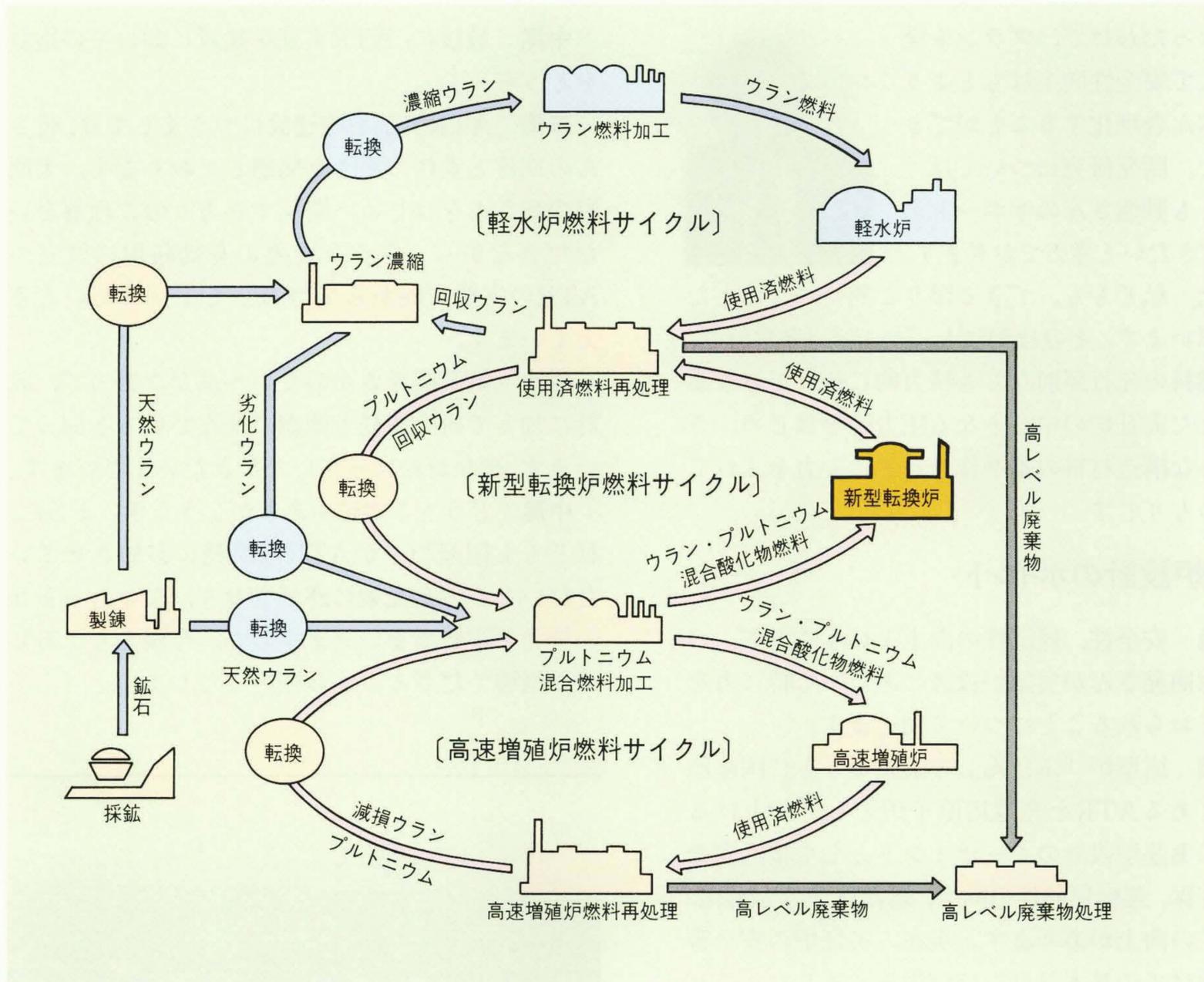


ATR実証炉の開発

Development of the Demonstration Advanced Thermal Reactor

三田重男* Shigeo Mita 河島弘明**** Hiroaki Kawashima
 明比道夫** Michio Akebi 岸俊一***** Toshikazu Kishi
 中尾昇*** Noboru Nakao



ATRでのプルトニウム利用サイクル ATRは、使用済燃料を再処理して得られるプルトニウムと回収ウランを利用するというわが国の「再処理—リサイクル路線」への貢献が期待できる。

ATR(Advanced Thermal Reactor: 新型転換炉)実証炉は、ウラン資源の有効利用のため、国家プロジェクトとして電気事業者および動力炉・核燃料開発事業団の協力を得て電源開発株式会社を中心となり原子力メーカー5社が参画して開発を推進してい

