  1   43
 7.500000+4 1.239300+0 7.600000+4 1.236430+0 7.700000+4 1.233600+0 9228 3  1   44
 7.750000+4 1.232200+0 7.800000+4 1.231000+0 7.900000+4 1.228630+0 9228 3  1   45
 7.999990+4 1.226300+0 8.000000+4 1.226300+0 8.100000+4 1.224480+0 9228 3  1   46
 8.200000+4 1.222690+0 8.249990+4 1.222530+0 8.250000+4 1.221800+0 9228 3  1   47
 8.300000+4 1.221070+0 8.400000+4 1.219630+0 8.499990+4 1.218200+0 9228 3  1   48
 8.500000+4 1.218200+0 8.600000+4 1.216910+0 8.700000+4 1.215630+0 9228 3  1   49
 8.750000+4 1.215000+0 8.800000+4 1.214250+0 8.900000+4 1.212770+0 9228 3  1   50
 8.999990+4 1.211300+0 9.000000+4 1.211300+0 9.100000+4 1.209560+0 9228 3  1   51
 9.200000+4 1.207850+0 9.250000+4 1.207000+0 9.300000+4 1.206090+0 9228 3  1   52
 9.400000+4 1.204280+0 9.500000+4 1.202500+0 9.600000+4 1.200720+0 9228 3  1   53
 9.700000+4 1.198970+0 9.750000+4 1.198100+0 9.800000+4 1.197190+0 9228 3  1   54
 9.900000+4 1.195380+0 1.000000+5 1.193600+0 1.034740+5 1.187160+0 9228 3  1   55
 1.040000+5 1.186200+0 1.100000+5 1.175700+0 1.125000+5 1.171550+0 9228 3  1   56
 1.200000+5 1.159780+0 1.250000+5 1.152950+0 1.298520+5 1.146690+0 9228 3  1   57
```

▲写真３　所定の形式で数値化された評価済核データ

評価済核データライブラリは多くの原子核に対する核反応データ等を実験データや理論計算を基に“真の値”と思われる核データを利用可能なようにまとめたもので、原子炉の設計等に不可欠な基礎データである（写真１、２、３）。

原子力開発黎明期には、米国、西ドイツ、イギリスがそれぞれ独自の評価済核データライブラリを作成していたが、日本では、これら海外のライブラリを借用して使用している状態であった。しかし、1970 年ごろから、借り物ではなく、素性の明らかな独自の評価済核データライブラリの必要性を切に訴える声が高速炉の研究者からおこり、日本原子力学会のシグマ特別専門委員会と日本原子力研究所のシグマ研究委員会を中心とした国内関係者の協力の下で、日本原子力研究所が JENDL を作成することとなった。

第１版 JENDL-1 は、1973 年から編集作業が開始され、1977 年に公開された。JENDL-1 には高速炉で重要な 72 核種が納められ、それらの中性子エネルギーの上限は 15 MeV であった。JENDL-1 は部分的には米国 ENDF/B-IV のデータがあるものの、多くの部分で日本独自の評価結果を採用していた。データ検証の結果、高速炉関係の予測性能は当初の想定を超えて良いことが確認された。

その後、JENDL は、JENDL-2（1982 年初版公開、1985 年最終版公開）、JENDL-3（1989 年公開）、JENDL-3.1（1991 年公開）、JENDL-3.2（1994 年公開）、JENDL-3.3（2002 年公開）と発展した。この間に、収納核種数は 72 核種から 337 核種と大幅に増加し、中性子エネルギーの上限も 20 MeV に拡張された。さらに、大型加速器のための JENDL 高エネルギーファイル（2004 年、2007 年公開、中性子・陽子入射反応データ、3 GeV 以下）、中性子線量計測用の JENDL ドシメトリーファイル（1991 年、1999 年公開）等の９種類の特殊目的ファイルも整備され、原子力開発の基礎データとして広く使われている。JENDL-3 以降は米国の ENDF/B、欧州の JEFF と並んで世界三大核データライブラリーの地位を確保している。

このような JENDL の成功は、1970 年代半ばの JENDL-1 の作成から始まったものであり、JENDL が原子炉の設計等に果たしてきた役割とその歴史的意義は極めて大きい。

引用･参考文献

1）S. Igarasi et al.,“Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-1 -JENDL-1”, JAERI 1261, 1979：JENDL-1 評価に関する報告書

2）Y. Kikuchi et al.,“Neutron Cross Section of 28 Fission Product Nuclides Adopted in JENDL-1”, JAERI 1268, 1981：JENDL-1 に収納されている核種のうち核分裂生成物に関する報告書

3）Y. Kikuchi et al.,“Benchmark Tests of JENDL-1”, JAEI 1275, 1982：JENDL-1 を用いたベンチマークテストの報告書

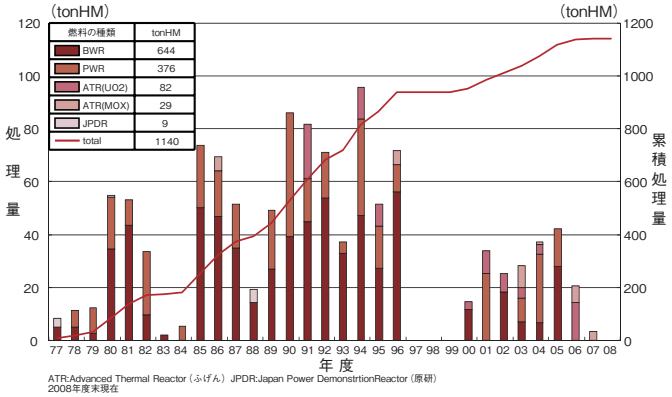
我が国の再処理技術基盤の確立（東海再処理工場）

The Establishment of Reprocessing Technology Bases in Japan
(Tokai Reprocessing Plant)

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲東海再処理工場の全景

▲使用済燃料 1,000t 処理達成



▲東海再処理工場の処理実績

Point

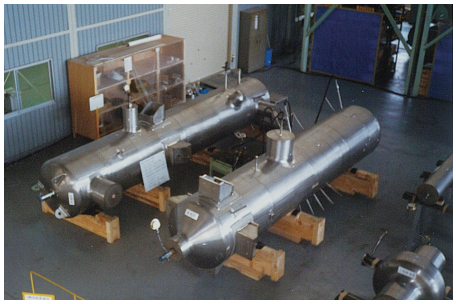
我が国初の再処理プラントとして再処理技術の国内定着に貢献
約 30 年間にわたり、約 1,100t の使用済燃料を再処理
我が国の核燃料サイクル技術開発の原動力としての役割を果たす

受賞後の声

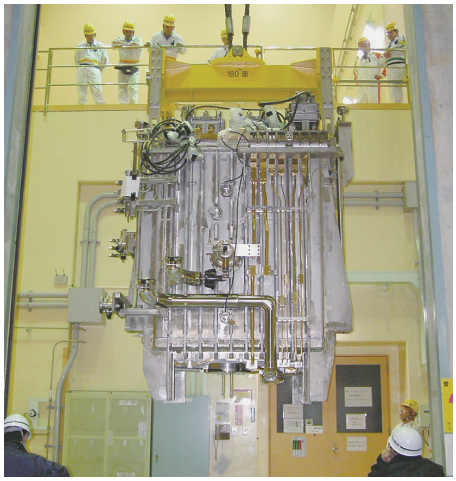
東海再処理工場が、これまでに多くの困難を乗り越えながら再処理技術の知見を積み重ねることができたのも、地元をはじめ関係者の皆様の心強いご支援ご協力の賜物であり、深くお礼を申し上げる。
今後も、「ふげん」MOX 燃料等を用いて再処理技術の高度化に向けた研究開発、高レベル廃液のガラス固化技術開発および低レベル廃棄物の減容・安定化技術開発を着実に進めるとともに、これらを通じて六ヶ所再処理工場への技術協力を積極的に展開していく所存である。
（核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター長 田中和彦）

▲写真１　日米共同決定の調印

▲写真２　せん断開始に立会う宇野宗佑国務大臣（当時）



▲写真３　チタン合金製酸回収蒸発缶



▲写真４　建家内に搬入された改良型ガラス溶融炉

■トラブルを克服し、再処理技術を国産技術化

東海再処理工場は、1977 年 7 月に初めて使用済燃料の受け入れを行い、同年 9 月に使用済燃料のせん断を開始（写真２）してホット試験に入って以来、我が国初の再処理施設として運転を続けるとともに、多くの技術的課題を自主開発によって克服しながら再処理技術の知見を積み重ねてきた。

ホット試験以降、酸回収蒸発缶や濃縮ウラン溶解槽等の主要機器の腐食による故障、せん断機等での稼働率の低下、不溶解残渣による配管の詰まり等、種々のトラブルに遭遇したが、国産技術で改良・開発を進めてこれらの困難を克服し、国外から導入された再処理技術を、国内再処理技術として咀嚼してきた。一方、国内独自の技術として、酸回収蒸発缶の更新工事（写真３）や溶解槽の遠隔補修・点検等における高耐食性材料・施工および高線量機器の補修・点検技術等の開発、実用化を推進し、再処理技術の国内への定着を図ってきた。

また、再処理の開始とともに核不拡散に係るフルスコープ査察を受け入れ、再処理施設特有の核物質管理・保障措置技術において、新たな技術開発に積極的に取り組み、実プラントへの適用性評価の面で IAEA 保障措置に大きく貢献してきた。

■核燃料サイクルを実証

東海再処理工場では、軽水炉燃料および「ふげん」燃料（MOX 燃料を含む）を約 1,140t 処理した。これにより回収したプルトニウムは約７ｔにのぼり、これらは「ふげん」、「常陽」、「もんじゅ」等、新型炉の燃料として再利用することにより核燃料サイクルの実証を行うとともに、MOX 燃料製造技術の開発や新型炉の開発に貢献する等、東海再処理工場は、我が国の核燃料サイクル技術の原動力としての役割を果たしてきている。

これらにより、機械的前処理と溶媒抽出（ピューレックス法）との組み合わせにより軽水炉使用済燃料の再処理が可能であること、ウラン、プルトニウム製品の十分な品質が確保されていること等を実証した。

■六ヶ所再処理工場へ技術を移転

東海再処理工場における運転・技術開発を通して蓄えられた知見は、再処理施設の建設・運転に関する国内技術基準の整備に寄与するとともに、運転・保守を通じて再処理技術者や国内メーカーの育成に寄与する等、再処理技術の国内定着のための基盤整備にも貢献してきた。特に、現在、操業前の最終段階の試験を行っている日本原燃（株）六ヶ所再処理工場に対しては、運転員等の研修の受け入れ、運転員の派遣等、技術の協力・支援を行ってきた。

再処理施設に係る放射線管理方法の確立

Establishment of Radiation Protection for Reprocessing Plant in Japan

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲環境モニタリング船せいかい（東海再処理施設沖の環境調査）

▲東海再処理施設放射線監視パネル

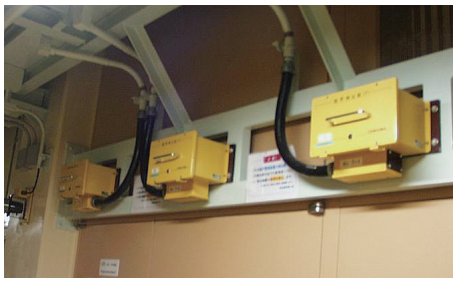
Point

我が国初の再処理パイロットプラントにおける放射線管理方法を確立
30 年間にわたり、再処理施設に係る放射線管理方法の改善や放射線測定装置の開発を継続
実務研修等による再処理施設放射線管理員の育成

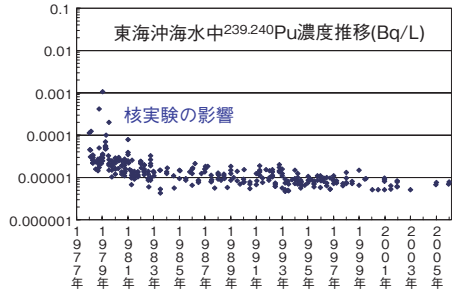
受賞後の声

諸先輩方をはじめとして多数の関係者の御尽力により東海再処理施設 30 年の経験を通じてウラン、プルトニウム、核分裂生成物等の核種を対象とする再処理放射線管理の技術的な基盤が固められ、近く操業が開始される六ヶ所再処理施設に活かされつつある。今回の受賞を機に、より一層洗練された放射線管理技術の確立に向け、部員一同努力していく。
（原子力機構 核燃料サイクル工学研究所 放射線管理部部長 古田定昭）

▲写真１　個人線量計（TLD バッジ）の開発



▲写真２　臨界警報装置の開発



▲図１　環境試料中の Pu 分析法の開発と適用

引用･参考文献

1）PNC TN1340 92-001 動燃技報 No.81 放射線防護技術特集，1992
2）動力炉･核燃料開発事業団，“動燃三十年史”，動力炉・核燃料開発事業団，1998

■再処理施設周辺の環境モニタリング方法の確立

環境試料中の長半減期核種（^{99}Tc,Pu ）の分析法、^{129}I 中性子放射化分析法等、施設周辺における環境放射能の分析技術を開発し、国の分析マニュアルに反映するとともに、これらの方法を適用して施設周辺の環境放射能の水準調査を施設の運転開始前から約 30 年以上にわたって継続した。また、施設から放出される気体廃棄物や液体廃棄物に起因する公衆の被ばく線量評価コードを開発し、平常時および事故時の線量評価に適用した。これらの分析技術や評価技術は六ヶ所再処理施設の環境モニタリング等に反映されている。

■個人被ばくモニタリング方法の確立

再処理施設建設当時、一般にはβ線や中性子線の測定を含む総合的な線量測定サービスの体制が確立していなかった中で、複数の熱ルミネッセンス素子（TLD バッジ、写真１）およびその線量評価アルゴリズム並びに自動読み取り装置を開発し、従事者のγ線、β線、中性子線の外部被ばく線量測定を同一の線量計測システムで今日まで適切に実施した。また、我が国ではほとんど経験のなかった内部被ばくモニタリングについて、プルトニウム等アクチニドについてのバイオアッセイ系統分析法を確立するとともに、肺モニタ、Ge 半導体検出器を用いた全身カウンタ、内部被ばく線量計算コード、車載型全身カウンタ等の開発に取り組み、施設での内部被ばく事故や JCO 臨界事故時の防災支援等に適用した。

■施設放射線管理方法の確立と人材の育成

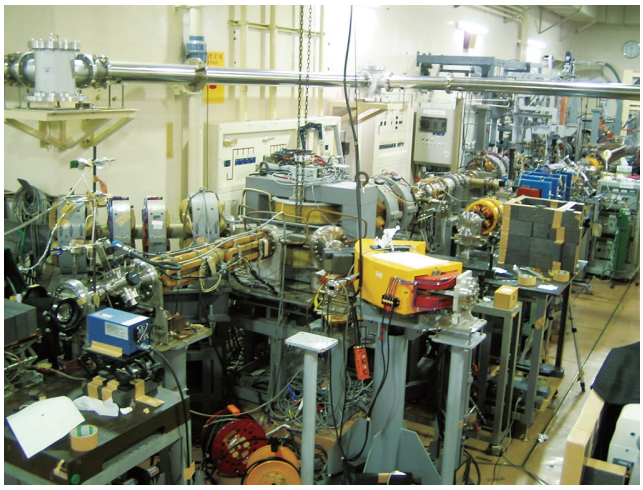
α線核種について我が国ではプラント規模での汚染管理の経験はなかったことから、設備の密閉構造や陰圧による汚染防止対策に加えて、作業環境中の汚染は速やかに除去する等プルトニウムの安全取扱を基本とした厳しい汚染管理を徹底した。また、大規模な補修作業や保守点検作業における放射線管理の実績をつみ重ね、今日では多くの原子力施設で採用されている多段式のグリーンハウスによる汚染拡大防止措置等、安全な作業方法を確立した。これらの方法は実務研修等を通じて六ヶ所再処理施設の放射線管理員の育成に反映した。

ハード面では、信頼度の高い臨界警報装置の開発（写真２）、排気中の ^{3}H、^{14}C のサンプリング装置の実用化、α線用ハンドフットクローズモニタ、プルトニウムダストモニタの開発等、国内メーカの協力を得て再処理施設の放射線管理に必要な放射線測定装置を幅広く開発した。これらの技術は製品に反映され、六ヶ所再処理施設等で採用されている。

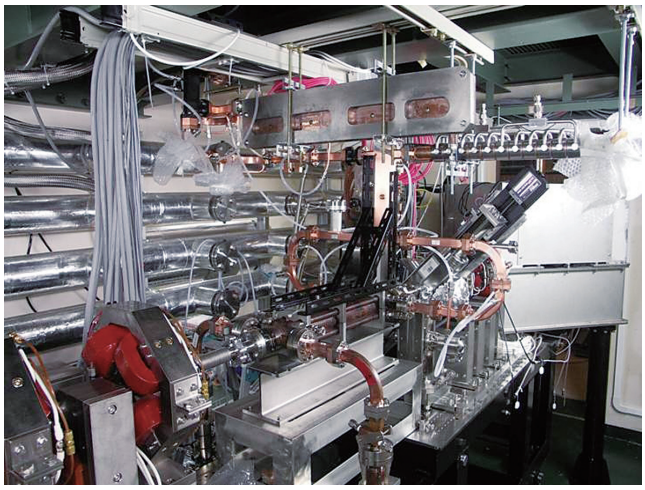
東京大学電子ライナック施設

Electron Linac Facility of University of Tokyo

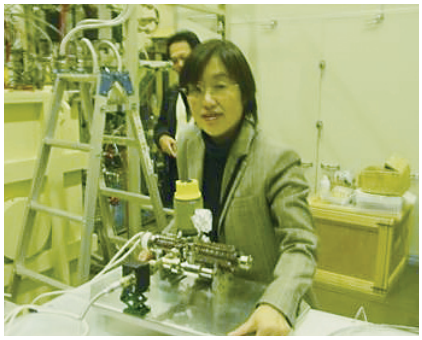
東京大学



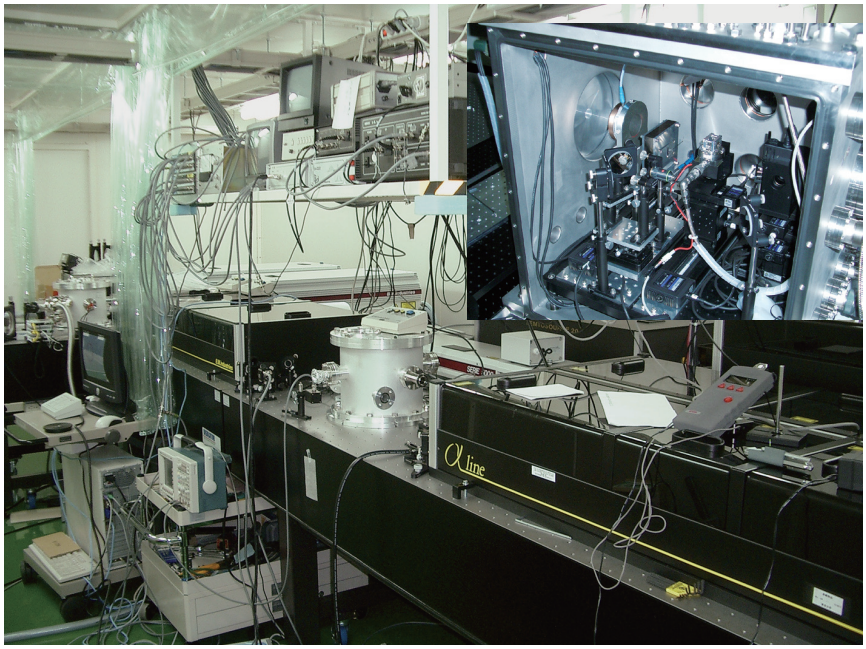
▲Sバンドツインライナック



▲Xバンドコンプトロン散乱単色X線源



▲可搬型Xバンドライナック



▲レーザープラズマライナック

Point

高時間分解能放射線化学、原子力水化学、フェムト秒ビーム科学、先進小型加速器開発の分野の創成
30年にわたり、安全運転と全国共同利用を堅持
原子力・放射線科学における人材育成

受賞後の声

電子ライナックとレーザーの施設で、原子力歴史構築賞を受賞した意義を重く受け止めている。今後の原子力における重要な照射場、原子力の実験的人材育成、また先進小型加速器開発に関する産官学連携の拠点としての役割を果たしていく所存である。
（東京大学大学院 工学系研究科 原子力専攻 教授 上坂　充・原子力国際専攻 教授 勝村庸介）

▲写真１　照射室での学生実習風景

主導した国際シンポジウム

放射線化学

“Fast excitation processes in Radiation Chemistry” in Tokai（1982）