る。これまで、原型炉「ふげん」の実績と軽水炉の知見を活用するとともに、安全性・信頼性・運転保守性・経済性の高いプラントの実現を目指して技術開発および設計を行い、現在安全審査のための準備を進めている。

* 電源開発株式会社 ** 動力炉・核燃料開発事業団 *** 日立製作所 原子力事業部 **** 日立製作所 日立工場 工学博士
 ***** 日立製作所 日立工場

1 はじめに

ATR(Advanced Thermal Reactor: 新型転換炉)実証炉は、電気出力606 MWの重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉であり、電源開発株式会社が、青森県大間町を立地点として建設計画を推進している。ATRは、国家プロジェクトとしてわが国独自の技術で開発を進めている原子炉であり、プルトニウムおよび回収ウランの利用で優れた特質を持つため原子燃料利用上の柔軟性が大きいという特徴がある。したがって「わが国においては、ウラン資源の有効利用を図り、エネルギーの安定供給を確保するなどのため、使用済燃料の再処理により得られるプルトニウムの利用体系の確立が重要である。」¹⁾という国の方針にそったものと言える。

ATR実証炉は、動力炉・核燃料開発事業団が中心となって開発した原型炉「ふげん」の実績と軽水炉の知見を活用し、安全性の確保および信頼性の向上を最重点に、運転保守性・経済性の向上を目指した技術開発および設計を進めてきた。

ここでは、ATR開発の意義、動力炉・核燃料開発事業団と日立製作所を主務会社とする原子力メーカー5社が電源開発株式会社に協力して進めてきたATR実証炉の開発状況について述べる。

2 ATRの開発

ATRは、昭和41年に原子力委員会が国家プロジェクトとして開発を進めることを決定し、昭和42年から動力炉・核燃料開発事業団が中心となって開発を進めてきた。

「ふげん」は、昭和45年12月に福井県敦賀市で建設に着手し、昭和52年6月に機器据付けを完了した後、昭和53年3月に最小臨界に到達した。その後1年間の起動試験を経て、昭和54年3月に本格運転を開始し、現在まで13年余りの間順調に運転を継続している。この間、プルトニウム利用と実証炉用燃料などの照射試験の実績が着実に積み重ねられてきた。「ふげん」の運転実績を表1に示す。特に、プルトニウム利用については、これまでのMOX燃料(プルトニウムとウランの混合酸化物燃料)の装荷実績が479体であり、世界の熱中性子炉でのMOX燃料の使用実績(1,019体)の47%を占め、1炉心としては、世界でも類を見ない利用実績を示している²⁾。

「ふげん」に続く実証炉については、動力炉・核燃料開発事業団を中心として、昭和50年から概念設計を開始し

表1 「ふげん」の運転実績¹⁾ 昭和54年3月20日に、本格運転を開始して以来13年余りにわたり順調に運転を継続しており、これまでに燃料破損は皆無である。

項目	実績
総発電時間	約73×10 ³ h
総発電電力量	約11,700 GWh
最高燃焼度	約19,900 MWd/t
燃料集合体炉心装荷数(総数) (MOX燃料)	903体 479体
設備利用率	約64%
定期検査回数	9回

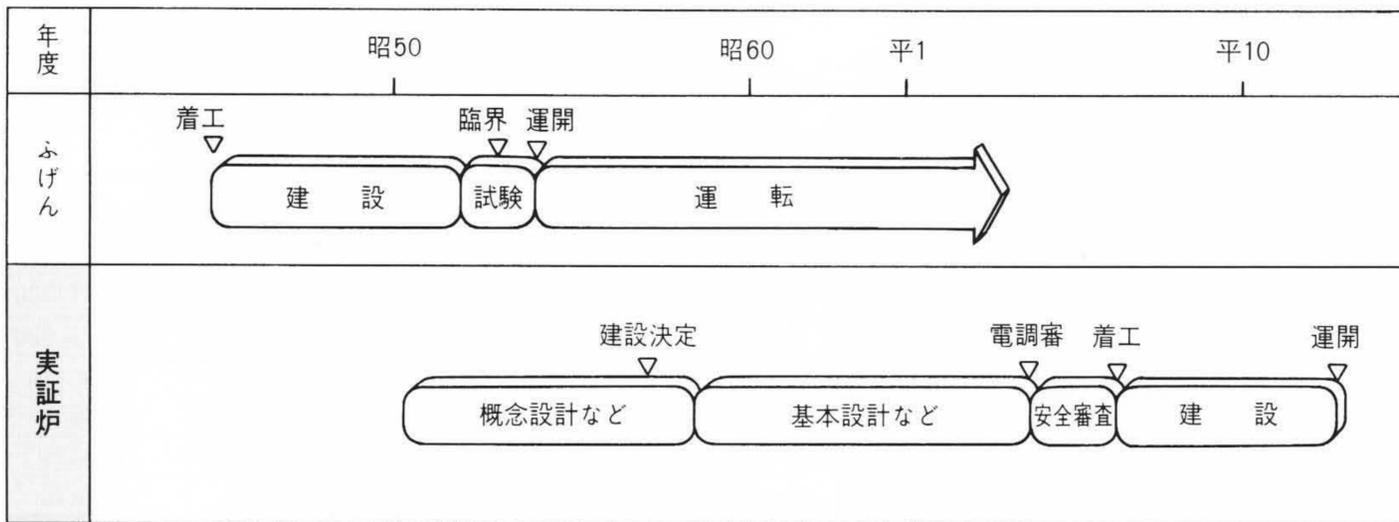
注：略語説明など MOX(プルトニウムとウランの混合酸化物)
この表は平成3年11月末現在運転実績を示す。

た。その後、昭和54年から電気事業者と動力炉・核燃料開発事業団によるATR合同委員会での技術審議を、また昭和55年からは原子力委員会によるチェックアンドレビューを行い、昭和57年に原子力委員会がATR実証炉開発計画を官民協力して推進すること、および建設・運転主体を電源開発株式会社とすることを決定した。これを受けて、昭和58年には電源開発株式会社と動力炉・核燃料開発事業団の間で「新型転換炉実証炉開発に関する相互協力基本協定」が締結され、動力炉・核燃料開発事業団が、それまでの成果を技術資料として電源開発株式会社に引き渡した。その後、電源開発株式会社が基本設計を実施し、現在安全審査のための準備を進めている。一方、安全性の確認、信頼性・運転保守性・経済性の向上のために各種の技術開発を並行して実施し、これらの成果は、「ふげん」の実績および軽水炉の知見とともに実証炉の設計に反映している。

ATRの開発計画を図1に示す。

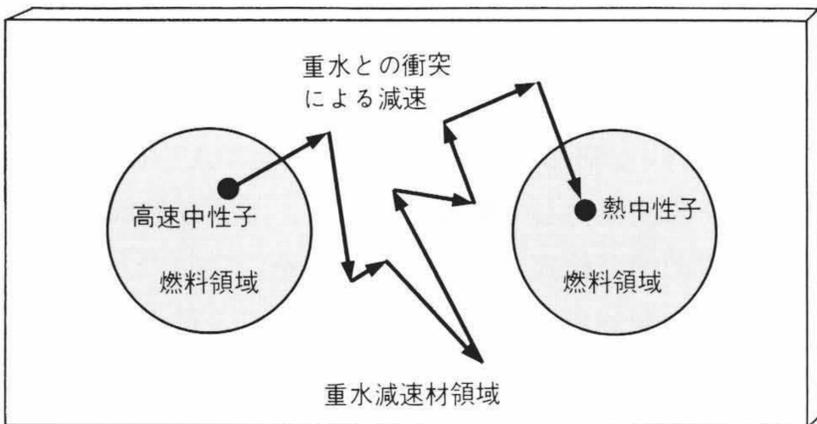
3 原子燃料サイクル上のATRの役割

ATRは、減速材として軽水よりも中性子吸収が少ない重水を用いている。したがって、LWR(軽水炉)に比べ中性子経済に優れているという特性を持っている。この特性を利用することによって燃料の装荷量を低減し、その経済性を向上させることができる。また、重水が圧力管によって燃料と分離されていることから、核分裂で生まれた高速中性子が途中で吸収されずに十分に減速され、熱中性子の平均エネルギーがLWRよりも低くなる特性を持っている。このため、ATRはプルトニウムをより効率よく燃焼させることができ、MOX燃料の利用に際して、プルトニウムとウランの組み合わせの自由度が大き



注：略語説明 電調審（電源開発調整審議会）

図1 ATRの開発計画 「ふげん」の建設、運転と並行して進められてきた実証炉の開発は、安全審査の準備段階にある。



燃料領域で生まれた高速中性子は重水減速材領域で十分に減速された後、燃料領域に入る。

- (1) 重水の中性子吸収が小さく中性子経済が良い。
⇨ 燃料経済性が良い。
- (2) 十分に減速され、低エネルギーとなって燃料領域に入るので共鳴吸収の影響が少ない。
⇨ 共鳴吸収の大きいプルトニウムなども使いやすく、燃料選択の自由度が大きい。