“Fast excitation processes” in Tokyo（1988）
“Radiation Chemistry of Polymers” in Tokyo（1989）
“Prospects for Application of Radiation Chemistry toward the 21st Century” in Tokyo（2000）
“Charged Particle and Photon Interaction with Matter” in Tokai（2007）
＊いずれも *Radiat. Phys. Chem.* 誌の特集号として刊行された。

ビーム工学

“International Symposium on Applied Electromagnetics and Mechanics” in Tokyo（2001）
“International Workshop on Compact Inverse Compton Scattering X-ray Sources” in Oarai（2001）
“Compton Sources for X/gamma Rays: Physicsand Applications” in Italy（2008）
＊同グループ主導で開催され、査読付き論文集も権威ある雑誌に掲載された。

国際的な共同研究（放射線化学分野）

パリ南大学（仏）、メリーランド大学（米国）、ハーンマイトナー研究所（独）、ウィーン大学（オーストリア）、ETH（スイス）、実験物理研究所（露）、ノートルダム大学（米）、バーバー原子力研究センター（印）、プネ大学（印）、シャーブルック大学（加）、サクレー原子力研究所（仏）等、ビーム工学分野では BNL、UCLA、LBNL、FNAL、ウィスコンシン大（以上米）、INFN-Univ.Milan（伊）、Eindhoven Inst.（蘭）

引用･参考文献

1）M.Uesaka, “Femtosecond Beam Science”, Author&Editor, Imperial College Press, 2005
2）Yusa Muroya, Ianik Plante, Edouard I. Azzam, Jintana Meesungnoen, Yosuke Katsumura and Jean-Paul Jay-Gerin, 2006
3）A.Sakumi, M.Uesaka, T.Ueda, K.Miyoshi, K.Kanbe, N.Kumagai, H.Tomizawa, J.Urakawa, “Photocathode RF gun with bi-alkali high QE cathode at University of Tokyo”, Proc. of CAARI, 20th International Conference on the Application of Accelerators in Research and Industry , 2008

■全国共同利用を 30 年運営し、新分野を構築

高時間分解能パルスラジオリシスシステム

放射線が引き起こす反応研究のメッカとしてＳバンド（2.856GHz）ライナックは、国内はもとより世界の中でも最重要研究拠点となっている。30 年間世界の放射線誘起高速反応の第一線を走り続けてきた。パルスラジオリシスとしては 10 ピコ秒シングルパルスを用いた 1980 年代のピコ秒パルスラジオリシス、ツインライナック、90 年代にはサブピコ秒電子シングルパルス生成、フォトカソード高周波電子銃によるフェムト秒高品質電子ビームとフェムト秒レーザーを組み合わせた、超高速パルスラジオリシスシステムが構築された。現在､このシステムは世界でもっとも高性能のシステムのひとつと高く評価され、研究成果は 30 年間ビーム工学と利用の２つ以上の弥生研究会にて国内に発信し続けている。

原子力水化学

水溶液や高分子の放射線化学分野で、大きな進展をもたらした。施設を活用して新たに生まれた分野もあり、原子炉冷却水に関わる高温水、超臨界水化学、高速シンチレータ開発等が挙げられ､現在も世界の中で主導的な地位を占めている。

フェムト秒ビーム科学

フェムト秒レーザー分光（1999 年ノーベル化学賞）以降の､世界の量子ビームポンプ＆プローブ分析のビーム発生･計測･利用を先導してきた。その成果を世界の研究者と共著･監修し、“Femtosecond Beam Science” を出版させて世界を啓発した。

先進小型加速器科学

Ｘバンド（11.424GHz）コンプトン散乱単色Ｘ線源、12TW レーザーと磁場印加による 100MeV 単色低エミッタンス電子ビームの安定生成、可搬型Ｘバンド（9.3GHz）ライナックＸ線源を開発し、医療・原子力応用を推進している。また管理部長である上坂充教授は本学会加速器・ビーム科学部会長を 2007 ～ 2009 年まで務め、2001 年より ICFA（International Committee for Future Accelerators）panel on advanced and novel accelerators の委員、2007 年からは議長を務め、世界の先進加速器科学の国際協力を先導し続けている。

■原子力人材育成

30 年の全国共同利用によって日本の原子力系大学の学生・若手研究員を毎年 100 名程度受け入れ､また 1993 年からは学部・大学院での原子炉・ビーム実習にも加わり､毎年学部生 30 名､大学院生 40 名の教育にも供し続けている（写真１）。

使用済燃料運搬船「日の浦丸」による使用済燃料の安全輸送への貢献

Contribution to the Safety Transport of Spent Fuel by Spent Fuel Transport Vessel "Hinoura-maru" for 27 Years Since 1978

原燃輸送株式会社

▲使用済燃料運搬船「日の浦丸」

Point

我が国初の使用済燃料の海上輸送を行った運搬船
約 27 年間、一度の事故もなく、使用済燃料を安全に輸送し、2005 年に退役
安全輸送の実績を着実に積み重ねることで、我が国の原子燃料サイクルの確立に貢献

受賞後の声

今回、使用済燃料運搬船「日の浦丸」による使用済燃料の安全輸送への貢献が、「原子力歴史構築賞」を受賞したことは、原子燃料サイクルの一翼を担う輸送の総合エンジニアリング会社である原燃輸送（株）にとって、大変喜ばしいことである。
この栄誉の基を築いてくださった先輩諸氏と、「日の浦丸」の所有および運航に長年、ご協力いただいた日本海運（株）の皆様に、心から感謝を申し上げたい。
原燃輸送（株）は、これからも、「日の浦丸」の後継船を活用し、輸送技術の品質向上と安全確保に万全を期して、社会的使命の達成に邁進する所存である。
（原燃輸送株式会社 代表取締役社長 梶井 孝泉）

▲写真１　使用済燃料運搬船「日の浦丸」の荷役風景

▲写真２　使用済燃料運搬船「日の浦丸」の出港風景

使用済燃料運搬船「日の浦丸」は、1978 年に、我が国初の使用済燃料の海上輸送を行った運搬船であり、その後、約 27 年間、全国の原子力発電所等から、動力炉・核燃料開発事業団（現、原子力機構）の東海再処理施設等に向けて、一度の事故もなく、使用済燃料を安全に輸送し、2005 年に退役した（写真１、２）。

原燃輸送株式会社は、東海再処理施設等向けの使用済燃料の輸送を開始するにあたり、内航海運業法上の「内航運送取扱業（当時、現内航貨物利用運送事業）」の資格を取得したうえで、日本海運株式会社と輸送契約を締結し、使用済燃料運搬船「日の浦丸」を使用して、使用済燃料を輸送した。

現在、原燃輸送株式会社は、低レベル放射性廃棄物運搬船「青栄丸」、使用済燃料運搬船「六栄丸」、使用済燃料等運搬船「開栄丸」の３隻の専用運搬船を使用しながら、我が国の原子燃料サイクル事業を支えるため、原子燃料等の輸送における「安全」と「信頼」の確保を第一義として、安全輸送の実績を着実に積み重ねている。これは、使用済燃料運搬船「日の浦丸」による東海再処理施設等に向けた使用済燃料の安全輸送の経験と実績が、その礎となっている。

使用済燃料運搬船「日の浦丸」のおもな仕様
寸法：全長約 78.3m　全幅約 12.2m
載貨重量：約 1,240t
貨物積載個数：使用済燃料輸送容器　最大４基
所有者および運航者：日本海運株式会社

使用済燃料運搬船「日の浦丸」による輸送実績
輸送回数：230 回
輸送した輸送容器の基数：437 基
輸送量：約 987t U
使用済燃料を搬出した全国の原子力発電所等の名称：
東北電力株式会社女川原子力発電所、東京電力株式会社福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所および柏崎刈羽原子力発電所、中部電力株式会社浜岡原子力発電所、関西電力株式会社美浜発電所、高浜発電所および大飯発電所、中国電力株式会社島根原子力発電所、四国電力株式会社伊方発電所、九州電力株式会社玄海原子力発電所および川内原子力発電所、日本原子力発電株式会社敦賀発電所、現原子力機構原子炉廃止措置研究開発センター（旧称：新型転換炉ふげん発電所）、原子力船むつ、等

九州大学トリチウム実験室
—トリチウム安全取扱技術の確立と核融合炉内外でのトリチウム挙動の理工学的解明

Tritium Laboratory of Kyushu University
—Development of Safety Handling Technology of Tritium and Scientific Clarification of Tritium Behavior Inside or Outside Fusion Reactor

九州大学

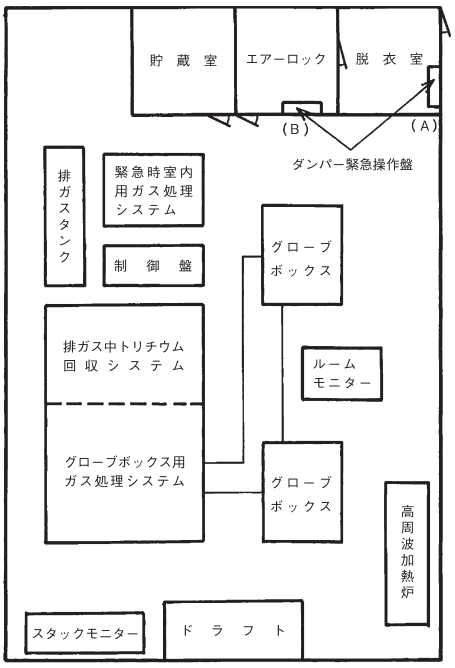
▲九州大学工学部トリチウム実験室室内

Point

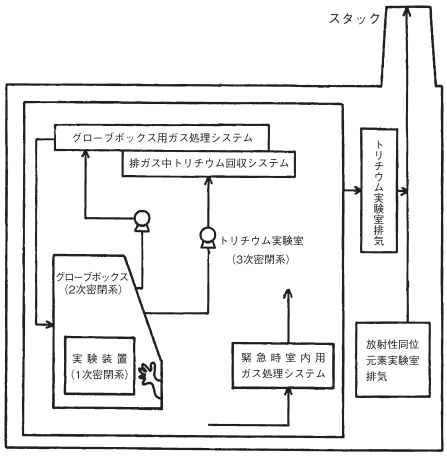
トリチウム安全取扱技術の向上
核融合炉内外でのトリチウム挙動に関する広範囲な理工学研究の推進

受賞後の声

原子力歴史構築賞ありがとうございます。気体状放射性同位元素を取扱うので、安全性には注意を払ってきました。今後も引き続いて研究したいと思っています。
（九州大学でトリチウム実験に携わる研究者一同）



▲図1　トリチウム実験室室内配置図



トリチウムは金属や高分子物質中を透過する性質をもつ水素同位体であるので、トリチウムの外部への漏洩を防ぐために多重閉じ込め方法が採用される。また各閉じ込め系には回収装置を設け外側の閉じ込め系への漏洩量を減じることが必要であり、規制濃度以下に希釈して放出という方法だけでは妥当ではない。トリチウム実験室では実験装置、グルーブボックスおよび実験室に気密性を持たせた三重閉じ込め方法をとっている。

▲図2　トリチウム多重閉込システム

引用·参考文献

1）九州大学工学部応用原子核工学科，“トリチウム実験室概要”，1981（九州大学大学文書館に保管、保存番号 2387）
2）九州大学工学部応用原子核工学科，“九州大学トリチウム実験室研究成果報告書”，1986（九州大学大学文書館に保管、保存番号 2388）

■九州大学トリチウム実験室のなりたち

九州大学トリチウム実験室は、工学部箱崎キャンパス放射性同位元素実験室非密封線源取扱区域内に、1978 年に設置された。未来の恒久的エネルギー源としての核融合炉の国家的自主開発が必要とされ、燃料であるトリチウムが放射性物質で、しかも核融合炉において使用される量が 10^7 ～ 10^8 キュリー（10^{17} ～ 10^{18}Bq）と膨大な量と見込まれ、我が国が今後核融合炉の自主開発を推進する場合、トリチウム安全取扱技術の確立が必須であり、かつ急を要する課題であると原子力委員会核融合会議で認識された。文科省はその時代的要請に応えるため、トリチウムを取り扱う本格的な実験室をいくつかの大学に設置することとし、本実験室を、国内第一番目として設置した（図1）。

トリチウム実験室建設後、気体状放射性同位体トリチウムの安全な取扱技術の確立と核融合炉内外でのトリチウム挙動の理工学的解明のための、活発な研究活動が実施された。この活動は現在でもなお、科学研究費特定領域研究（2007-2011）の実施に引き継がれている。

トリチウム実験室の設備に関して、室内にはトリチウムの外部への漏洩を防ぐため、三重閉じ込め方法が欧米施設の調査に基づき採用された（図2）。トリチウム計測のため、液体シンチレーションカウンター、ラジオガスクロマトグラフィー、半導体検出器が備えられ、固液気各種形態のトリチウムの測定が可能となった。

30 年前に産声を上げたトリチウム研究施設が現在でも維持され、その間安全に運転されてきた。ITER の建設がフランスで始まり、核融合研究が本格的な実証研究として受け継がれている。

トリチウム実験室設置当初の研究課題

トリチウム安全取扱技術に関する研究：トリチウム酸化触媒塔、水分吸着塔の挙動把握実験が行われ、化学工学的手法に基づき各処理塔設計法が提案された。

核融合炉トリチウム漏洩防止に関する研究：Nb、Mo、SUS、銅等のトリチウム拡散係数、熱拡散係数の測定がなされ、材料科学的手法に基づき金属中の水素同位体移動と同位体効果が求められた。

トリチウム廃棄物処理の研究：トリチウム含有吸着剤のワックス固化、液シン廃液の蒸留分離の検討がなされ、新しいトリチウム廃棄物分離法が開発された。

トリチウム測定技術に関する研究：電離箱電極表面汚染の動特性とメモリー効果解明が行われ、低線量測定技術の向上が見られた。

核融合炉燃料サイクルに関する研究：中性子照射リチウム化合物からのトリチウム回収方法が検討された。

環境中トリチウム挙動に関する研究：各地の河川、雨、湖沼等のトリチウムレベルの測定、環境中トリチウム動態の測定が行われ、特に過去数十年間のトリチウム環境濃度変化としてまとめられた。

コバルト60ガンマ線を利用したウリミバエの根絶

Eradication of the Melon Fly by the use of Cobalt-60 Gamma-rays

沖縄県病害虫防除技術センター

▲沖縄県病害虫防除技術センターの全景

▲ウリミバエの成虫

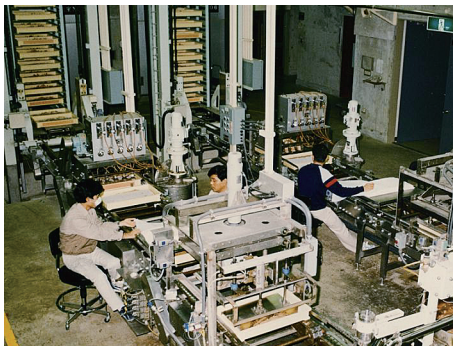
Point

ウリミバエの不妊化にコバルト 60 を利用
日本で初めて不妊虫放飼法によりウリミバエを根絶
沖縄県全域からのウリミバエ根絶によるウリ類等の出荷拡大

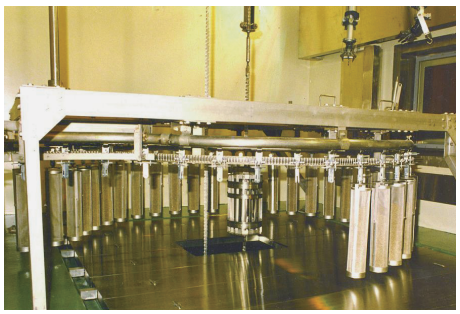
受賞後の声

ウリミバエの根絶は、国、県、市町村、農協、委託業務団体、大学等、多くの関係者の協力があって達成した事業である。今回の受賞に際し、関係者の皆様に改めて感謝の意を表するとともに、ウリミバエ根絶防除事業を評価してくださった日本原子力学会に深く感謝申し上げる。

▲写真１　ウリミバエの卵の回収


▲写真２　ウリミバエの卵を人工培地に接種

▲写真３　ウリミバエの蛹とバーミキュライトを篩分け


▲写真４　ウリミバエの蛹にコバルト 60 のガンマ線を照射

▲写真５　ウリミバエの不妊虫をヘリコプターで放飼

■ウリミバエの侵入

ウリミバエはウリ類を中心とした果菜類の大害虫である。もともと日本には生息していなかったが、1919 年に八重山群島で初めて見つかり、その後分布域を拡大し 1929 年には宮古群島で、1970 年には久米島で、1972 年には沖縄本島で確認された。

そのため、沖縄県からウリ類等を未発生地域へ出荷できず、農業振興上の大きな阻害要因となっていた。それだけではなく、未発生地域へのウリミバエの侵入も懸念されていた。

■コバルト 60 のガンマ線を利用した不妊虫放飼法

沖縄県では、ウリミバエを根絶するためにコバルト 60 のガンマ線を利用した不妊虫放飼法を採用した。