図2 ATRの炉心構成と燃料利用特性 ATRでは、燃料領域で発生した中性子が重水減速材領域で十分に減速された後、燃料領域に入る。その炉心構成上の特徴から優れた燃料利用特性を持つ。

いなどの優れた特徴を持っている。これらを模式的に図2にまとめる。

以下、これらのATRの特徴およびその原子燃料サイクル上の役割について、一部試算例も交えて説明する。

一般に、熱中性子炉でMOX燃料を用いる場合には、ウラン燃料の場合と比較して、次の特性を考慮する必要がある。

(1) プルトニウムは、熱中性子エネルギー近傍の高エネ

ルギー側で、中性子を特に強く吸収する(共鳴吸収)領域を持つ。

(2) プルトニウムの燃焼、リサイクルが進むにつれて、核分裂せずに中性子を共鳴吸収する²⁴⁰Pu、²⁴²Puの割合が高くなる。

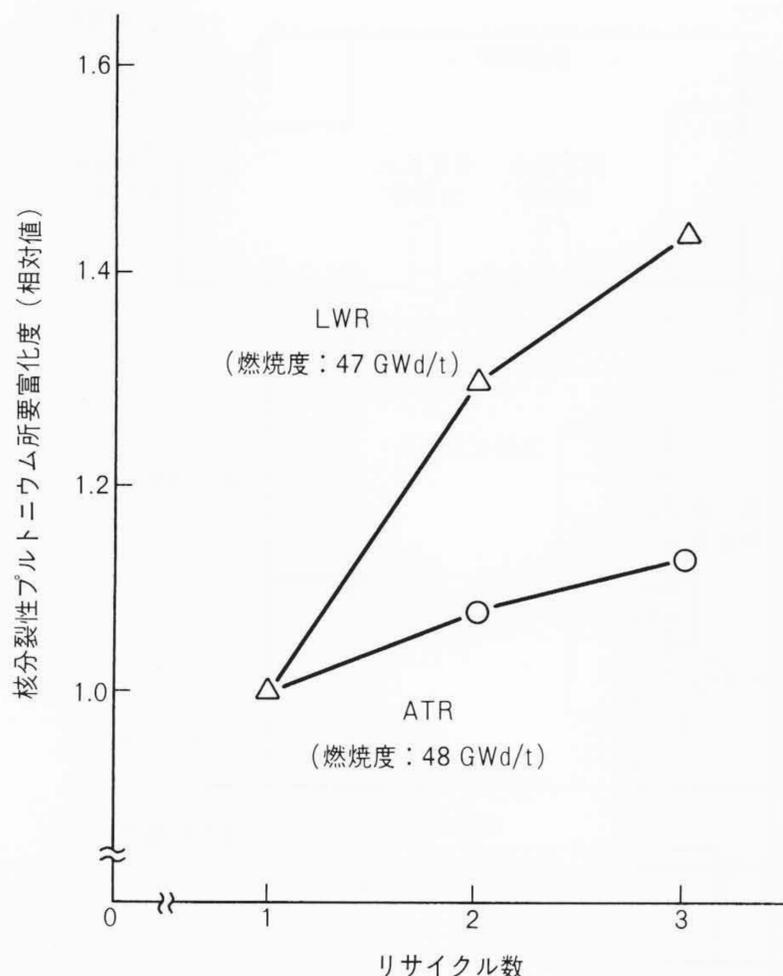
(3) プルトニウムの中で組成割合の高い²³⁹Puの中性子再生率(吸収当たりの発生数)は、熱中性子エネルギー近傍の高エネルギー側で、²³⁵Uよりも小さい。

(4) 核分裂する²⁴¹Puは半減期約14年で自然崩壊し、核分裂せずに中性子を共鳴吸収する²⁴¹Amを生じる。

これら特性に起因して、MOX燃料を用いる場合には一般に、炉心に装荷する核分裂性物質をウラン燃料の場合よりも増加させる必要が生じる。

ATRでは、先に述べたとおり熱中性子の平均エネルギーがLWRよりも低くなり、²⁴⁰Pu、²⁴²Puおよび²⁴¹Amの共鳴吸収の影響が小さくなるとともに、²³⁹Puの中性子再生率が²³⁵Uと同等になる。その結果、ウランとプルトニウムをほぼ等価に利用できる。さらに、使用済燃料から回収されるウランに含まれる²³⁶Uの共鳴吸収の影響も小さく、回収ウランを比較的容易に利用することもできる。