まず、人工的に大量増殖したウリミバエの蛹にコバルト 60 からでるガンマ線を照射し、不妊化する（写真１～４）。その不妊虫を野生虫より多く野外に放飼することで、野生雌の大半は不妊雄と交尾するため、野生雄と野生雌の交尾機会は減少する（写真５）。不妊雄と交尾した野生雌が産む卵はふ化しないので次世代は育たない。さらに大量の不妊虫を継続的に放飼し続けると、野生虫間の交尾機会はますます減少し、最終的には根絶に至る。

■ウリミバエの根絶防除事業

久米島において、コバルト 60 を利用した不妊虫放飼法によるウリミバエ根絶実験防除を 1972 年に開始し、1978 年に根絶を達成した。

久米島での根絶の成果を基に、沖縄県全域からウリミバエを根絶する計画を立て、週２億頭規模の不妊虫大量増殖施設を建設した。

宮古群島で 1984 年から、沖縄群島で 1986 年から、八重山群島で 1990 年から不妊虫放飼を開始し、1993 年 10 月に沖縄県全域でのウリミバエ根絶を達成した。

全事業に要した費用は 135 億円、この間に放飼したウリミバエは 530 億頭である。

ABWR（Advanced Boiling Water Reactor：改良型沸騰水型原子炉）の開発と実機の建設、運転

Development, Construction and Operation of ABWR（Advanced Boiling Water Reactor）

東京電力株式会社

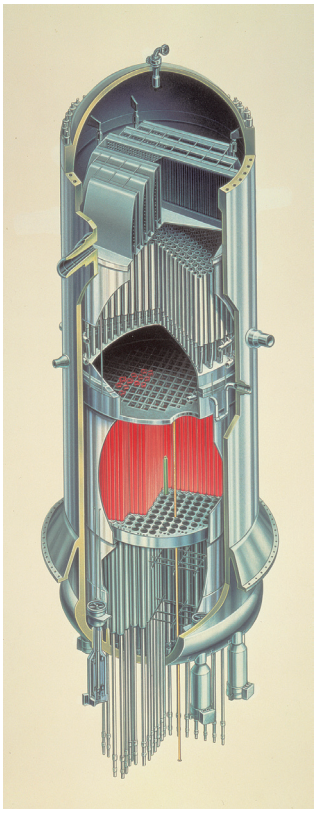
▲東京電力（株）柏崎刈羽原子力発電所５、６、７号機全景（左側より７、６、５号機）

Point

従来の BWR の建設・運転経験をもとに ABWR を開発
世界初となる ABWR プラントを柏崎刈羽原子力発電所６、７号機に導入
柏崎刈羽原子力発電所６、７号機で 10 年を超える運転を経験

受賞後の声

このたびは、「第 1 回原子力歴史構築賞」を賜り、誠に光栄に存じます。
ABWR の良好な運転実績は、海外からも高く評価されており、米国では 30 年ぶりの新規建設となる STP（サウス・テキサス・プロジェクト）3、4 号機（テキサス州）に採用が決定されている。
引き続き、安全・安定運転に努め、良好なパフォーマンスを世界に向けて発信していきたい。
（東京電力 執行役員 原子力設備管理部長 吉田昌郎）



▲図１　ABWR の原子炉圧力容器概要図

項　目	設　備				
	RIP	FMCRD	RCCV	三区分高圧ECCS	高効率タービン設備
高安全･高信頼性	○	○	○	○	－
低被ばく線量	○	○	－	－	－
低放射性廃棄物発生量	－	－	－	－	○
高運転性	○	○	－	－	－
高経済性	○	－	○	－	○
高設備利用率	－	○	－	－	－

▲表１　各設備のプラント特性への寄与
○印が ABWR で採用した設備によるプラント特性への寄与を示す

＊１ Advanced Engineering Team。
日本、米国、スウェーデン、イタリアのメーカが参加

■はじめに

ABWR の開発は 1978 年に開始され、東京電力（株）柏崎刈羽原子力発電所６、７号機（以下、柏崎刈羽６、７号機）で最初に導入、10 年を超える運転実績を積んでいる。日本型 BWR とも言える ABWR は、今までの建設・運転経験をもとに新技術を導入した BWR の集大成である。

その後営業運転を開始した中部電力（株）浜岡原子力発電所５号機、北陸電力（株）志賀原子力発電所２号機、さらには現在建設中の中国電力（株）島根原子力発電所３号機、電源開発（株）大間原子力発電所でも採用され、名実ともに日本の標準型原子炉となった。

柏崎刈羽６、７号機は ABWR の『さきがけ』であり、日本の商用炉における歴史的意義は大きい。

■ ABWR 開発の歴史

ABWR は、東京電力(株)が先駆者となり、世界の BWR メーカの協力で開発された。1978 年に AET＊[1] を結成、概念設計を実施し、以降の基本・詳細設計は日米メーカが手がけた(図１)。

初期の BWR は米国技術をベースに開発され、その後国の第一次・第二次改良標準化により設備改善を推進した。これと並行して、安全性・信頼性・経済性・運転性の向上等、抜本的改善を目標とし、ABWR の開発が行われた。基本設計後、国の第三次改良標準化で日本型 BWR の集大成として ABWR を開発した。また、国の支援のもと、設備の信頼性実証試験により信頼性を確認したうえで実機に採用した。

柏崎刈羽６号機は 1996 年 11 月に、柏崎刈羽７号機は 1997 年７月に営業運転を開始し、開発から約 19 年を経て、世界初の ABWR プラントが完成した。

■ ABWR の特徴

ABWR は、①高安全・高信頼性、②低被ばく線量、③低放射性廃棄物発生量、④高運転性、⑤高経済性、⑥高設備利用率のため、次の新技術を採用している（表１）。

（1）原子炉冷却材再循環系：RIP（インターナルポンプ）
（2）制御棒駆動機構：FMCRD（改良型制御棒駆動機構）
（3）原子炉格納容器：鋼製ライナプレート付き RCCV（鉄筋コンクリート製原子炉格納容器）
（4）非常用炉心冷却設備:三区分高圧ECCS(非常用炉心冷却系)
（5）高効率タービン設備：52 インチタービン、二段再熱式湿分分離加熱器、給水加熱器ドレンポンプアップシステム

原子力発電炉燃料の高度化を支えてきた日本で最大のホットラボ：燃料試験施設

The Maximum Hot Laboratory in Japan that has Supported Upgrade of Nuclear Power Reactor Fuel : Reactor Fuel Examination Facility

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲南側から見た燃料試験施設の全景

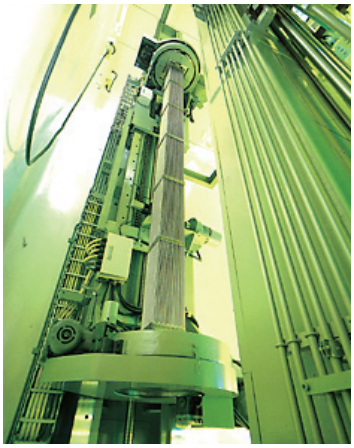
▲燃料試験施設の操作室エリア（βγコンクリートセル）

Point

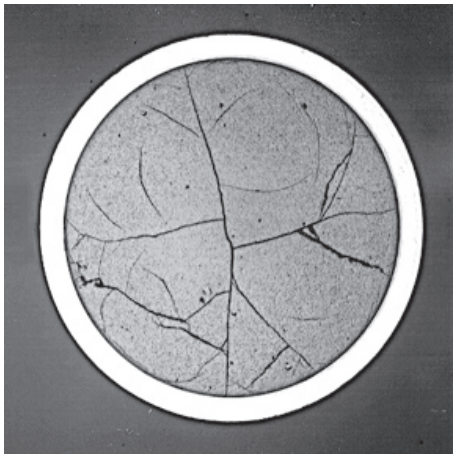
発電炉燃料の高度化への貢献
安全研究への貢献
事故・トラブルへの貢献

受賞後の声

このたび、燃料試験施設での設立以来の発電炉燃料の高度化および安全研究への貢献が認められ、原子力歴史構築賞を受賞した。今日までに燃料試験施設で活躍された先輩諸氏の卓越した遠隔操作技術による信頼性のある照射後試験データの提供の積み重ねが評価されたものと考える。本施設は、安全研究を実施するための重要な施設として位置づけられようとしており、今後も内外の要求に応えて、信頼性のある照射後試験データを取得し、さらなる燃料の高度化や安全研究に寄与し続けていきたい。



▲写真１　燃料集合体外観検査装置



▲写真２　PWR 燃料の金相試験写真

引用･参考文献

1）日本原子力研究所，“日本原子力研究所史”，日本原子力研究所，2005
2）日本原子力研究所，“原研四十年史”，日本原子力研究所，1996

■発電炉燃料の高度化への貢献

1979 年に日本原子力発電（株）敦賀発電所１号機の国産 BWR 燃料集合体２体（22GWd/t）を初めて受入れ、照射後試験により燃料の健全性確証のためのデータを取得した。BWR 燃料の高度化においては、最高燃焼度 55GWd/t を目標とした高燃焼度化が進められ、９× 9B 型燃料集合体が開発されたが、1994 年度には比較のために東京電力（株）福島第２発電所２号機で、３サイクルまで照射された従来型の８× 8B 型燃料集合体（33.4GWd/t）の照射挙動データを取得した。その後、９× 9B 型燃料集合体について、東京電力（株）福島第２発電所１号機で、３サイクル（35.6GWd/t）および５サイクル（53.5GWd/t）まで照射された燃料集合体の照射挙動データを 2006 年度までに取得し、設計の妥当性、裕度が確認され、現行の安全解析評価手法の信頼性実証に貢献した。

一方、PWR 燃料については、1980 年から 1987 年に（財）原子力工学試験センターによる「加圧水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験」において、関西電力（株）美浜発電所３号機で最大３サイクル（31.4GWd/t）まで照射された燃料集合体の照射後試験を各サイクル毎に実施し、その健全性を確証し、最高燃焼度 39GWd/t までの燃料設計の妥当性確認に貢献した。その後、原子炉の柔軟な運転に耐え得る高性能燃料が開発され、1993 年には関西電力（株）高浜発電所３号機で２サイクルまで照射された高性能燃料要素（33.8GWd/t）、1996 年には４サイクルまで照射された高性能燃料集合体（43.2GWd/t）の照射後試験を実施し、当時の設計の妥当性確認、高性能燃料の 48GWd/t までの実用化に貢献した。また、2002 年には高燃焼度化のために関西電力（株）大飯発電所４号機で４サイクルまで照射された先行照射燃料要素（52.9GWd/t）の照射挙動データを取得し、高燃焼度燃料の実用化に貢献した（写真１、２）。

■安全研究への貢献

NSRR パルス照射試験燃料、ハルデン高燃焼度燃料、および米国の TMI- ２溶融事故における炉心構成材料の溶融物について詳細な照射後試験を行い、軽水炉燃料等の安全研究に貢献した。

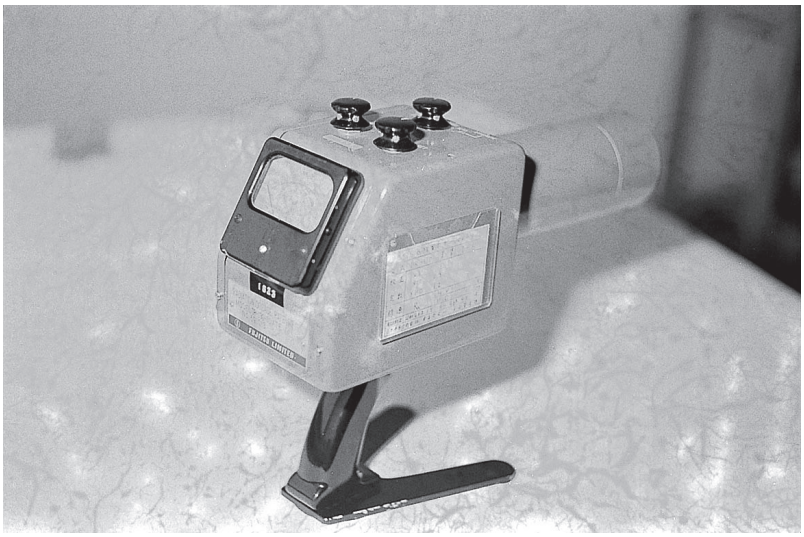
■事故・トラブルへの貢献

原子力発電所における事故・故障の原因調査において、我が国唯一の中立機関として国からの要請を受け、2001 年度に「中部電力（株）浜岡原子力発電所１号機余熱除去系配管破断部に関する調査」、2002 年度には「東北電力（株）女川原子力発電所１号機再循環系配管のひび割れに関する調査」に係る試験・検査を行い、原因究明に貢献した。

原子力発電所における放射線被ばく管理の確立

Establishment of Radiation Control

日本原子力発電株式会社



▲東海発電所運転開始ごろのガンマ線サーベイメーター

▲東海発電所の管理区域で作業する作業員

Point

放射線管理の基本的な考え方を確立
個人被ばく線量測定や管理に利用できる機器・データ処理システムの開発

受賞後の声

放射線下での安全な作業管理なくしては、原子力発電所の運営は成り立たない。言い換えれば、この点が、原子力発電所に課せられた最大の課題でもあった。
当社の東海発電所、敦賀発電所では、手探りでこの課題に取り組み、今日につながる基本的な考え方・管理手法を確立するとともに、放射線管理・被ばく管理に必要な機器・データシステムの改良・開発を行ってきた。この努力の結果は、その後の原子力発電所の円滑な運営に大いに役立ったものと考えている。
（日本原子力発電 環境保安グループマネージャー 山崎克男）

引用･参考文献

1）平沢悠紀，“原子力発電所における体内被曝の防護と管理”，原子力工業 29［2］，38，日刊工業新聞社，1983

■放射線管理の基本的な考え方の確立

国内初の敦賀発電所 1 号機は、先行する東海発電所に比べて、作業者の放射線被ばく線量がかなり多く、プラントの特徴を踏まえた放射線管理が求められ、以下のような管理手法を確立した。

（1）法令の定める数値を基にいくつかの管理基準を設け、被ばく線量が管理基準に達すると、計画されたとおりに作業が進められたかどうかを検証した。

（2）作業予定線量のほか、日、週、月、3 か月および年を時間単位とする管理基準を設定した。また、管理区域を退出する際、基準を超過しているかどうかを確認した。

（3）作業現場における放射性物質の除去と飛散防止とともに、適切なマスクの着用を義務づけた。

■機器・データシステムの確立

当時は、被ばく線量測定および管理に利用できる機器やデータ処理システム等が充分でなかったことから、以下の開発も行った。

（1）当時のフィルムバッチはタービン近く等、高エネルギーのガンマ線エリアで大きな誤差を生じていたことから、新たなフィルムバッチの開発を行った。

（2）当初、被ばく線量のデータ集計には多大な労力を有していたため、機械的に読み取り、コンピュータでデータ整理ができる熱蛍光線量計（TLD）による監視システムを開発した。本システムは、その後の原子力施設に導入された。

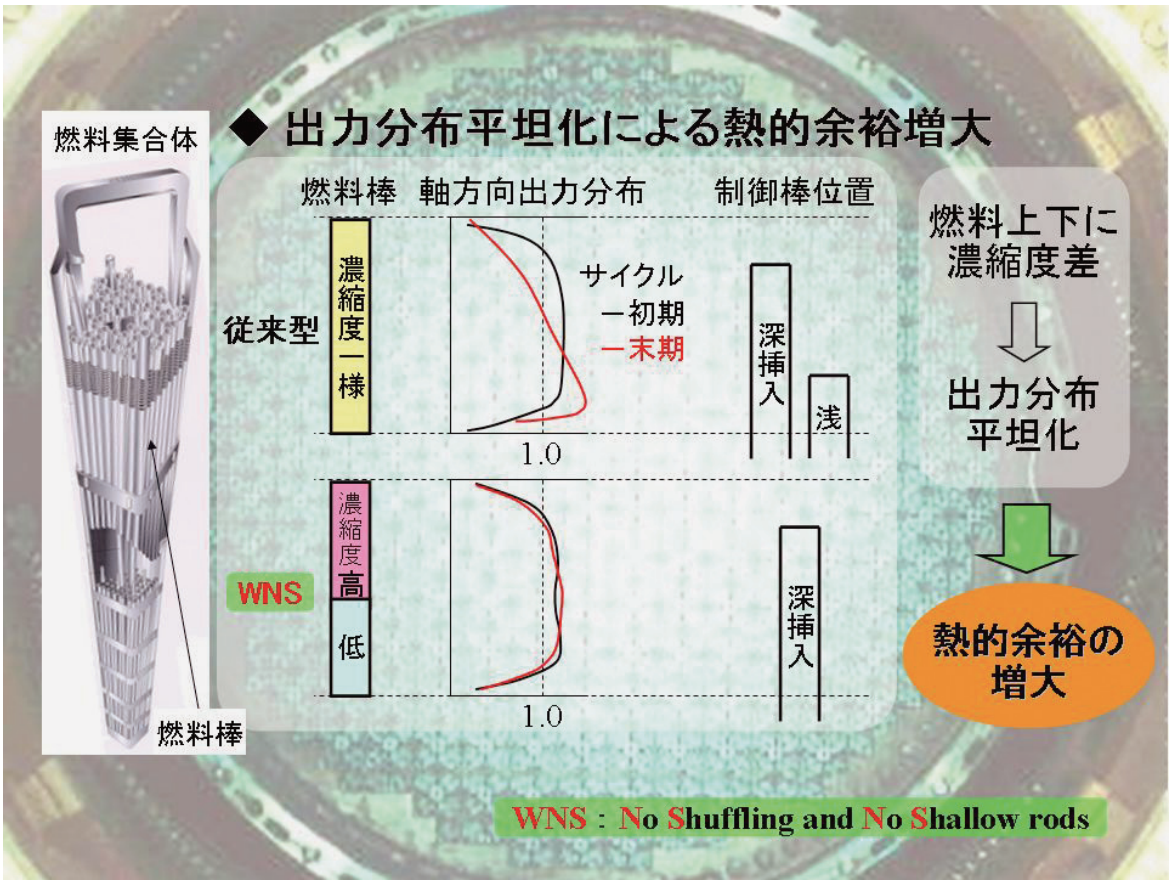
（3）当初は、手作業で退出作業者の体表面汚染検査を実施していたが、数分間の検査時間を要していた。自動化された「体表面モニタ」システムを 1977 年に開発し設置した。本モニタでは、1 分以内で測定が終了し、原子力発電所では不可欠なものとなった。

（4）内部被ばくをもたらす体内の放射線量の測定は、当初、排泄物に含まれる放射線量を測定する方法が考えられていたが、実用面で問題があった。これを簡単に測定できるシステムとしてホールボディカウンタを開発した。1973 年に敦賀発電所に導入した本システムも原子力発電所に不可欠なものとなった。

沸騰水型原子炉濃縮度上下２領域炉心 ＷＮＳの発明と実用化

Development and Utilization of Axially Two-Zoned BWR Core WNS

株式会社日立製作所



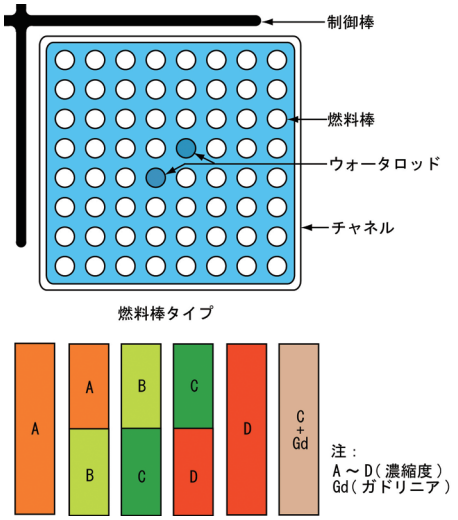
▲新たな考えに基づく出力分布平坦化技術の開発で、BWR 炉心の熱的余裕を増大

Point

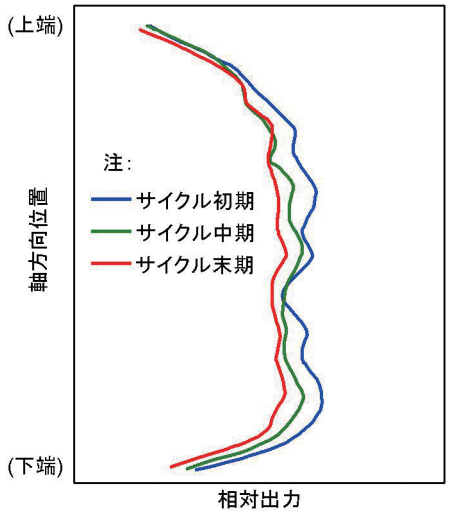
国産技術による初めての本格的な炉心・燃料技術開発
国内すべての BWR プラントで採用

受賞後の声

BWR 炉心設計の基本である出力分布制御法に新しい考え方を導入した濃縮度上下２領域燃料が、歴史的に重要な意義のある発明・発見として受賞したことは大変光栄である。ＷＮＳ炉心はその後の高燃焼度燃料においても踏襲され、世界に発信できる技術開発のさきがけの一つと考えている。BWR を世界市場に展開するため、今後とも省ウラン性能に優れた BWR の特長を最大限に活用した炉心燃料技術の開発を推進していきたい。
（株式会社日立製作所 エネルギー・環境システム研究所 所長 松田将省）



▲図１　燃料集合体内には、上下２領域に濃縮度分布した燃料棒を配置



▲図２　サイクルを通じて軸方向出力分布は平坦で、変化が少なく安定

引用･参考文献

1）R. Takeda, et al., New BWR Core Concept of Improved Performance-Summary of WNS Core, Trans. Am. Nucl. Soc. 28, 558, 1978
2）K. Kurihara, et al., Power-Flattening Method for Boiling Water Reactor, J. Nucl. Soc. Technol., 18, 116, 1981
3）Y. Kobayashi et al., New BWR Core Concept with WNS-Type Fuel and 9 Control Cells, Trans. Am. Nucl. Soc. 33, 641, 1979
4）O. Sugimoto et al., BWR Operating Experience at Shimane-1 with WNS-Type Initial Fuel, Trans. Am. Nucl. Soc. 39, 912, 1981
5）A. Nishimura et al., BWR Operating Experience with Axially Two-Zoned Fuel Core, Trans. Am. Nucl. Soc. 45, 743, 1983
6）T. Shimoshige et al., Operating Experience with Axially Two-Zoned Initial Fuel Core, Trans. Am. Nucl. Soc. 50, 565, 1985

■濃縮度上下２域炉心概念

昭和 40 年代初頭に海外より導入された BWR の炉心燃料は、運転経験の蓄積や技術の進歩を反映して、種々の改良が実施された。BWR 燃料の中心課題であったペレットと被覆管の機械的相互作用による燃料破損は、当初は燃料集合体格子配列の変更とペレットと被覆管とをなじませるため燃料棒出力を徐々に上昇させるならし運転法で対処していたが、燃料健全性確保のために稼働率を犠牲にすることとなった。

この問題を解決するため、炉心軸方向出力分布を燃焼を通じて平坦に制御し、燃料の最大線出力密度を低減できる新たな BWR 炉心（WNS 炉心）を開発した。WNS 炉心は、従来のように炉心軸方向出力分布の制御に、制御棒やガドリニアのような中性子吸収材による方法に替えてウラン濃縮度を使う方法を採用したもので、No Shuffling and No Shallow を意味する。上部のウラン濃縮度を高く、下部を低くした濃縮度上下２領域燃料（図１）を装荷した WNS 炉心は、炉心下部から浅く挿入する制御棒（Shallow Control Rod）を必要としないで、図２に示すように運転中を通じて軸方向出力分布が平坦化できる。また、軸方向出力分布が平坦化された炉心では、炉心径方向の出力分布平坦化のため燃料交換の際に行われていた燃料の並べ替え（Shuffling）をしなくても十分な熱的余裕を得ることができ、定期検査期間の短縮による稼働率向上が可能となる。

さらに、濃縮度上下２領域燃料は、反応度の低い燃料集合体４体からなるコントロールセルを炉心中央部に少数個配置した炉心構成と組み合わせることにより、炉心径方向の出力分布も平坦化できる。その結果、運転中に挿入する制御棒本数が低減できるとともに、制御棒パターン交換回数の低減により稼働率をさらに向上することが可能となる。

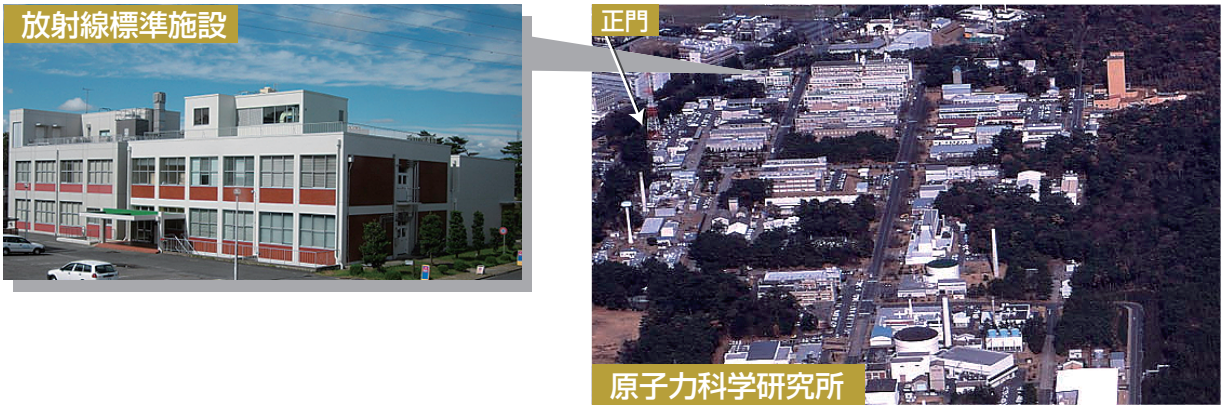
■炉心・燃料特性の実証

濃縮度上下２領域燃料は、1980 年５月、中国電力島根原子力発電所１号機に取替燃料の一部として８体装荷され、燃料集合体単体の性能が確認された。その後、東京電力福島第一原子力発電所４号機に取替燃料として 140 体、168 体と順次装荷され、約 20%の軸方向出力分布平坦化、約 2.5%の稼働率向上を実証した。さらに 1983 年２月には、東京電力福島第二原子力発電所２号機に初装荷燃料として全炉心 764 体が装荷され、深く挿入した制御棒のみの単純な制御棒パターンで熱的余裕向上を実証した。

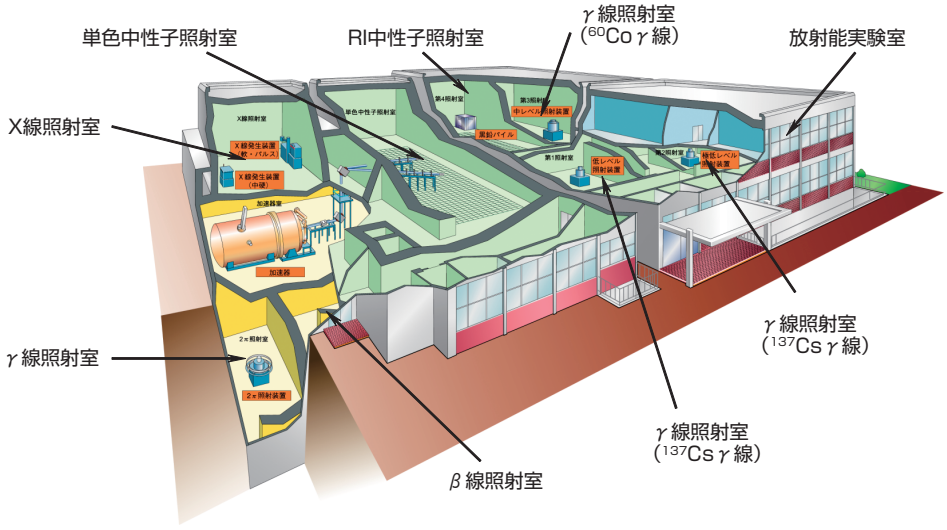
日本の放射線(能)測定の信頼性向上に貢献する放射線標準施設

Contribution of the Facility of Radiation Standards to the Reliability Enhancement in Radiation Measurement in Japan

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



▲1980年から原子力界の放射線(能)測定に多種多様の校正場を提供する放射線標準施設



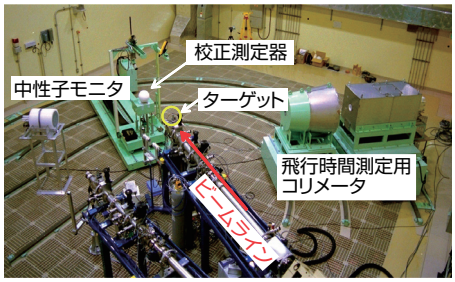
▲多種類の校正場(国内唯一の二次標準場を含む)を開発整備したアジア最大級の校正施設

Point

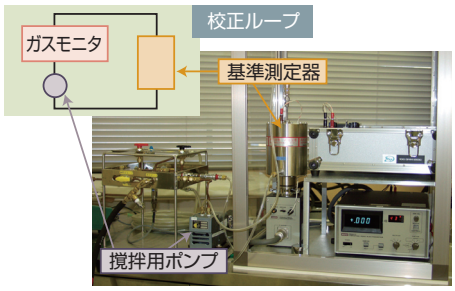
30 年間にわたり、日本の放射線（能）測定の高度化、信頼性の向上に貢献
原子力界のニーズに対応した質の高い校正場を多数開発・整備
新型測定器、線量測定法、放射線防護技術の研究開発および国内外への研究協力に利用

受賞後の声

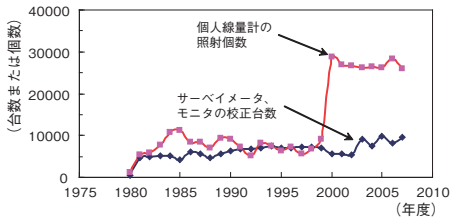
本受賞は、本施設が 30 年にわたり業績を積み上げてきた集大成の内容であり、担当者として大変うれしく思う。本施設の放射線（能）校正場は、原子力界の放射線防護、放射線管理が続く限り必要とされる重要な施設であり、今後も時代のニーズに対応した多種多様な校正場を開発整備する計画である。具体的には、現在開発中の中性子校正場等の完成および次期中期計画に基づく新たな校正場の開発であり、さらなる放射線（能）測定の高度化および信頼性向上に貢献できるものと考える。
（原子力科学研究所 放射線管理部 課長代理 清水　滋）



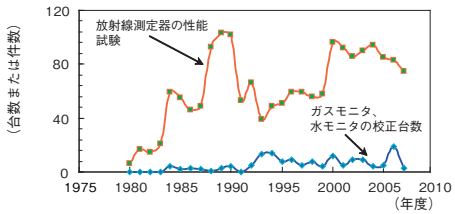
▲写真1　国内で希少な校正場である単色中性子場



▲写真2　ガスモニタの校正に利用する放射能校正装置



▲図1　サーベイメータ、モニタおよび個人線量計の校正実績



▲図2　放射線測定器の性能試験およびガスモニタ・水モニタの校正実績

＊1 放射線（能）測定器の校正および研究開発を行うための標準量を供給する場または設備

引用･参考文献

1）保健物理―管理と研究― No.23（JAERI-M9654 1980）～ No.35（JAERI-M93-173 1992）
2）保健物理―管理と研究― No.36（JAERI-Review 94-007 1993）～ No.47（JAERI-Review 2005-028 2004）
3）放射線管理部年報 JAEA-Review2005-032（2005）～ JAEA-Review2008-063（2007）
その他多数

■受賞の分野

原子力機構の放射線標準施設は、時代のニーズに対応した多種多様な①放射線（能）校正場＊1の開発、②放射線（能）測定器の開発、③放射線（能）校正技術の開発、④放射線防護技術の研究、⑤放射線測定器の定期校正および性能試験、⑥国･研究機関等への研究協力等に供した。本施設は、原子力機構内の利用に止まらず、（財）放射線計測協会を通じて広く原子力界に利用され、国内外の放射線（能）測定の高度化、信頼性向上および放射線安全に多大な貢献を果たしてきた。これらのおもな業績を以下に述べる。

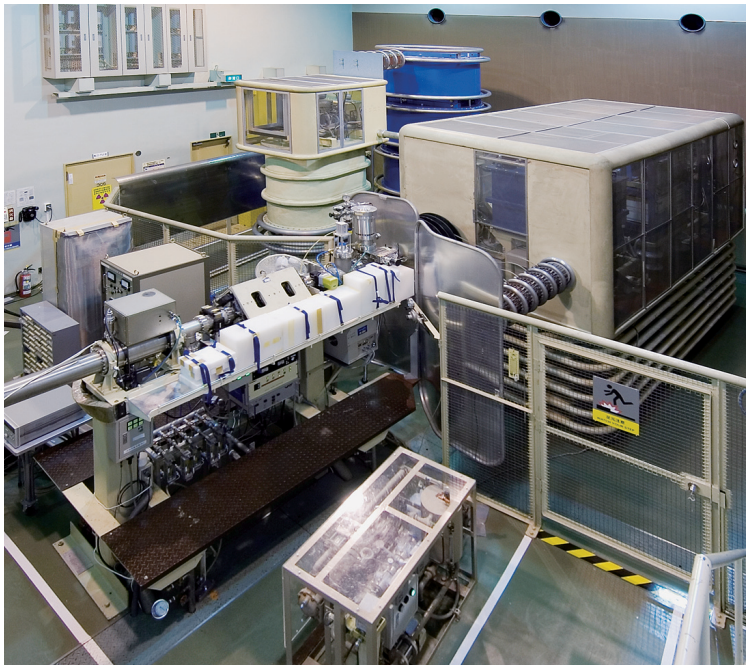
■受賞の業績

放射線（能）校正場の開発では、放射線（能）に係る国際規格（ISO）または日本の放射線管理の時代のニーズに対応した熱中性子場、パルスX線場、単色中性子場（写真１）および放射能校正装置（写真２）等の新たな校正場を多数開発整備し、国内の上述する研究開発、研究協力および定期校正等に貴重な校正場として利用された。放射線（能）測定器の開発では、特に、核燃料施設の臨界警報装置、JT60 のパルス放射線計測、核燃料サイクル施設および J-PARC の高エネルギー放射線計測、広帯域の放射線計測技術を確立するための、新型測定器およびその線量測定法の研究開発に利用され、放射線（能）校正技術の開発では、校正場のさらなる品質の向上を図る技術開発、測定器の校正法の開発、放射線管理のモニタリング技術および放射能計測法の研究等に利用され、国内の放射線（能）測定の高度化および信頼性向上に多大な貢献をした。放射線防護技術の研究では、外部被ばく線量評価の研究開発、並びに 1989 年および 2001 年の放射線障害防止法の改定にあたり、放射線防護の線量概念、線量測定法の大幅な変更に基づく研究開発に利用され、国際的に利用されるデータが数多く創出された。放射線（能）測定器の定期校正および性能試験の累積では、サーベイメータ等の校正が約 18 万台、個人線量計の照射が 36 万個、ガスモニタ等の校正が約 150 台、JIS 等による放射線測定器（サーベイメータ、モニタ等）の性能試験が約 1,800 件である（図１、２）。特に、産業界に対して放射線（能）測定の信頼性確保に多大な貢献をした。国、研究機関等への研究協力では、さまざまな測定器の特性調査、線量評価法の研究等 22 件の受託研究に利用され、貴重な成果を創出した。1999 年に発生した JCO 事故の解析調査への研究協力では、周辺住民の被ばく線量評価、事故現場の線量評価、総核分裂数の評価等に利用され、得られた成果は国の事故調査委員会に反映された。

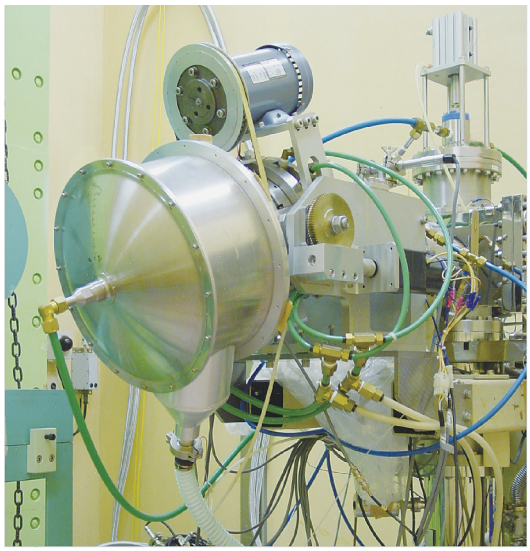
核融合研究開発における日本原子力研究所（当時）核融合中性子源FNSの果たしてきた役割（昭和56年以降）

Contribution of Fusion Neutronics Source FNS in Japan Atomic Energy Research Institute (at the time) to Fusion Research and Development (Since 1981)

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



▲ FNS 加速器全体写真



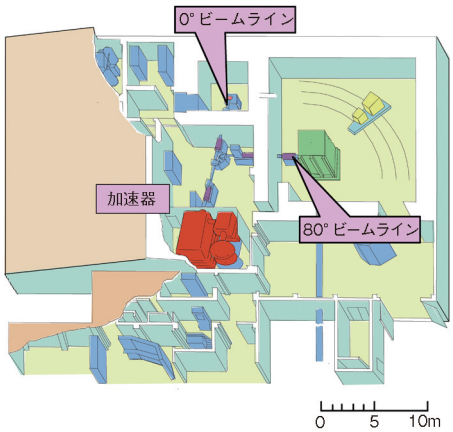
▲0°ビームラインの先端に取り付けられた回転ターゲットシステム

Point

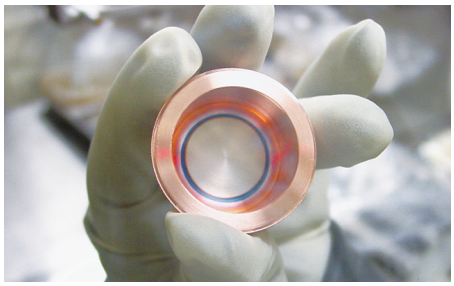
世界最高性能の加速器型 14MeV 中性子発生装置
27 年間にわたり、核融合中性子工学の実験的研究で世界を大きくリード

受賞後の声

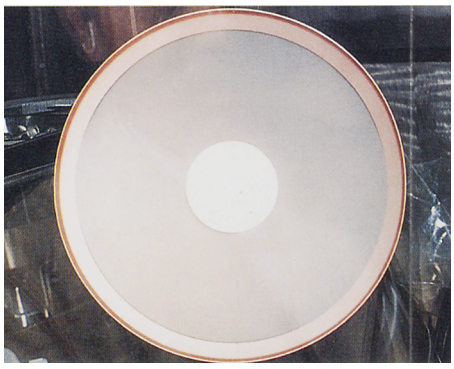
FNS は 27 年間、核融合中性子工学の研究分野で世界のトップを走り、核融合の研究開発に大きく貢献してきた。FNS 建家ができてすでに 30 年以上が経過し、施設の老朽化は否めないが、加速器自体は今でも世界最高性能を維持している。シャットダウンの危機も何度かあったが、関係各位のご尽力のおかげで何とか乗り越えることができた。今回、栄えある第 1 回原子力歴史構築賞を受賞し、感無量である。これからも FNS で新たな歴史を構築していきたい。皆様のご支援、ご指導、ご鞭撻を何卒宜しくお願いいたします。



▲図１　FNS 鳥瞰図



▲写真１　小型トリチウムターゲット
（直径 3cm、80° ビームライン用）



▲写真２　大型トリチウムターゲット
（直径 31cm、0° ビームライン用）

引用･参考文献

1）T. Nakamura, et al., Proc. 4th Symp. on Accelerator Science Technol., RIKEN, Saitama, 24-26 Nov, p. 155, 1982 http://fnshp.tokai-sc.jaea.go.jp/index.html
2）Fusion Technol. 28, 1995
3）C. Konno, et al., Proc. 20th Symposium on Fusion Technology, Marseille, France, Sept. 7-11, p.1263, 1998
4）C. Konno, et al., Proc. 20th Symposium on Fusion Technology, Marseille, France, Sept. 7-11, p.1473, 1998
5）佐藤他，プラズマ核融合学会誌 82, 306, 2006
6）F. Maekawa, et al., JAERI-Data/Code 98-021, 1998
7）Y. Oyama, et al., JAERI-M 90-092, 1990
8）Y. Ikeda, et al., JAERI 1312, 1988; C. Konno, et al., JAERI 1329, 1993

■核融合中性子源 FNS とは

原子力機構原子力科学研究所（旧日本原子力研究所東海研究所）にある核融合中性子源 FNS（Fusion Neutronics Source）（図１）は、コックロフトウォルトン型の 400kV 加速器で、重陽子を加速し、ビームライン先端に取り付けたトリチウムターゲット（写真１、２）に当てることにより、DT 反応で 14MeV 中性子を発生させる装置である [1)]。ビームラインは 0° ビームラインと 80° ビームラインの２つがあり、それぞれの先端にトリチウムターゲットが取り付けられ、独立に 14MeV 中性子を発生させることができる。また、80° ビームラインにはパルス化装置が設置されており、パルス中性子の利用も可能である。FNS は、世界中で現在稼働している加速器型 14MeV 中性子発生装置の中で最高性能の装置である。

FNS 加速器の仕様は以下の通りである。

（1）型式　　400KeV 重陽子加速器
（2）直流高圧　電源 400kV、100mA
（3）イオン源　大電流用：バケット型
　　小電流用：バケット型
（4）ビーム電流および中性子発生量
　　0° ビームライン 40mA 7.2×10^{12}n/s
　　80° ビームライン 3mA 3×10^{11}n/s
（5）パルス性能パルス幅最小 2ns（FWHM）、ピーク電流 80mA
（6）ターゲット 0° ビームライン：回転水冷、～37TBq トリチウム装荷
　　80° ビームライン：固定水冷、～0.37TBq トリチウム装荷

■ FNS での核融合中性子工学研究

FNS は、1981 年８月のファーストビームから 27 年間、加速器型 DT 中性子源として世界最大の中性子発生率と優れたパルス性能を武器に、米国エネルギー省との共同実験協定に基づく核融合ブランケット中性子工学実験 [2)]、国際熱核融合実験炉 ITER の工学設計活動（EDA）での遮へい実験 [3、4)]、ITER テストブランケットモジュールのための核特性実験 [5)]、核データの測定・積分検証 [6、7、8)]、大学、研究機関等との共同研究、等に有効に利用されてきた。その結果、核融合炉の研究開発に不可欠なトリチウム増殖ブランケット核特性、遮へい、誘導放射能、核発熱、核データ等に係る実験的研究で日本は世界を大きくリードし、核融合中性子工学の研究開発において歴史に残る画期的な成果をあげることができた。

(財)原子力工学試験センター 多度津振動台耐震信頼性実証試験

Seismic Reliability Test Using the Tadotsu Vibration Exciter

独立行政法人 原子力安全基盤機構
財団法人 エネルギー総合工学研究所

▲大型ポンプ耐震信頼性実証試験

Point

多度津工学試験センターに世界最大の大型振動台を建設
原子力発電所の安全上重要な機器について実機に近いスケールで振動させ、設備の耐震性を実証
耐震設計解析検証に必要なデータ・知見を 20 年以上にわたり提示

受賞後の声

多度津振動台を運営していた（財）原子力工学試験センターは 1992 年 4 月に改称された。現在は（独）原子力安全基盤機構と（財）エネルギー総合工学研究所が引き継いでいる。なお、多度津試験所は、2005 年 9 月に閉鎖された。

■多度津振動台の建設・試験の実施

原子力施設の耐震設計の妥当性・信頼性の向上を図ることを目的として、（財）原子力工学試験センターは通産省（現、経産省）から重要設備の耐震実証試験の委託を受け、多度津工学試験所に世界最大の大型振動台（最大積載重量 1,000t の試験体を水平方向に1,800gal、鉛直方向に 900gal で同時に揺らすことが可能）を設置し、この振動台による試験を 1982 年より開始した。

振動試験は、施設の地震時の安全性について、国民の理解を得るため、安全上重要な機器について、可能な限り実機に近い大きさの試験体（スケール 1 分の 1 ～ 10 分の 1 ）を大型振動台を載せて振動させ、設備の耐震性を実証的に示すために実施された。

振動試験は、1982 年より、PWR・BWR の原子炉格納容器・原子炉容器・炉内構造物、PWR 一次系冷却設備、BWR 再循環系、非常用ディーゼル発電機システム、電算機システム、原子炉停止時冷却系、主蒸気系、コンクリート製格納容器、制振サポート指示機器、配管系終局強度試験等が実施された。振動試験の結果については、設計上想定している基準地震動より大きな地震動で揺らしても、なんら異常のないことがそれぞれの設備で実証された。

■多度津振動台試験結果および耐震設計への反映

大型振動台による振動試験結果は、実際の原子力発電所の設備が十分な余裕を持って耐震安全性・信頼性を有していることを証明し、原子力発電所の地震時安全性に関する国民の理解と不安解消に寄与してきている。

また、耐震性解析コードの検証データを提供し、耐震解析技術の高度化に寄与してきた。この試験結果は、原子力発電所に対して、これまでもっとも影響を与えた新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の詳細な影響評価にも、大きな寄与をしている。

日本の高レベル廃棄物安全研究の先駆けとなった廃棄物安全試験施設（WASTEF）

Waste Safety Testing Facility（WASTEF）; the Pioneer of Safety Research in High-Level Waste Management

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲廃棄物安全試験施設（WASTEF）

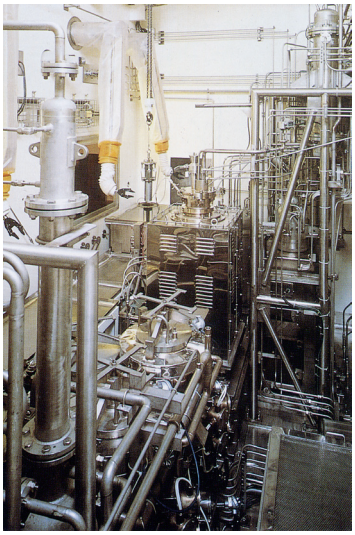
▲セルおよび操作室

Point

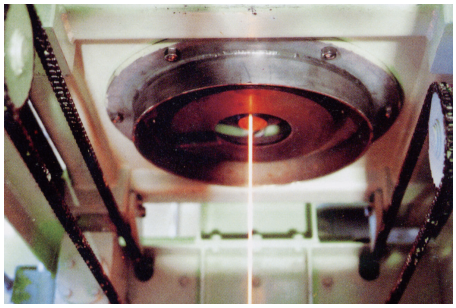
高レベル放射性廃棄物の処理・処分の安全性研究への貢献
高レベル放射性廃棄物固化体に関する試験研究
海外再処理返還廃棄物確認手法の信頼性実証
シンロック固化体研究に係わる国際協力

受賞後の声

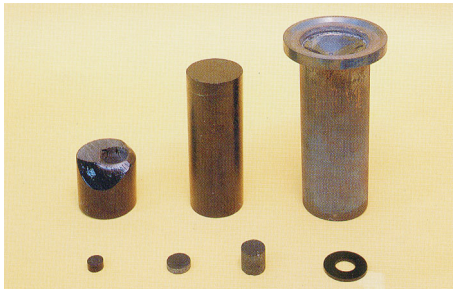
今回の受賞は、1981 年に WASTEF が建設されて以降、高レベル放射性廃棄物に関する研究開発および施設・試験機器等の運転管理、放射線管理等に携わってこられた全ての先輩諸兄が、努力と情熱を注ぎ日本の高レベル廃棄物安全研究の礎を築き、多くの業績を積み上げてこられたことに対して評価されたものであり、ただただ敬意を表する次第である。現在、WASTEF は、原子炉構造材や再処理施設機器等の材料を中心にした研究開発を多角的に実施しているが、諸先輩方々の思い・情熱を引き継ぎ、受賞の名誉を汚さぬよう WASTEF 施設の安全・安定運転に邁進していく所存である。



▲写真１　セルに設置されたガラス固化体作製装置



▲写真２　溶融ガラス流下状況



▲写真３　右がキャニスター、左２点がガラス固化体試料

＊１ 化学・放射能組成分析、密度測定、浸出性等
＊２ ^{244}Cm を使用し、短期間に約 10 万年分の α 崩壊損傷を得る手法

引用・参考文献

1）“原研 40 年史”，日本原子力研究所，1996
2）Safety Examination of HLW Solidified Products at WASTEF
3）Examination and Testing of an Active Glass Sample Produced by COGEMA
4）FINAL PREPORT　Japan-Australia Co-operative Program on Research and Development of Technology for the Management of High Level Radioactive Wastes 1985 to 1998

■はじめに

我が国における、使用済燃料の再処理によって発生する高レベル放射性廃棄物の処分について、ガラス固化体による貯蔵および地層処分に関する安全評価のための試験実施を目的に、1981 年に WASTEF が当時の原研東海研究所に建設された。本施設は、高レベル放射性廃棄物の取り扱いに特化した構造を有するホット試験施設である。

■高レベル放射性廃棄物固化体に関する研究開発

高レベル放射性廃棄物に関する研究開発は、その重要性から国のプロジェクトと位置づけられ、1982 年からホット試験を開始した。同年には、我が国で初めて^{137}Cs を含む RI 合成廃液のガラス固化体の作製に成功するとともに、安全評価のためのホット試験データを取得した。1987 年からは、実廃液を使用したガラス固化体の安全性実証試験を実施した。写真１～３にガラス固化体試験の概要を示す。これらの成果は、民間再処理工場の前段となる旧動燃東海事業所再処理工場に設置が予定されたガラス固化・貯蔵パイロットプラント（現在の TVF）の安全審査および運転管理基準の作成に活用された。

■海外再処理返還廃棄物確認手法の信頼性実証

1995 年度以降、我が国に返還される海外再処理委託にともなう廃棄物固化体の信頼性を確認することを目的に、1989 年度から試験法＊１の検討およびホットセル内での試験技術の開発を行った。1992 年からは、返還固化体サンプルを仏国（COGEMA）、英国（BNFL）から入手し実証試験を実施した。その結果、両者提示の推定組成が実際の値に近いものであることを確認し、その成果は、1995 年４月に実施された第１回の返還廃棄物およびそれ以降の円滑な受け入れに寄与し、国、電力はもとより、海外再処理事業者からも高く評価された。

■シンロック固化体研究に係わる国際協力

1984 年に、原研とオーストラリア原子力科学技術機構（ANSTO）との間で、高レベル放射性廃棄物処理技術に関する研究協力協定が締結され、1985 年よりガラスの代替固化体としてシンロック（人工岩石）固化体の放射線耐久性に関する試験を実施し、計 13 年間に及ぶ協力研究に貢献した。特に、従来困難であったα加速試験＊２を可能としたことで、この協力研究に大きな役割を果たした。

原子力の基礎研究を推進した世界最大級のタンデム加速器

The World-Largest-Class Tandem Accelerator Developing Basic Research of Atomic Energy

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲最高電圧 2,000 万ボルトを発生する世界最大級のタンデム加速器

▲タンデム加速器からの重イオンビームをさらに加速する超伝導ブースター加速器

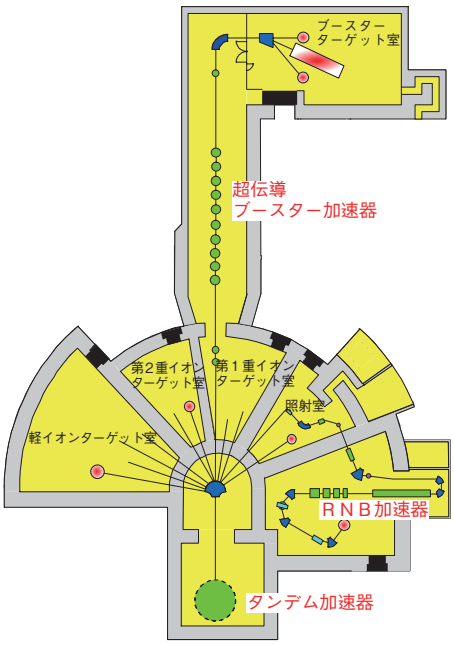
▲放射性核種を加速する RNB 加速器

Point

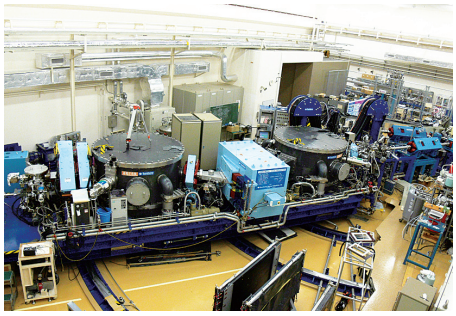
進化を続ける世界最大級の静電加速器施設
核物理・核化学・照射効果・原子物理等の幅広い分野で原子力基礎研究を推進

受賞後の声

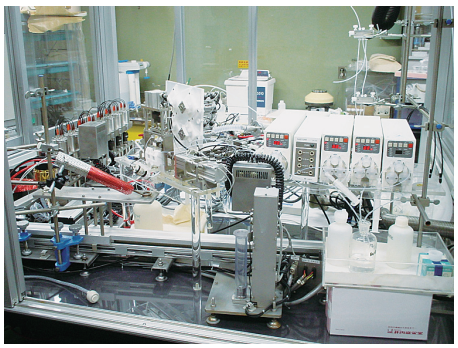
タンデム加速器が「原子力歴史構築賞」に選ばれたことは、大変名誉なことである。今日の静電加速器技術を初め、タンデム加速器で現在実施されている研究は、これまでのタンデム加速器の歴史の中で一歩一歩築き上げられてきたものであり、原子力研究においてかけがえのない技術的財産であり、知的財産である。タンデム加速器とそれを用いた原子力の基礎研究をますます発展させ、原子力の未来を切り拓いていきたい。



▲図1　加速器配置図



▲写真1　反跳核生成核分離装置



▲写真2　核化学研究に用いる実験装置

引用･参考文献

1）タンデム加速器タンデムブースター
http://rrsys.tokai-sc.jaea.go.jp/rrsys/html/tandem/index.html

■進化を続ける静電加速器施設

旧日本原子力研究所では、我が国初となるバンデグラフ型加速器 2MV バンデグラフに続き、5.5MV バンデグラフ加速器を建設した。これらの加速器で培われた技術を基に、1982 年には、世界最大級の静電型加速器である 20MV タンデム加速器を完成させた（図 1）。タンデム加速器では、水素からビスマスまでのほぼ全ての元素の加速が可能である。1994 年には、超伝導ブースター加速器を建設し、全ての元素イオンによる核反応が可能な施設へと発展させた。2005 年からは、放射性核種ビーム加速実験装置（RNB 加速器）において短寿命放射性核種のビーム利用も開始した。2008 年には、高電圧端子に装備した電子サイクロトロン共鳴型イオン源で直接多価正イオンを生成することにより、タンデム加速器としては世界最高のエネルギー・強度のビーム引出しに成功した。このような継続的な加速器開発により、静電加速器技術を常に先導してきた。

■原子力の基礎研究を推進するタンデム加速器

タンデム加速器は、重イオンビームを用いた核物理、核化学、照射効果、原子物理等の原子力基礎研究を幅広く推進する中心施設として、大学等とも積極的に共同研究が行われており、年間の利用者は 200 人に上る。これまでに 35 名の博士を輩出し、専門誌への論文掲載は年平均 70 報になる。

核物理研究では、核融合炉のための高速中性子核データ測定、安定核・不安定核の核構造研究、重イオン核融合・核分裂機構の研究を大きく進展させた（写真 1）。重イオン核子移行反応を利用した超ウラン元素の核構造研究の手法を発展させ、最近では、革新的高速炉で必要とされるキュリウム等の中性子核データを導出するための代理反応測定へと研究が展開している。

核化学研究では、核燃料・アクチノイド標的を安全に取扱うことのできる国内唯一の加速器施設として、超ウラン元素から 105 番元素までの化学的性質の解明が進められた（写真 2）。

照射損傷の研究では、重イオン照射において電子励起が極めて重要な役割を持つことを解明し、放射線損傷の基礎研究を推進した。現在、原子炉燃料等の核分裂片による照射損傷機構の研究へと進展している。

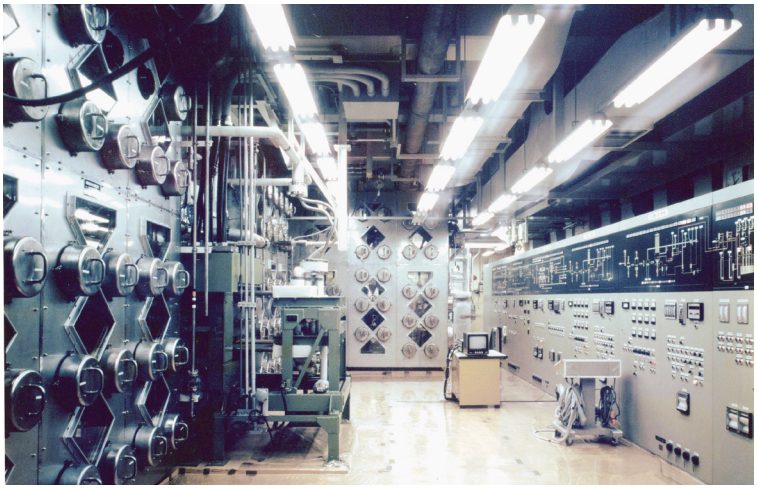
原子分子の研究分野では、核融合炉研究の基礎として、プラズマ加熱に関与する電荷移動過程、多価イオン構造、プラズマ・壁相互作用における粒子リサイクリング過程の解明に貢献した。

マイクロ波加熱直接脱硝法による世界初の混合転換プロセスの実用化

The World's First Success of Practical Pu-U Co-Conversion Process Using a Microwave heating Direct De-Nitration Method

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲プルトニウム転換技術開発施設遠景



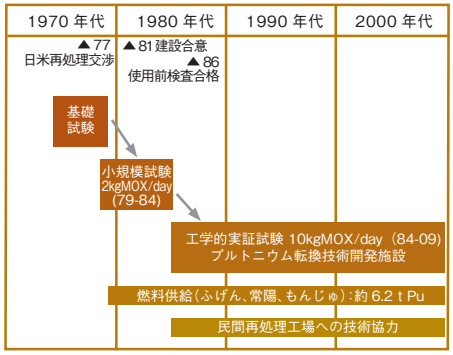
▲主工程室

Point

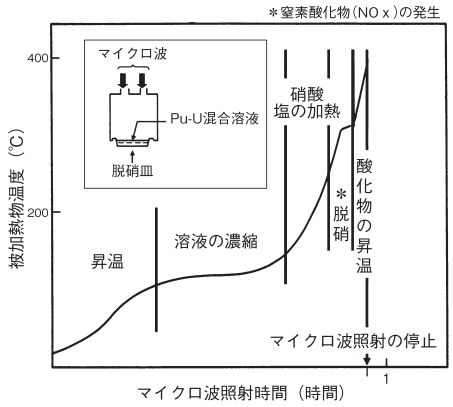
純国産技術であるマイクロ波加熱直接脱硝法（MH法）の開発
民間再処理工場への技術移転の完遂
非核兵器保有国として唯一の使用済燃料の再処理事業および核燃料サイクルを実現

受賞後の声

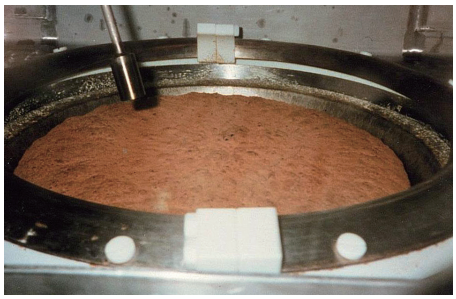
MH 法の開発および工学規模での実証を行ったプルトニウム転換技術開発施設は、非核兵器保有国として唯一、使用済み燃料の再処理事業および核燃料サイクルの実現を果たすに至る原動力となった象徴的施設である。今後は、本開発の精神を次の世代に引き継いでいきたい。



▲図１　MH 法開発の歩み



▲図２　MH 法による脱硝過程



▲写真１　MH 法により製造されたプルトニウム・ウラン混合酸化物（脱硝体）

■開発経緯

当初、東海再処理工場で分離精製されたプルトニウム溶液の転換は、蓚酸沈殿法による単体転換を軸に開発を進めてきたが、1977 年の日米再処理交渉によって単体転換から核不拡散抵抗性が高いプルトニウムにウランを混ぜた混合転換へとその方針を大きく転換することとなった。試行錯誤の末、当時、家庭へ普及が始まった電子レンジに採用されていたマイクロ波加熱を用いることによって溶液から粉末へと効率的に転換可能なことを見出し、純国産技術であるマイクロ波加熱直接脱硝法（MH 法）を開発した（図１）。

■ MH 法の原理とその特徴

MH 法は、硝酸プルトニウムと硝酸ウラニルの混合溶液にマイクロ波を照射することによって、溶液を昇温し、蒸発濃縮、硝酸塩の生成、硝酸塩の熱分解といった過程（図２）を経ることにより、多孔質のプルトニウム･ウラン混合酸化物（写真１）を得るプロセスがあり、海外で研究開発が進められていた沈殿法や流動床法と比べておもに以下の点において優れている。

①プロセスが短い
②廃液の発生量が少ない
③得られる粉末は、活性度が高く高密度ペレットの製造に有利

家庭用の電子レンジを用いた実験から始まった MH 法は、その後、小規模試験設備によって工学規模での確証を行い、その知見は実証施設であるプルトニウム転換技術開発施設へと引き継がれ、「ふげん」「常陽」「もんじゅ」用原料粉末の製造を通じて、工学的規模での実証を行い、核拡散抵抗性が高い日本独自の転換技術として確立した。

■プルトニウム転換技術が果たした役割

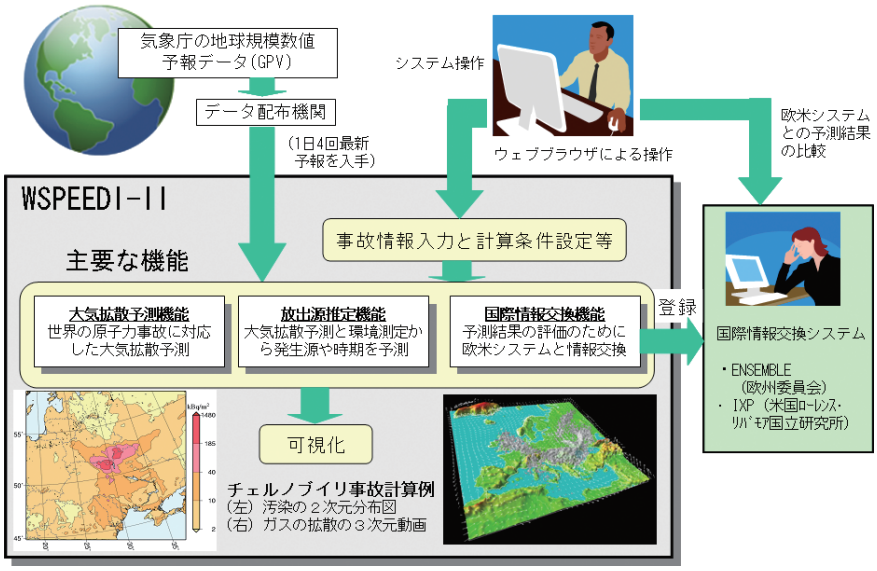
プルトニウム転換技術開発施設は、我が国で最初の再処理工場と燃料加工施設を繋ぐプルトニウムリサイクルの要として、1983 年 10 月のホット試験開始以来、これまで累計約 6.2 t（2008 年 12 月末）のプルトニウムを処理し、加工施設への原料粉末供給を通して「もんじゅ」「常陽」での貴重な炉心データの採取に寄与してきた。

さらに、これまでの技術開発運転等で得られた知見やデータは、民間再処理工場における概念設計、基本設計支援、詳細設計と建設に反映させるとともに、運転員の実地教育・訓練、さらには技術者の派遣等の人的支援を通じてハード・ソフト両面から MH 法の技術移転を成し遂げた。

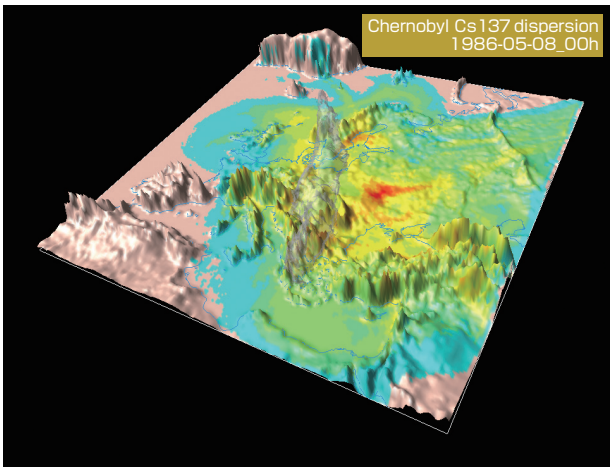
緊急時環境線量情報予測システムSPEEDI

System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information：SPEEDI

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



▲最新の成果である世界版 SPEEDI 第２版（WSPEEDI-II）の概要



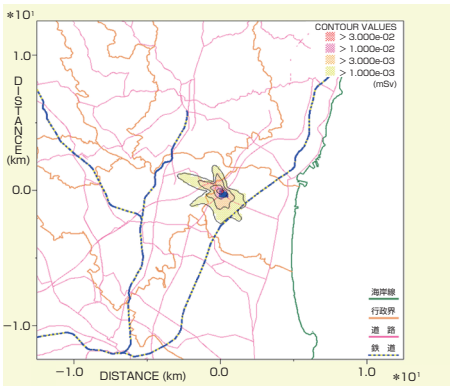
▲ WSPEEDI-II によるチェルノブイリ事故時の Cs137 沈着量予測（再現計算）

Point

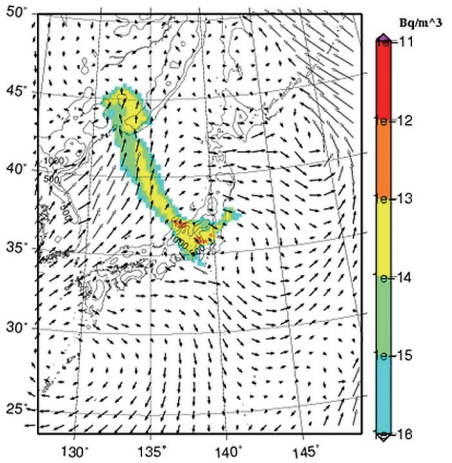
原子力施設事故時に環境中に放出された放射性物質の大気拡散と被ばく線量を予測する日本初の計算システム
これまでに発生した放射性物質の異常放出における事故調査等に貢献
大気拡散予測手法の提供による非原子力分野への貢献

受賞後の声

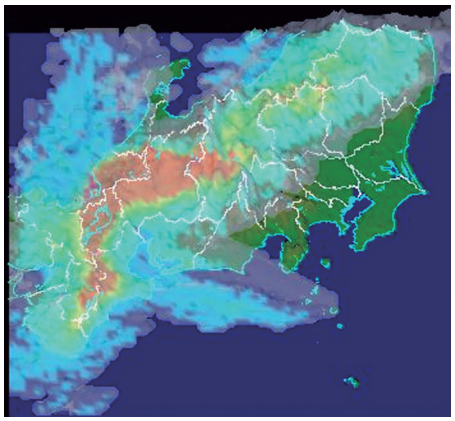
SPEEDI は、国の原子力防災対策を支援する中核的システムに採用され、原子力の社会受容に長年にわたり貢献するとともに、世界の原子力事故への対応のための機能向上を果たし、非原子力分野にも大きな波及効果をもたらす等、原子力環境研究で重要な役割を果たしたと考えている。今回の原子力歴史構築賞受賞を励みに、さらにこの分野の発展に寄与していきたい。



▲図1　SPEEDI による JCO 事故で放出された希ガスによる被ばく線量分布予測



▲図2　平成 21 年北朝鮮核実験時の放射性物質放出を仮定した拡散予測



▲図3　SPEEDI による三宅島火山ガスの大気拡散予測

■原子力分野で果たした役割

1979 年 3 月に米国で起きた TMI-2 原子炉事故を契機に 1980 年から日本原子力研究所（現在、原子力機構）でソフトウエア開発が進められ、1984 年に完成に至った [1)]。ソフトウエアシステム完成後、1985 年から（財）原子力安全技術センターが文科省からの委託を受けてシステムのハードウエア整備や対策拠点施設へのネットワーク接続等の機能の拡充を図り、2008 年現在、19 道府県 40 原子力施設の緊急時対応のため、平常時から 24 時間体制で運用している。実事故への対応としては、1997 年の動力炉・核燃料開発事業団のアスファルト固化処理施設火災爆発事故、1999 年の JCO 臨界事故において、大気中に放出された放射性物質の大気拡散と被ばく線量評価を行い、人体への影響がないことを示すとともに、環境測定値と計算値の比較から大気中に放出された放射性物質の量をいち早く推定し、国の事故調査委員会の調査に貢献した（図 1）。

1986 年に発生したチェルノブイリ原子炉事故時には、日本原子力研究所は SPEEDI による応急の大気拡散予測を行ったが、その後、同研究所では SPEEDI の広域化に取り組み、1997 年に原子力施設の事故等により世界の任意の場所から放射性物質が異常放出された場合に、迅速に放射性物質の広域大気拡散予測が可能な世界版 SPEEDI の第 1 版を完成、さらに 2008 年に世界任意地点の局地域の大気拡散予測や放出源推定、欧米との情報交換機能を加えた第 2 版を完成した [2)]。この間、チェルノブイリ事故の事後解析、1998 年に起きたスペインでの Cs137 誤焼却事故等の解析を欧米と共同で行ってきた。また、2009 年 5 月の北朝鮮核実験時にも、放射性物質の放出を仮定した大気拡散予測を文科省に提供した（図 2）。

■非原子力分野への波及効果

SPEEDI のパソコン版は、1999 年に（株）日立エンジニアリングの環境アセスメントコードシステム「かくさんすけっと」の詳細計算機能として商品化され、地方自治体の清掃工場のアセスメント等で利用されている。また、SPEEDI を用いて 2000 年から約 3 年にわたり三宅島から噴出した火山ガスのリアルタイム拡散予測を HP から提供し、半導体メーカー、自治体等、多方面に情報を提供した（図 3）。

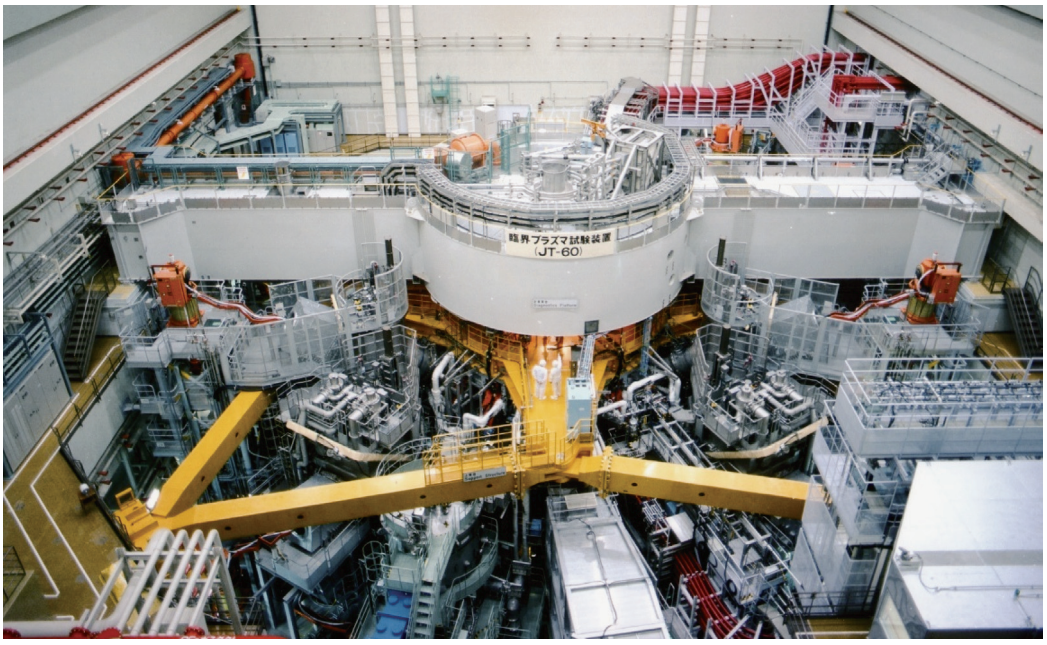
引用･参考文献

1）浅井清，茅野政道，石川裕彦他，“緊急時環境線量情報予測システム SPEEDI の設計，構築と使用経験”，日本原子力学会誌，27 [9]，839-850，日本原子力学会，1985
2）寺田宏明，永井晴康，古野朗子，掛札豊，原山卓也，茅野政道，“緊急時環境線量情報予測システム（世界版）WSPEEDI 第 2 版の開発”，日本原子力学会和文論文誌，7 [3]，257-267，日本原子力学会，2008

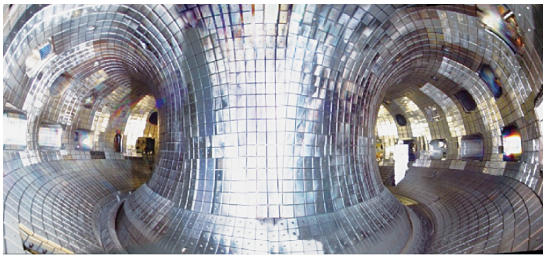
臨界プラズマ試験装置JT-60

JT-60：Break-even Plasma Test Facilities

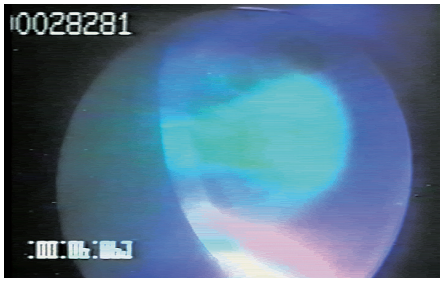
独立行政法人 日本原子力研究開発機構



▲臨界プラズマ試験装置 JT-60



▲真空容器内部



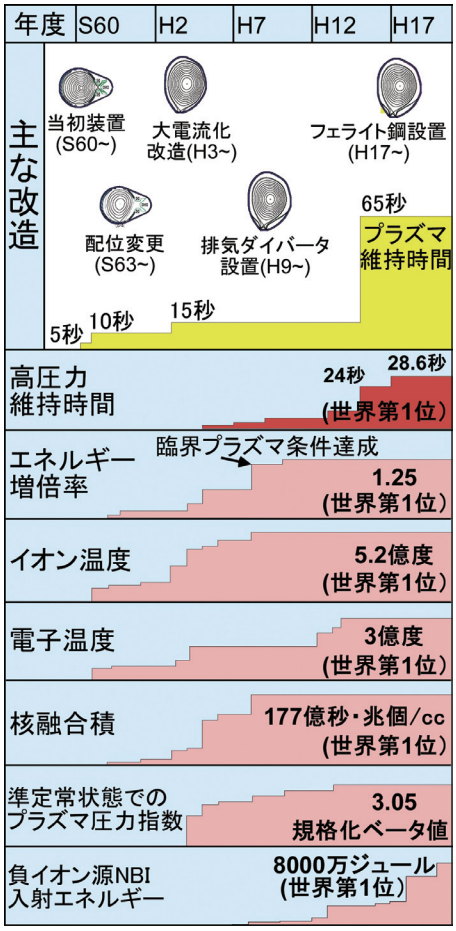
▲ドーナッツ型のプラズマの断面を見込んだ映像で青緑色の部分は約２億度

Point

原子力委員会策定「第２段階核融合研究開発基本計画」の中核装置
核融合エネルギー開発上重要なミッションである臨界プラズマ条件を 1996 年に達成
エネルギー増倍率 1.25、イオン温度 5.2 億度、電子温度 3 億度等の世界記録を樹立保持
実験炉 ITER の建設開始や原型炉の概念構築等、核融合炉実現への展望を開拓
国内外の核融合研究推進による学術文化創出や人材育成に大きく貢献

受賞後の声

このような賞をいただき、核融合エネルギー実現を目指す研究者技術者集団として大変誇りに思う次第である。JT-60 がこの４半世紀の間に成し遂げたことは、当時は物理実験程度であった研究レベルを、核融合発電炉への道筋が示せるエネルギー開発といえるレベルにまで主導的に高めたという点であると自己評価している。この装置が受賞により原子力の研究開発史の中で位置づけられたことは大変重要で、原子力機構だけでなく、この研究に参画した政府関係機関、大学、産業界そのほか多勢の方々でこの喜びと意義深さを共有したい。また同時に、一層の進展に気を引き締めて向かう決意である。
（原子力機構 核融合研究開発部門 部門長 二宮博正）



▲図1　エネルギー増倍率、イオン温度、電子温度等の性能で今なお世界最高記録を保持

引用･参考文献

1）原子力機構那珂核融合研究所
http://www.naka.jaea.go.jp/

JT-60 は、世界最大級のトカマク型核融合実験装置として 1985 年に実験を開始した。幾多の困難を実験運転の工夫や装置改造で克服し、1996 年に臨界プラズマ条件を達成した。実験炉 ITER に向けた燃焼プラズマ研究に加え、将来の原型炉を目指した定常高圧力プラズマの研究開発を遂行してきた。2008 年８月に実験運転を完遂し、ITER を補完する超伝導装置への改造のため長期休止に入った。

JT-60 が原子力歴史構築賞に値すると考える根拠を、過去の事実を基に以下に箇条書きする。

1. 核融合エネルギー開発上重要なミッションである臨界プラズマ条件を達成して、核融合炉級プラズマの実現可能性を実証した。図 1 に示すように等価エネルギー増倍率、イオン温度、電子温度の主要性能で世界最高値を今なお保持している。

2.ITER のための国際トカマク物理活動において、JT-60 は世界の炉心プラズマ研究の中核を担い、エネルギー閉じ込めスケーリング則を始め、数々の重要な課題に答えを提示する貢献をした。
同時に、国内共同研究重点化装置として、大学や研究機関の約 200 名もの研究者との共同研究を推進し、国内の炉心プラズマ研究を主導した。

3. 定常核融合炉に不可欠なプラズマ電流の駆動実証では、（a）世界で唯一の 400keV 負イオン加速中性粒子ビームで 1MA の直接駆動を実現し、（b）高圧力プラズマ中に自発的に電流が流れる性質を利用する方式では、全電流の 80%にも達する自発電流を駆動し定常炉への見通しを与え、（c）閉じ込め磁場形状の改良を行うことで、ITER で必要となる高閉じ込め・高圧力状態のプラズマを世界最長 28 秒間維持することに成功した。

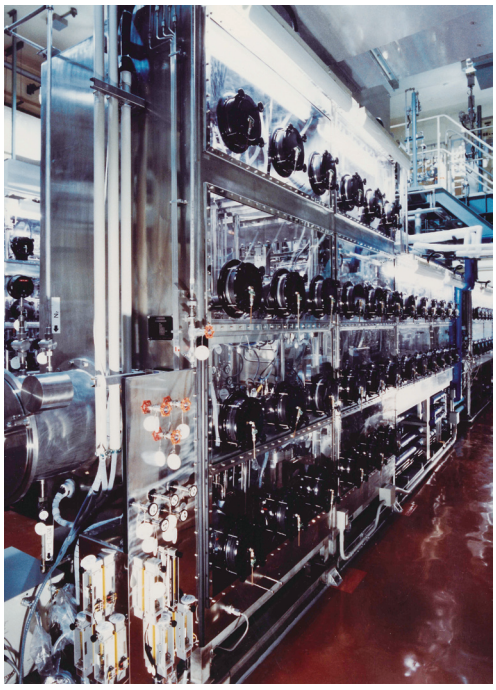
4.JT-60 は、世界でもっとも多彩な加熱・電流駆動・粒子供給システムに加え、自由度の高いプラズマ断面形状制御を組み合わせることでプラズマ制御手法の研究開発を展開した。そこでは、独創的な実験研究と、その実現に不可欠となる先進的な装置技術開発とが両輪となって世界の核融合研究開発を主導してきた。

トリチウムプロセス研究棟の大量トリチウム取扱い技術開発の功績

Achievements in the First Large Amount of Tritium Processing and Handing Technology in Japan by Tritium Process Laboratory of JAEA

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲トリチウムプロセス研究棟外観。1984 年完成、年間使用許可量 2 kg



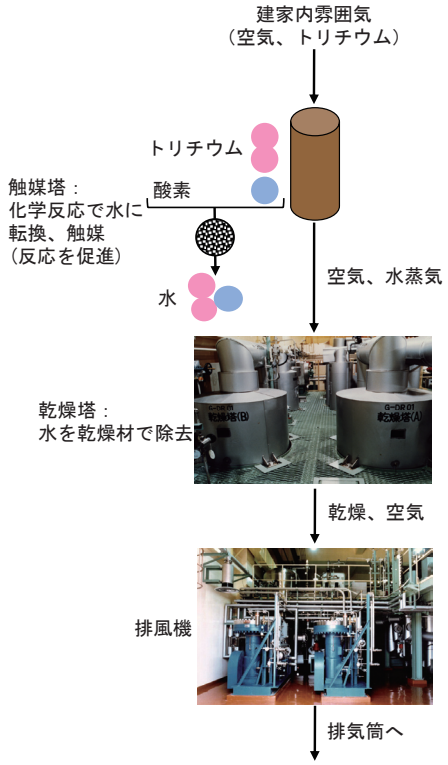
▲ TPL のグラムレベルトリチウム取扱い用グローブボックス群

Point

日本で初めて、また唯一の大量トリチウム取り扱い施設
核融合炉燃料としての大量トリチウムの取り扱いおよび処理技術を開発
25 年間にわたり、年間数 kg のトリチウム安全取り扱いを実証

受賞後の声

日本では皆無であった大量トリチウム取り扱い施設であるにもかかわらず、運転開始後 25 年、大きな施設改修なく安全運転の実績を重ねていることは、当時の日本の先駆者たるトリチウム研究者が、いかに英知を結集して本施設を完成させたか、その努力に感服せざるを得ない。いまだ TPL は、日本唯一の大量トリチウム施設であり、受賞後、今後も維持・運転に努めることの重要性を再認識している。
（原子力機構 核融合研究開発部門 トリチウム工学研究グループ グループリーダー 研究主席 山西敏彦）



▲図１　トリチウム除去設備
トリチウムの水への触媒酸化と水の吸着除去

建屋の完成		1984 年
トリチウム試験を開始		1988 年
グローブボックス		10 基
フード		14 基
ライセンス	貯蔵量	63 g
	１日最大使用量	25 g
	年間使用量	2,000 g

▲表１　TPL の建設経緯および大量トリチウム取り扱い設備の概要

引用･参考文献

1）Y. Naruse, Y. Matsuda, K. Tanaka. et al.,“Tritium Process Laboratory at the JAERI”, Fusion Engineering and Design, 12,293, 1990

2）M. Yamada, M. Enoeda, T. Honma et al.,“Operation Experience on Safety System of Tritium Process Laboratory in Japan Atomic Energy Research Insitute”, Fusion Technol., 28, 1376, 1995

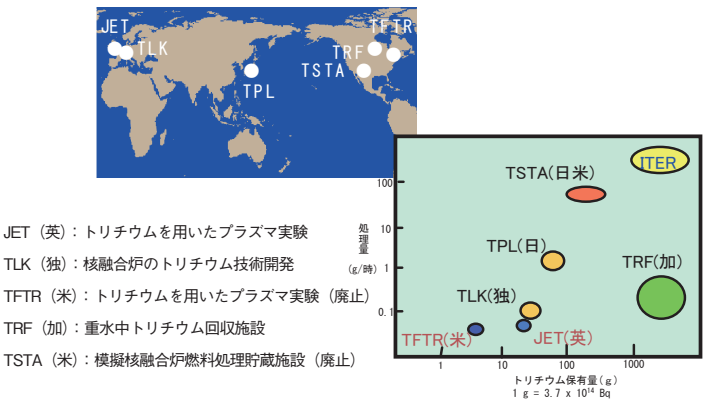
3）M. Yamada, T. Yamanishi, W. Shu, et al.,“Operation Results on Safety Systems of Tritium Process Laboratory in Japan Atomic Energy Research Insitute”, Fusion Sci. and Technol., 41, 593-597,2002

4）T. Yamanishi, M. Yamada, T. Suzuki, et al.,“Operation Results on Safety Systems of Tritium Process Laboratory in Japan Atomic Energy Agebcy”, Fusion Sci. and Technol., 41, 593-597,2002

トリチウムプロセス研究棟（TPL）は、日本で皆無であった、核融合燃料としての大量トリチウムの処理、取り扱い技術を築き上げる拠点の施設となり、核融合工学研究開発に大きな成果を挙げるとともに、約 25 年間に渡る無事故での施設運転という特筆すべき実績を挙げた。国際熱核融合実験炉（ITER）においても、安全のまた許認可の要となる平常時および緊急時トリチウム除去設備を日本が調達を請け負うことが決定されており（図１）、TPL での実績が海外でも高く評価されたことを示している。

TPL のトリチウムの貯蔵許可量は約 63g、トリチウムの１日最大使用量は約 25g、年間使用許可量は約２kg に達する（表１）。日本では、かけ離れてトリチウム取り扱い量の大きい、唯一のグラムレベルトリチウム取り扱い施設である。世界でも、現在は独 Fzk 研究所と２か所しかない、核融合のための大量トリチウム取り扱い設備である（図２）。

TPL 建設当時、トリチウム取り扱い先進国であった米国の施設を参考に、当時の日本の全てのトリチウム研究者の英知を集めて、監督官庁含めた集中した議論の末、ようやく施設の完成をみることができた。トリチウムによる試験の開始後は、トリチウムと両立性のある機器の技術開発を日本独自の技術で進め、それらの運転保守技術を開発・確立し、現在まで施設の安全な運転実績を積み上げることができた。トリチウム取り扱い施設の運転そのものに係わる技術開発はもちろんのこと、核融合炉燃料であるトリチウムの大量処理に係わる研究開発においても、TPL はその拠点として大きな成果を挙げた。TPL を拠点として行われた研究開発の雑誌掲載論文は、500 を超える。またこれら技術は、核融合炉実現に必須であることはもちろん、これからの水素エネルギー社会、核分裂炉の廃棄物処理にも重要な、より普遍的な技術でもある。TPL が積み重ねた実績と果たしてきた役割は、今後ますます大きく重要度を増すことが期待される。

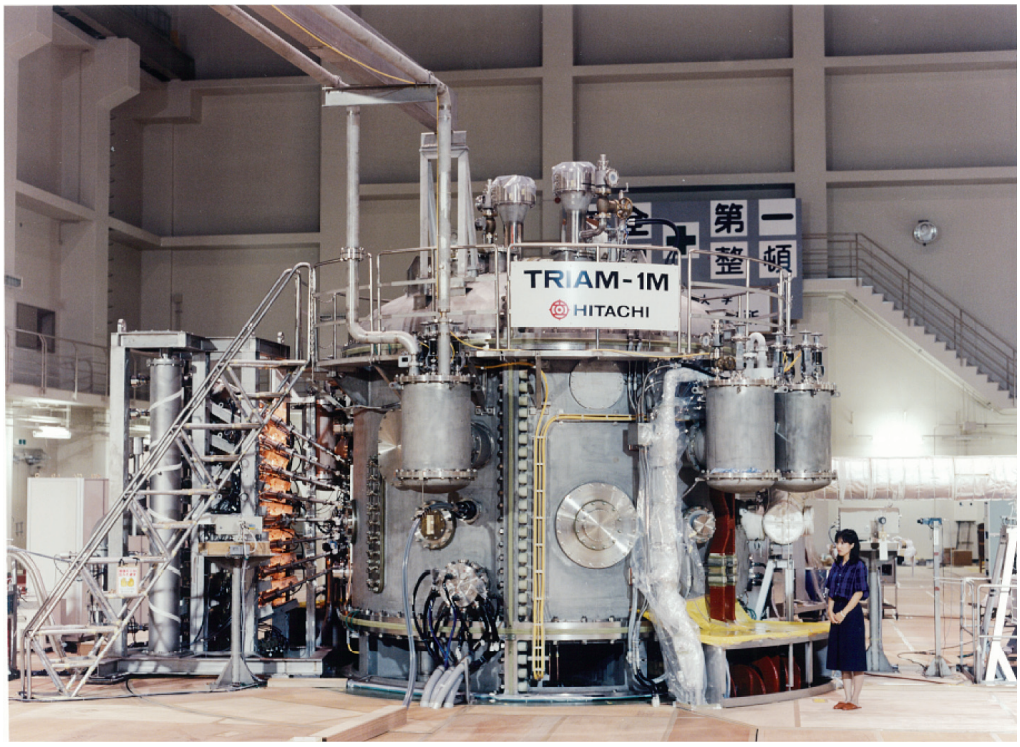


▲図２　世界のトリチウム設備のトリチウム処理量と保有量、その中での TPL の位置づけ

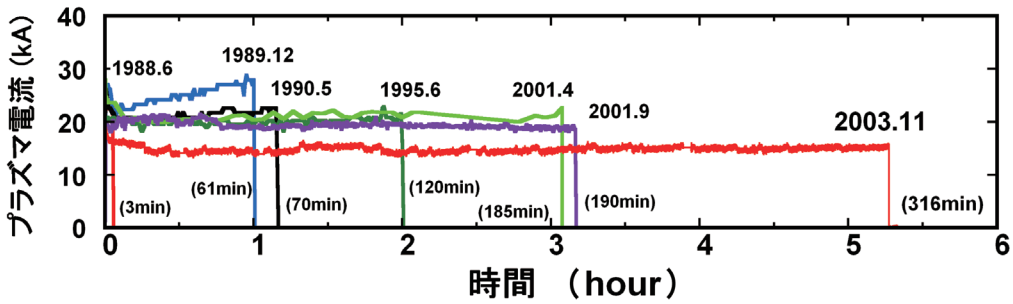
超伝導強トロイダル磁場実験装置TRIAM-1M

High-Field Superconducting Tokamak TRIAM-1M

九州大学



▲超伝導強トロイダル磁場実験装置完成



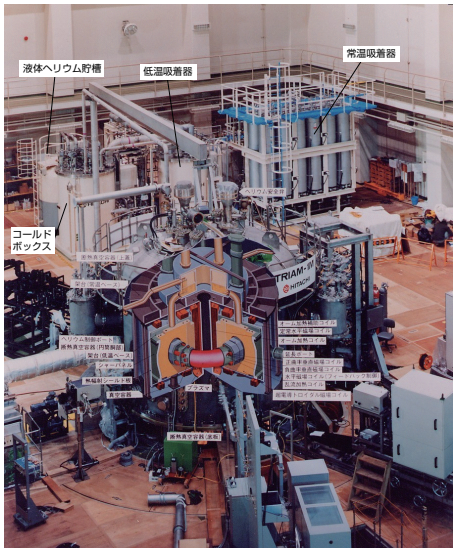
▲核融合炉の定常運転を目指したトカマクプラズマ連続運転の世界記録更新の歴史

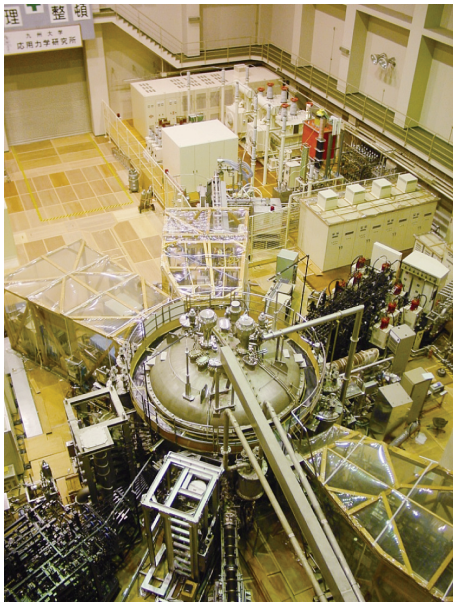
Point

Nb_3Sn 線材を用いた超伝導コイルの開発と 20 年間にわたる超伝導トカマクの運転実績
世界記録となる 5 時間 16 分のトカマクプラズマ定常維持に成功
トカマクプラズマの定常化研究の進展

受賞後の声

TRIAM-1M のこれまでの成果と実績が、原子力の歴史構築として認められたことは関係者として大いなる喜びである。TRIAM-1M は 2005 年にシャットダウンしたが、それまでに培った成果をもとに九州大学では球状トカマク QUEST を新たに建設し、定常プラズマ研究を展開している。





▲写真１　TRIAM-1M 本体鳥瞰図および機器配置

■超伝導コイル開発と超伝導トカマクの完成、20 年にわたる運転実績

超伝導強トロイダル磁場実験装置 TRIAM-1M（写真１）は強磁場での定常トカマク運転を目的として、1982 年度から５か年計画で九州大学応用力学研究所に建設された。当時の超伝導線材としては数 cm の棒状のものしか製作されていなかった Nb_3Sn（ニオブ三錫）線材を用いて超伝導コイル開発に成功し、当時世界でも類を見ない強磁場超伝導トカマク装置が完成した[1)]。1986 年６月 27 日にファーストプラズマの生成に成功し、同８月にはコイル巻き線部で 11 テスラ、プラズマ中心で８テスラの磁場発生を確認した。以来、2005 年 12 月の運転停止（シャットダウン）まで 20 年間にわたり、安定した超伝導トカマク装置の運転実績を達成した。超伝導コイル開発に関しては、2003 年に核融合科学研究所と旧日本原子力研究所と共同で超伝導データベース（http://scmdb.triam.kyushu-u.ac.jp/）を構築し、成果を公開している。

■トカマクプラズマの定常化研究

1986 年の装置完成後、各種電源の増強、プラズマ断面形状制御のための放電管改造、プラズマ高密度化のための電流密度分布制御装置整備、高周波のみによる非誘導型電流立ち上げと維持を目指した連続プラズマ性能計装装置整備を図り、オーミック放電による高密度実験を行うとともに、超伝導装置としての特性を生かして高周波による定常非誘導型トカマク運転という世界でも希有な研究を展開した。この間に 1988 年６月に達成した３分間のトカマクプラズマ放電維持から 2003 年 11 月の５時間 16 分放電まで世界記録を更新してきた[2)]。

また、TRIAM-1M 装置は軽不純物を用いない完全金属壁装置であり、この金属壁において燃料粒子の“壁による排気”現象と長時間放電中の再放出・吸蔵に関する動特性を発見した[3)]。

このように TRIAM-1M 装置はトカマク型装置の高磁場化、定常化、高性能化を図り、小型で経済性の高い核融合炉へ向けた基礎研究のパイオニアとして役割を果してきた。

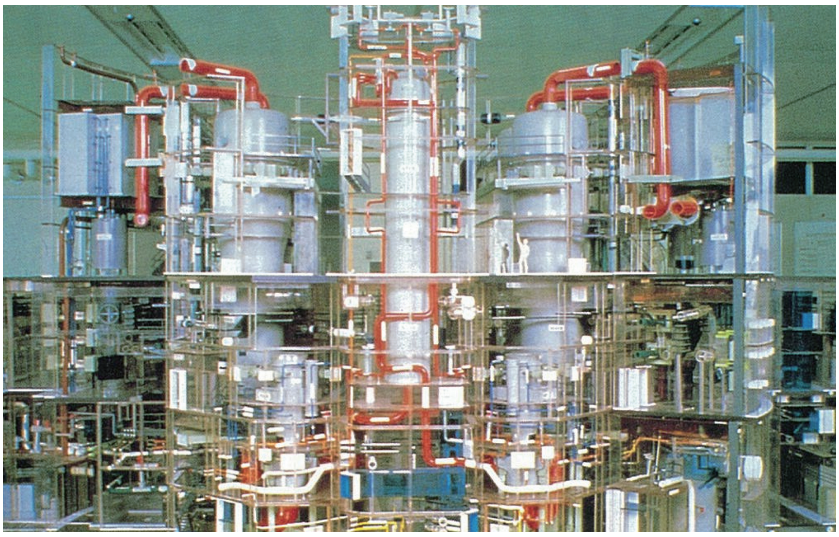
引用･参考文献

1）S. Itoh et al., Proc. Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research 1986 Vol.3（1987）321.
2）H. Zushi et al., Nucl. Fusion Vol.45（2005）S142.
3）M. Sakamoto et al., Nucl. Fusion Vol.42（2002）165.

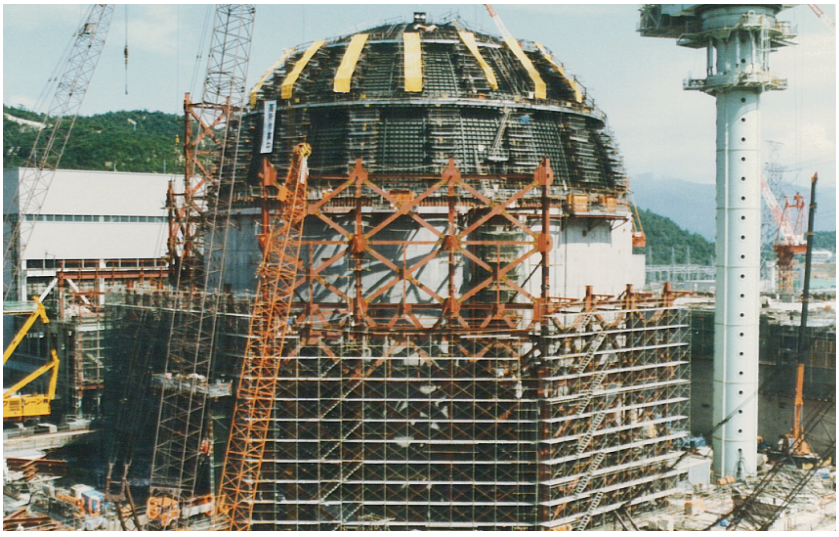
敦賀発電所２号機の設計･建設

Design and Construction of Tsuruga Power Station No.2

日本原子力発電株式会社



▲エンジニアリングモデルによる配置検証（原子炉格納容器内）



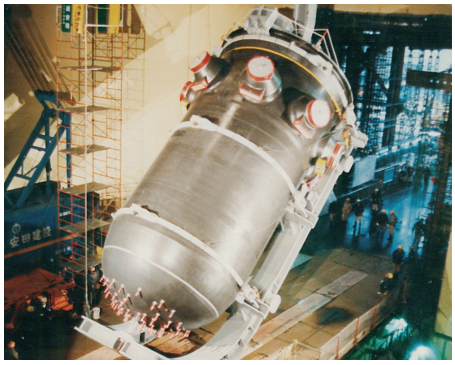
▲原子炉格納容器（PCCV）ライナー組み上げ

Point

国産改良標準化プログラムの PWR 第１号プラント
後続プラントのモデルケースとなったプラント

受賞後の声

このたび、敦賀発電所２号機の設計・建設に対し、原子力歴史構築賞をいただき、敦賀２号機の設計・建設から運転保守、マネジメントに携わった私としては、誠に光栄であり、同時に、この業務にご尽力いただいた、先輩諸氏、仲間たちに対し深く感謝している。
敦賀発電所２号機は、我が国の軽水炉改良標準化の成果をとり入れた大型国産化 PWR の初号炉であり、後続する４ループ PWR のモデルプラントとなり、運転開始からすでに 22 年となるが、これからも安全第一を最優先に、我が国の電力安定供給の一翼を担っていく所存です。



▲写真１　原子炉容器

▲写真２　蒸気発生器

敦賀発電所２号機は、1975 年から通産省（現、経産省）、電力会社およびプラントメーカーが一体となり、軽水炉のより一層の信頼性の向上、定期検査時の作業性の向上、作業者の被ばく低減を目的として実施した改良標準化の第１次の成果およびその後の第２段階で検討される改良策についても、可能な限り積極的にとり入れて設計・建設された国産改良標準型プラントである。

■配置計画

一次系建屋は、耐震設計の観点から、従来 PWR の分離モジュール配置（原子炉建屋、補助建屋、制御建屋、燃料建屋等）から原子炉建屋、補助建屋の２建屋とした。また耐震クラスの高い復水タンク、燃料取替用水タンクを原子炉建屋の地上階に設置した。格納容器内はループ室内等に改良標準化成果をとり入れるとともに内径 43m とし、作業性を向上させた。

■原子炉格納容器

原子炉格納容器としては、高引張力鋼格納容器または PCCV（プレストレストコンクリート製格納容器）の選択があったが、設計内圧が高くとれ、原子炉格納容器全体を小型化でき、耐震設計も有利になる PCCV を採用することとした。PCCV の採用は国内初であり、設計検証の段階で 30 分の１の縮尺模型による耐震試験等で実証性の確認を行った。PCCV は、その後の国内 PWR でも格納容器の標準となった。

■機器設計

原子炉および炉心は改良標準化成果をとり入れるとともに、原子炉容器は胴部の溶接線を少なくする観点から、我が国の原子力発電所では初めてとなる一体鍛造化を採用した。これにより ISI（供用期間中検査）に要する作業量と被ばく線量の大幅な低減が図れ、後続プラントに採用されている（写真１）。

蒸気発生器の管支持板での細管トラブルが問題となっていたことから、第２次の改良標準化案である管支持板の四葉型およびステンレスの採用を伝熱管には熱処理（TT 処理）を実施した（写真２）。

二次系にあっては、二次系水質確保の観点から、復水器チューブのチタン化、給水加熱器チューブの SUS 化、全量復水脱塩装置を採用している。

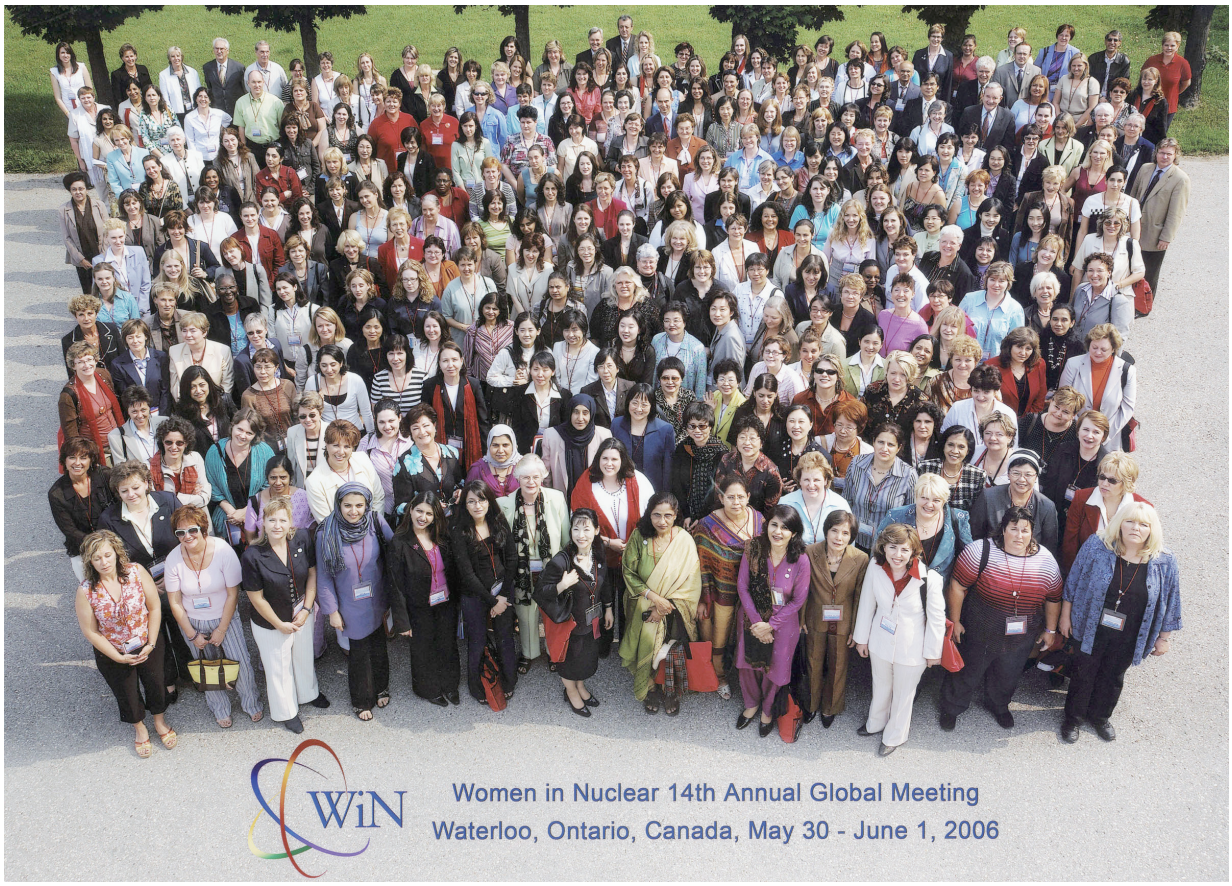
■中央制御盤

TMI 事故の教訓としてのマンマシンインターフェイスの問題提起、運転員の負担の軽減、監視・操作性の向上等の観点から、中央制御室の盤配列、形状の見直し、情報の集約化等の検討を行うとともに、実物大模型による設計検証を行った。また、大型 CRT を大幅に採用して運転操作性の向上を図り、その後の中央制御盤の基本概念を構築した。

WIN-Japan 継続的な女性および次世代層対象原子力理解・共感促進活動

Continuous Public Acceptance and Sympathy Activities for Women and Young Generation of WIN-Japan

WIN-Japan



▲カナダで開催された 2006 年第 14 回 WIN 年次大会参加者

Point

原子力や放射線の仕事に携わるプロフェッショナルな女性の国際組織における日本組織
女性や若年層を対象に対話を通じた原子力理解と共感醸成活動を継続的に実施
原子力分野では超少数派の女性が横の連携で協力し、自らも成長する場を構築

受賞後の声

大多数が男性の原子力分野では、女性の声が届きにくいという壁をいつも感じている。そうした中で、原子力女性プロフェッショナルのネットワークである WIN-Japan に原子力歴史構築賞が授与されたことを大変光栄に思う。一般的に女性は、男性ばかりで行われていることについて、硬直的、官僚的というイメージがあり、近づきがたい印象をもっている。女性が受け入れられない技術は社会が受け入れたとは言えない。WIN-Japan の目的は、女性たちに原子力を身近に感じていただき、そのうえで理解していただくことである。原子力技術が、日常生活のさまざまな面で活かされていること等を紹介しながら、これからも WIN-Japan だからこそできることを模索しながらユニークな活動を続けていきたい。
（WIN-Japan 会長 小川順子）

▲写真１　原子力広報重点地域で一般の女性を対象とした女性交流会

▲写真２　小学生対象に全国７地点で展開し、300 名の参加者に対して講師を務める

▲写真３　設立５周年記念に開催した「母と子の天体観測会」での星空観測。星は核融合エネルギーで光っている

▲写真４　海外からの WIN パネリストを招いてのシンポジウム

■社会における原子力理解促進は、女性をターゲットに

WIN（Women In Nuclear）活動は、1993 年ヨーロッパにおいて、チェルノブイリ事故後の反原子力運動に対する草の根理解活動のためのボランティア組織として創設された。会員は、原子力の仕事をする女性達である。設立の動機は、原子力エネルギーや放射線に対する不安感や、否定的な態度は、女性の方が根強いにも関わらず、女性達に対する理解促進活動は積極的には行われていなかったこと、女性は同じ女性からのアプローチの方が、より安心感をもって、親密に交流することができるので、女性に対する広報活動は女性が行った方が効果的と考えたこと、また原子力分野は、男性が圧倒的に多数であり、国境や企業の枠を超えて連携し、原子力分野に女性のプレセンスを高めていく必要があったことである。

2000 年に WIN-Japan が設立されてから、本格的に日本の風土に合った取り組みを始めた。原子力関連施設の立地点では、その地域でそのときにもっとも重要なテーマについて、地域性を考慮した手作りの理解活動を行ってきた。対象が女性であるため、女性に受け入れられやすいプログラムや場所の設定にも配慮した（写真１）。WIN － Japan のもう一つの重点対象は、次世代層である。次世代層は、生まれたときからの原子力発電世代であり、原子力に対する無批判なアレルギーは少ない。私たちは、人生で初めて原子力に触れたときの印象がその人の原子力観を形成するのに非常に重要であると思っている。それゆえ、次世代層とのふれあいや勉強のサポートについては、意欲的に取り組んでいる（写真２、３）。また、国際組織であるという特徴を活かし、活動にはしばしば海外の WIN 会員の協力を得て、地域の女性達に海外からの言葉を直接聞いていただく機会も作ってきた（写真４）。

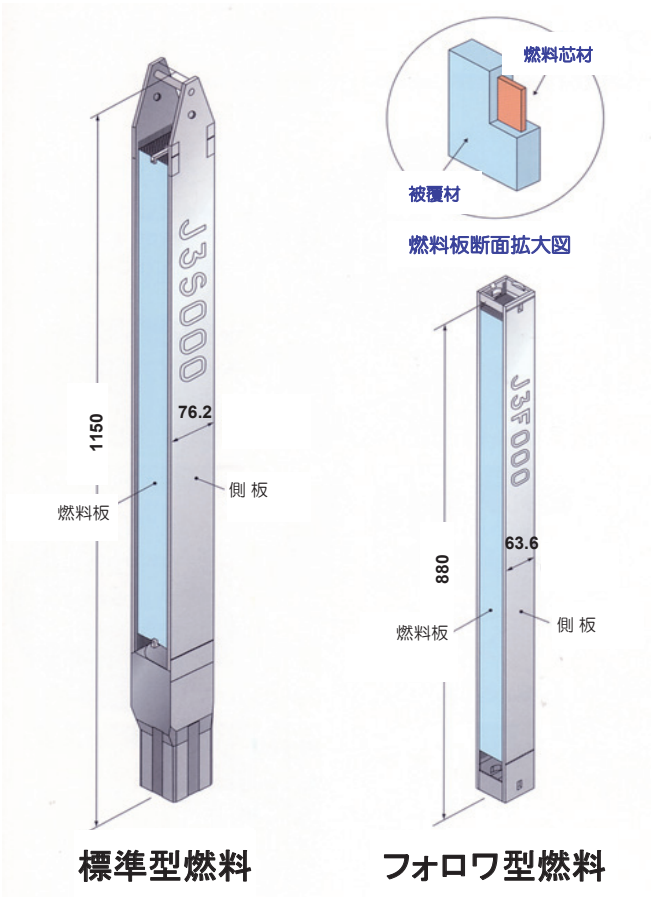
■人脈を通じて、自分が育ち、仲間を育てる

WIN-Japan の会員は、国際会議や国内の各種事業に参画することで、女性の立場での企業間の情報交換や、業務にフィードバックできる有益な情報を入手できる。また、国内のみならず国際的にも人脈を育て、社員としての資質の向上を図ることができる。企業内業務や、研修だけでは学べないさまざまなジョブトレーニングを通じて実力をつけることで、会員の機関･企業の広報活動にも貢献することができる。女性の活力を発揮し、育成する場として、WIN-Japan 活動は、原子力分野の人材･感性･能力の多様性を広げるために、これからも大きな貢献が期待できる。

核不拡散のため世界に先駆けた研究用原子炉の低濃縮ウラン燃料化

Conversion to Low Enrichment Uranium Fuel of the Research Reactors for Non-Proliferation

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



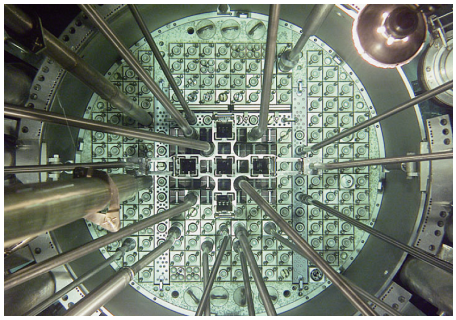
▲現在使用されている低濃縮燃料（JRR-3 燃料要素）

Point

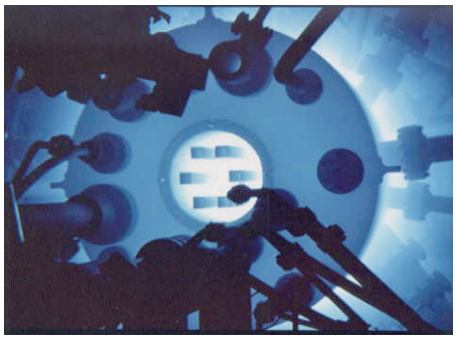
世界の研究用原子炉の濃縮度低減を先導
原子力平和利用と核不拡散の両立に貢献

受賞後の声

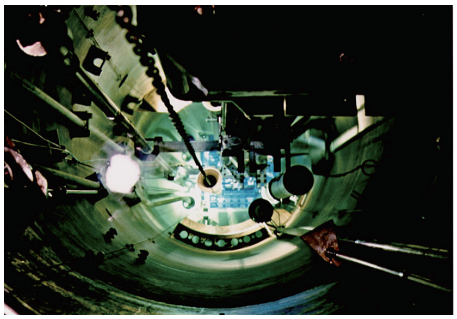
日本原子力研究所（原研）時代に行った低濃縮化が、今回「原子力歴史構築賞」で評価されたことは非常に名誉なことである。本業績は、世界に先駆けて性能を維持しつつ研究用原子炉の濃縮度低減化を成功させたもので、核不拡散への貢献ばかりでなく低濃縮化に必要な技術面の高度化という面からも大きな功績であったと思われる。また、研究用原子炉１基のみの成功というものでなく、多くの炉において成功させ、技術面の確証という観点からも評価されたのではないかと考えている。われわれは、今後も国際社会をリードすべく、多方面で努力を継続していく所存である。



▲写真１　JMTR の炉心



▲写真２　JRR-3 の炉心



▲写真３　JRR-4 の炉心

引用･参考文献

1）研究炉管理部，“研究炉 33 年のあゆみ”，日本原子力研究所，1990

2）日本原子力研究所原研史編纂委員会，“日本原子力研究所史”，日本原子力研究所，2005

原研は、1977 年の米国の核不拡散強化の呼びかけに端を発した研究用原子炉の濃縮度低減に、世界を先導して積極的に取り組み、原子力平和利用と核不拡散の両立に貢献した。

高濃縮ウラン燃料の他への転用可能性を減ずる観点から、1977 年以降、研究用原子炉の濃縮度を低減することが提案され、原子炉の安全性や性能を低下させることなく、また、原子炉施設への設計変更に及ぼす影響を最小にするという条件の下で可能性が検討された。

原研では、1978 年に検討に着手し、1979 年に「中濃縮ウラン燃料対策プロジェクトチーム」を設置して、研究炉燃料濃縮度低減化計画を策定した。当時、原研の試験研究炉として、JRR-2、JRR-4、JMTR が高濃縮燃料（約 90wt%）を用いて、JRR-3 が低濃縮燃料（約 1.5wt%）を用いて運転を行っていた（写真１、２、３）。

まず、JMTR が先行して燃料濃縮度の低減化を図った。その際、原子炉性能の低下を回避しつつ、低濃縮燃料に移行するためには高ウラン密度燃料が必要であったが、開発段階にあったため、第 1 段階として約 45%の中濃縮燃料に変更することとした。中濃縮化にあたっては、模擬燃料要素を用いた炉外流動試験、材料試験炉臨界実験装置（JMTRC）による臨界実験、中濃縮燃料要素 2 体を用いた JMTR での照射試験等の研究開発を行い、燃料安全性の確認後、1986 年に全炉心を中濃縮燃料に移行した。これにより、研究炉の性能を維持しつつ濃縮度低減化ができることを世界に提示した。

その後、ウラン密度約 4.8g/cm^3 の高ウラン密度燃料としてウランシリコンアルミニウム分散型合金の低濃縮燃料（シリサイド燃料）が開発されたが、安全評価に必要なデータが不十分であったため、独自に試験等を行い、1994 年に世界で初めて全炉心シリサイド燃料による低濃縮のシリサイド化を達成させた。この後、JRR-2 および JRR-4 は低濃縮化を成功させるとともに、JRR-3 も中濃縮燃料を用いて大規模改造を実施することになっていた計画を設計途中で方針を変更し、低濃縮燃料での改造を成功させた。

このように、原研が研究用原子炉の濃縮度低減化のための技術開発に積極的に取り組み、核不拡散のため、研究用原子炉の低濃縮ウラン燃料化を世界に先駆けて実施した業績は、非常に大きい。

HTTR・950℃達成により高温ガス炉開発の礎を構築

Establishment of Foundation for HTGR Development by the Achievement of 950℃ in HTTR

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

▲我が国初の高温ガス炉 HTTR（高温工学試験研究炉）

▲冷却材（ヘリウムガス）の原子炉出口温度が、950℃に到達

Point

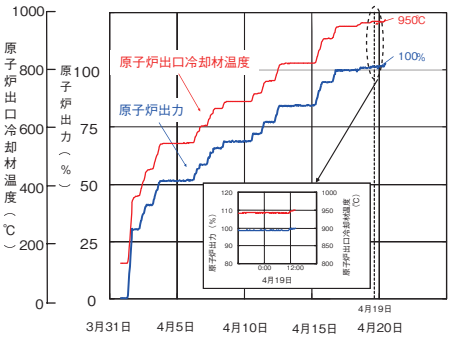
世界で初めて 950℃の高温ガスを炉外に取り出すことに成功
水を原料とした水素製造に充分な温度を達成

受賞後の声

1969 年から開始されました我が国の高温ガス炉開発の結晶とも言うべき HTTR が、今回このような表彰を賜りましたことは、長年にわたり研究開発に携わってこられた多くの関係者のご尽力、そして皆様のご理解とお力添えの賜物と感謝申し上げます。本受賞を励みに、これからも HTTR を活用して高温ガス炉開発に鋭意取り組み、高温ガス炉開発を目指す世界の国々との協力・連携の下に、原子力による水素社会の実現に貢献して参る所存です。今後ともご支援、ご協力を宜しくお願い申し上げます。

原子炉熱出力	30MW
冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口／出口冷却材温度	395 ／ 850、950℃
1 次冷却材圧力	4MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ／等価直径	2.9m ／ 2.3m
出力密度	2.5MW/m^3
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子／黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3～10%（平均6%）
燃料体形式	ピン･イン･ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製（21/4Cr-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）

▲表 1　HTTR の仕様



▲図 1　2004 年 4 月 19 日 14 時 27 分、冷却材の原子炉出口温度 950℃に到達

引用･参考文献

1）藤川正剛他，“Achievement of Reactor-outlet Coolant Temperature of 950℃ in HTTR”，J. Nucl. Sci. Technol .,41［12］，1245-1254，日本原子力学会，2004

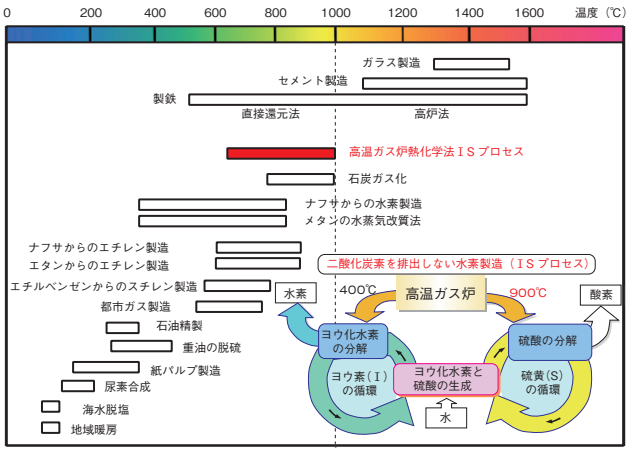
■ HTTR の建設

HTTR は、高温ガス炉研究開発として 1969 年から進めてきた炉工学研究、被覆粒子燃料、黒鉛等の材料および高温機器の研究開発等の成果に基づき建設した。1991 年 3 月に着工し、原子炉建家、原子炉本体等の現地据え付けを 1996 年 3 月に完了し、系統別・総合機能試験等を経て，1998 年 11 月 10 日に初臨界を達成した（表 1）。

■ HTTR の出力上昇試験

原子炉出口冷却材温度 850℃（定格運転）での出力上昇試験を 1999 年から行い、最終的に 2002 年 3 月 6 日に実施された商用電源喪失試験をもって定格運転モードでの使用前検査を終了し、定格運転に係る使用前検査合格証を取得した。原子炉出口冷却材温度 950℃（高温試験運転）での出力上昇試験にあたっては、定格運転等の運転データに基づき設計時の燃料最高温度、制御棒および中間熱交換器の温度等の見直しを行い、高温試験運転が安全に実施できることを改めて確認する等、慎重を期して臨んだ。2004 年 3 月に高温試験運転を開始し、高温ガス炉として重要な燃料最高温度と炉内熱流動、停止余裕等の核特性、1 次冷却材中の放射能濃度や不純物濃度、中間熱交換器等の性能等を確認しつつ、同年 4 月 19 日に原子炉出口冷却材温度 950℃を世界で初めて達成した。

総合科学技術会議の革新的技術戦略（2008）で採択された高温ガス炉を用いた水素製造技術の開発等、国内外で期待されている高温ガス炉開発では 900℃以上の高温ガスの供給を必要としている。HTTR での 950℃達成は、世界に先駆けて我が国がこの目標を達成し、原子力の非電力分野（水素製造等）での利用に途を拓いたものである（図 1、2）。

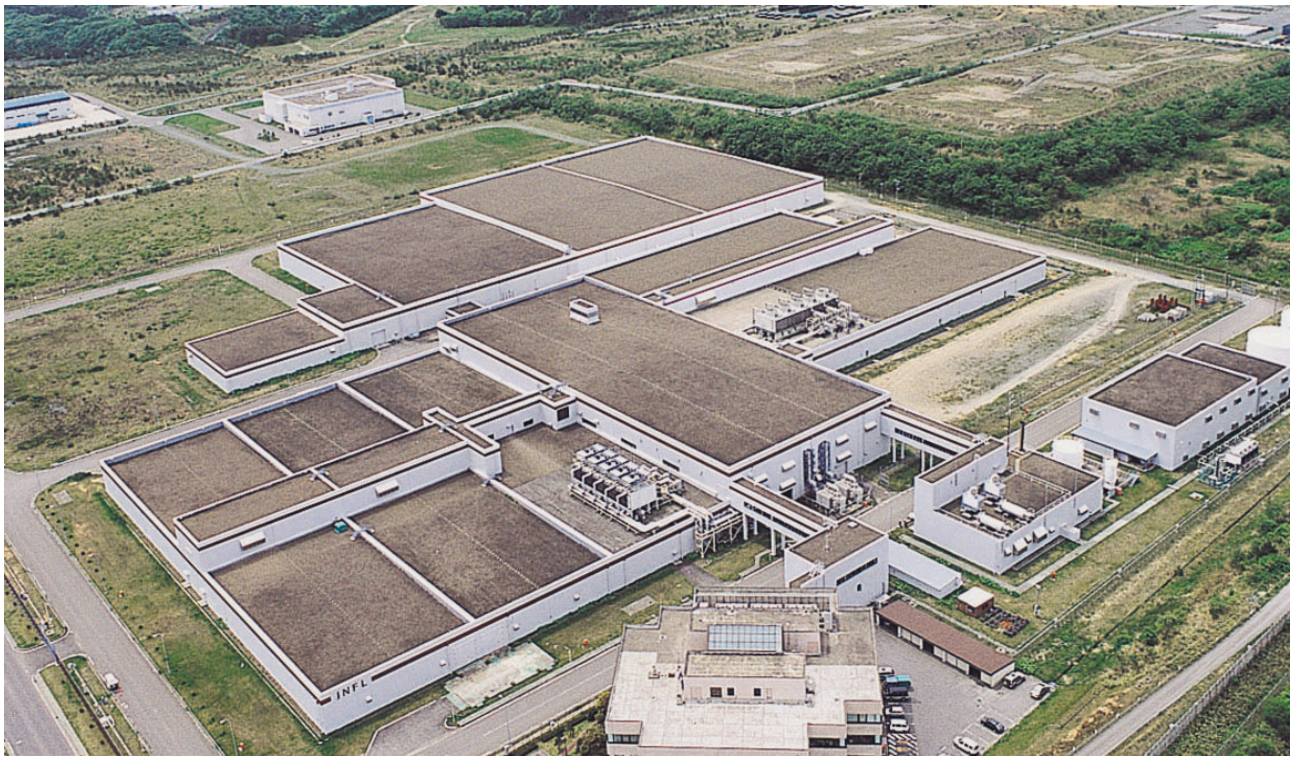


▲図 2　原子力の非電力分野（水素製造等）での利用に途を拓く

六ヶ所ウラン濃縮工場：遠心分離法によるわが国初の商業用ウラン濃縮プラント

Rokkasho Uranium Enrichment Plant：The First Commercial Uranium Enrichment Plant Utilizing Centrifuge　Process in Japan

日本原燃株式会社



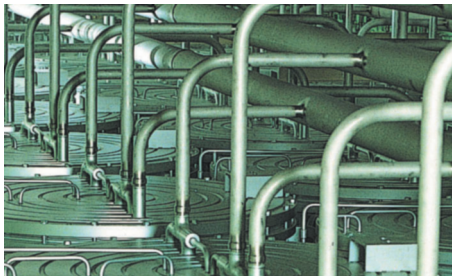
▲六ヶ所ウラン濃縮工場

Point

純国産技術を駆使した我が国初の商業用ウラン濃縮工場

受賞後の声

ウラン濃縮分野は、技術の多くが機微情報であるため、これまで外部から評価を受ける機会は稀であったが、今回の受賞により、長年に渉りウラン濃縮事業の発展に注いできた全ての人たちの努力が歴史的な功績として高い評価をいただくことができ、大きな励みとなった。
このような業務に従事できることを感謝するとともに、今後の新型遠心機によるウラン濃縮事業の次のステップに向け、皆が一丸となり新たな気持ちで立ち向かう所存である。



▲写真１　複数の遠心分離機が連結して置かれているカスケード室

第１期 600tSWU/年	1987年 ５月	国に加工事業許可申請を行う
	1992年 ３月	150tSWU/年で操業運転 その後増設
	1994年 ９月	生産規模600tSWU/年となる
第２期 450tSWU/年 (900tSWU/年 前半)	1992年 ７月	国に加工事業変更許可申請を行う
	1997年 10月	操業運転
	1998年 10月	生産規模1,050tSWU/年となる

▲表１　最終規模 1,500tSWU/ 年を目標としている

＊１ 1967 年に動力炉・核燃料開発事業団に改組。現、原子力機構
＊２ 1992 年７月に日本原燃サービス（株）と合併し、日本原燃（株）となる

■我が国における遠心分離法によるウラン濃縮の歴史

古くは、1959 年理化学研究所が１号遠心機を試作し、基礎研究に着手したことに始まる。その後、国の方針に従い、原子燃料公社[*1]が中心となって開発を進め、1969 年に初めて濃縮ウランの分離に成功した。

1972 年には、原子力委員会が、遠心分離法をナショナルプロジェクトに指定し、遠心分離法によるウラン濃縮の本格的開発が始まった（写真１）。動力炉･核燃料開発事業団は、1979 年にパイロットプラント、1988 年に原型プラントそれぞれの運転を開始した。

一方、1981 年には、電気事業連合会がウラン濃縮準備室を設立し、ウラン濃縮事業を行う会社として 1985 年に日本原燃産業（株）[*2]が発足し、1992 年、青森県六ヶ所村に我が国初めての商業用濃縮工場を建設し、操業を開始した。

■六ヶ所ウラン濃縮工場の概要

原子力発電は国内の工場や家庭等に供給されている電力の約３割を占める。我が国はその燃料である濃縮ウランの供給のほとんどを海外に依存してきた。そこで、国内における自立的な原子燃料サイクルを確立し、将来にわたるエネルギーの安定確保を図るため、当社日本原燃（株）は純国産技術を駆使した、我が国初めての商業用濃縮工場を青森県六ヶ所村に建設し、運転している（写真１、表１）。

後継機となる新型遠心分離機の開発のため 2000 年 11 月、核燃料サイクル開発機構（現、原子力機構）、原燃マシナリー（株）（現､(株）ジェイテック）および日本原燃（株）の技術者を一堂に結集し、我が国の濃縮技術開発の拠点として「ウラン濃縮技術開発センター」を設立し、開発を進めることとなった。開発目標として濃縮役務コストを国際役務価格並にすることを目指し、分離性能を既設遠心分離機の４～５倍とするほか、既設遠心分離機以上の目標寿命を実現することで、経済性向上を目指している。

現在、新型遠心分離機を既存機に入れ替えるための加工事業変更許可申請を 2008 年 12 月、国に対して行ったところである。

目 次

■巻頭言 (社)日本原子力学会
「原子力歴史構築賞」の創設にあたり……5

(独)日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 7
日本原子力研究所(当時)図書館活動による原子力研究開発への貢献
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 9
日本の原子力黎明をもたらした研究用原子炉JRR-1
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……11
日本原子力研究開発機構 原子力研修センター
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……13
金属ウラン製錬技術の確立
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……15
大阪府立放射線中央研究所および大阪府立大学の放射線施設
大阪府立放射線中央研究所・大阪府立大学 ……17
本格的な中性子利用の基盤を築いた研究用原子炉JRR-2
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……19
日本初の原子力開発用大型電子線型加速器(原研リニアック)
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……21
我が国における原子炉燃料・材料の研究開発において先駆的基盤を築いた国内初の照射後試験施設(ホットラボ)
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……23
近畿大学原子炉の原子力人材育成・社会啓蒙への貢献
近畿大学 ……25
立教大学研究用原子炉
立教大学 ……27
王禅寺センタ 日立教育訓練用原子炉(HTR)
株式会社日立製作所 ……29
原子炉物理・臨界安全研究分野におけるTCA(軽水臨界実験装置)の貢献
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……31
我が国の原子炉技術の確立に貢献した国産1号炉JRR-3
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……33
東芝教育訓練用原子炉 TTR-1
株式会社東芝 ……35

武蔵工大炉
東京都市大学 ……37
我が国はじめての発電用原子炉（JPDR）の運転から廃止までの完遂
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……39
日本のラジオアイソトープ製造の基礎を築いたラジオアイソトープ製造棟
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……41
放射線利用分野を構築した世界最大の多目的コバルト60ガンマ線/電子線照射施設
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……43
京都大学研究用原子炉（KUR）およびその周辺施設による研究・教育
京都大学 ……45
遮蔽技術の開発、人材育成、がん治療に貢献した研究用原子炉JRR-4
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……47
東海発電所　商用原子力発電所初号機の建設・運転
日本原子力発電株式会社 ……49
日本のプルトニウム利用におけるプルトニウム燃料第一開発室の先駆的役割
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……51
三菱原子力工業（株）大宮研究所ナトリウムループ施設におけるナトリウム技術開発
三菱重工業株式会社 ……53
高速炉臨界実験装置（FCA）
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……55
三菱原子力工業（株）大宮研究所における我が国初のＰＷＲ燃料の製造並びに三菱臨界試験装置による初期PWR炉心技術の確立
三菱重工業株式会社 ……57
日本の原子力研究の先駆けとなった材料試験炉JMTR
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……59
東海研修所及び総合研修センター
日本原子力発電株式会社 ……61
我が国初の工学規模で再処理試験を成功させた再処理特別研究棟
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……63
遠心分離法ウラン濃縮技術の確立
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……65
原子力船「むつ」の研究開発
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……67
敦賀発電所1号機　軽水炉初号機の建設・運転
日本原子力発電株式会社 ……69

軽水炉の熱水力安全に貢献するROSA計画と大型再冠水効果実証試験計画
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……71
東京大学高速中性子源炉「弥生」
東京大学 ……73
GNF－JのBWR燃料集合体の設計改良と製造実績による原子力発電への貢献（昭和46年以来）
株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン ……75
京都大学臨界実験装置（KUCA）
京都大学 ……77
電子式個人線量計（レムマスタ）による被ばく管理システムと表面汚染モニタ（ガスフロー式）
富士電機システムズ株式会社 ……79
原子炉の燃料安全に貢献した原子炉安全性研究炉NSRR
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……81
BWRクラッド問題の解決と水化学対策への貢献
日本原子力発電株式会社 ……83
日本最初の評価済核データライブラリJENDL-1
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……85
我が国の再処理技術基盤の確立（東海再処理工場）
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……87
再処理施設に係る放射線管理方法の確立
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……89
東京大学電子ライナック施設
東京大学 ……91
使用済燃料運搬船「日の浦丸」による使用済燃料の安全輸送への貢献
原燃輸送株式会社 ……93
九州大学トリチウム実験室－トリチウム安全取扱技術の確立と核融合炉内外でのトリチウム挙動の理工学的解明
九州大学 ……95
コバルト60ガンマ線を利用したウリミバエの根絶
沖縄県病害虫防除技術センター ……97
ABWR（Advanced Boiling Water Reactor：改良型沸騰水型原子炉）の開発と実機の建設、運転
東京電力株式会社 ……99
原子力発電炉燃料の高度化を支えてきた日本で最大のホットラボ：燃料試験施設
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……101
原子力発電所における放射線被ばく管理の確立
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 ……103

沸騰水型原子炉濃縮度上下２領域炉心WNSの発明と実用化
株式会社日立製作所 …… 105
日本の放射線（能）測定の信頼性向上に貢献する放射線標準施設
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 107
核融合研究開発における日本原子力研究所（当時）核融合中性子源FNSの果たしてきた役割（昭和56年以降）
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 109
（財）原子力工学試験センター　多度津振動台耐震信頼性実証試験
独立行政法人 原子力安全基盤機構・財団法人 エネルギー総合工学研究所 …… 111
日本の高レベル廃棄物安全研究の先駆けとなった廃棄物安全試験施設（WASTEF）
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 113
原子力の基礎研究を推進した世界最大級のタンデム加速器
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 115
マイクロ波加熱直接脱硝法による世界初の混合転換プロセスの実用化
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 117
緊急時環境線量情報予測システムSPEEDI
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 119
臨界プラズマ試験装置JT-60
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 121
トリチウムプロセス研究棟の大量トリチウム取扱い技術開発の功績
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 123
超伝導強トロイダル磁場実験装置TRIAM-１M
九州大学 …… 125
敦賀発電所２号機の設計・建設
日本原子力発電株式会社 …… 127
WIN-Japan 継続的な女性および次世代層対象原子力理解・共感促進活動
WIN-Japan …… 129
核不拡散のため世界に先駆けた研究用原子炉の低濃縮ウラン燃料化
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 131
HTTR・950℃達成により高温ガス炉開発の礎を構築
独立行政法人 日本原子力研究開発機構 …… 133
六ヶ所ウラン濃縮工場：遠心分離法によるわが国初の商業用ウラン濃縮プラント
日本原燃株式会社 …… 135

Information

Information

●ホームページでもご覧いただけます。

日本原子力学会ホームページでも本冊子をご覧いただけます。
受賞した 65 件それぞれを PDF にし、アップしておりますので、自由にダウンロード、印刷ができます。ぜひ、ご活用ください。
日本原子力学会　http://www.aesj.or.jp/

●ご希望の方には販売いたします。

本冊子ご希望の方には、実費（送料サービス）にて販売いたします。
詳しくは日本原子力学会事務局までお問い合わせください。

第１回（平成20年度）原子力歴史構築賞

発行日：2009 年 11 月 20 日
発行：社団法人 日本原子力学会
〒105-0004
東京都港区新橋2- 3- 7新橋第二中ビル３階
電話 03-3508-1261
FAX 03-3581-6128

一部あるいは全部の無断転載、複製を禁じます。
Copyright ©Atomic Energy Society of Japan