ATRとLWRとのリサイクル時MOX燃料利用特性を比較した試算の一例を図3、4に示す。ここでATRは電気出力100万kW級とし、LWRは電気出力110万kW級のBWR-5と電気出力89万kW級の標準3ループPWRの平均としている。ここで、第1回リサイクル時には使用済ウラン燃料からの回収プルトニウムを用い、第2回リサイクル以降では、前サイクルでの使用済ウラン燃料とMOX燃料両者からの回収プルトニウムを混合して用いる。ATRに装荷するMOX燃料のプルトニウム組成は、各



注：略語説明

LWR (Light Water Cooled Reactor：軽水炉)
ATR (Advanced Thermal Reactor：新型転換炉)

図3 リサイクル数増加に伴う核分裂性プルトニウム富化度の変化 リサイクルが進み、非核分裂性プルトニウム割合が増加することにより、必要な核分裂性プルトニウム富化度は増加する。ATRでは、その共鳴吸収の影響が小さいことから富化度の増加率は小さい。

リサイクル段階でBWRおよびPWRに装荷するプルトニウムの平均組成と同じものを想定している。

所要核分裂性プルトニウム富化度のリサイクルの進展に伴う変化を示すものが図3である。ATRでは、リサイクルが進んで非核分裂性プルトニウム割合が増加してもその共鳴吸収の影響が小さいことから、所要富化度の増加幅はLWRの約 $\frac{1}{3}$ と小さい。天然ウランの相対所要量を示すものが図4である。リサイクルが進み、MOX燃料装荷割合が増加するとともに天然ウラン所要量は減少する。ATRでは、その過程で蓄積される非核分裂性プルトニウムの共鳴吸収の影響が小さいことから、LWRでのウラン燃料使用時と比較して天然ウラン所要量を約15~20%低減できる。また、LWRでのMOX燃料使用時と比較しても約5~10%低減でき、その低減幅の差はリサイクル数とともに大きくなる傾向を示している。

使用済燃料を再処理して得られるプルトニウムおよび回収ウランは、わが国の「再処理-リサイクル路線」を

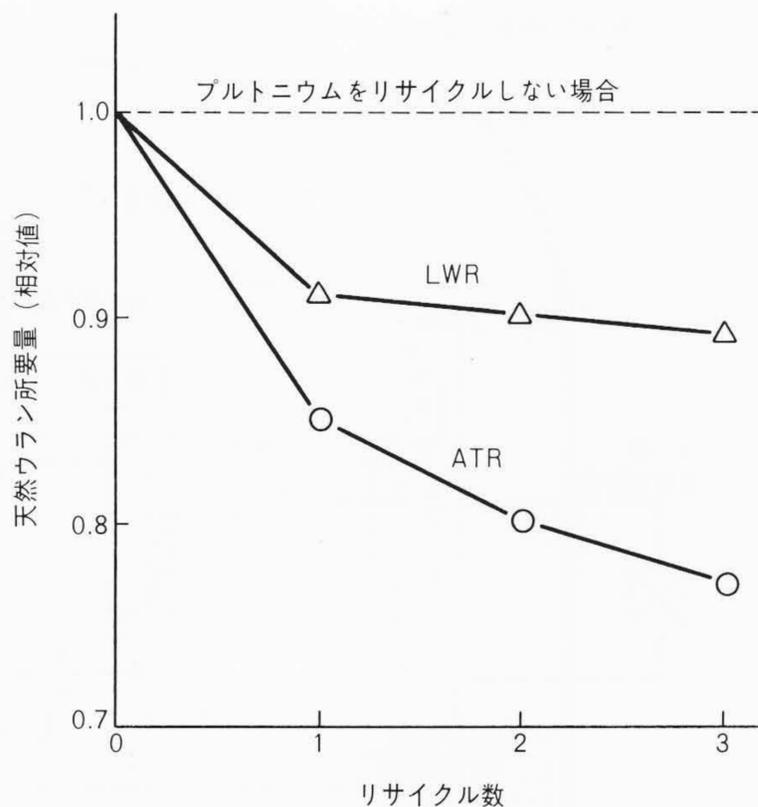


図4 リサイクル数増加に伴う天然ウラン所要量の変化 リサイクルが進み、プルトニウムを繰り返し利用することによって天然ウランの所要量は減少する。ATRでは、その過程で蓄積される非核分裂性プルトニウムの共鳴吸収の影響が小さいことから、その減少率はLWRよりも大きい。

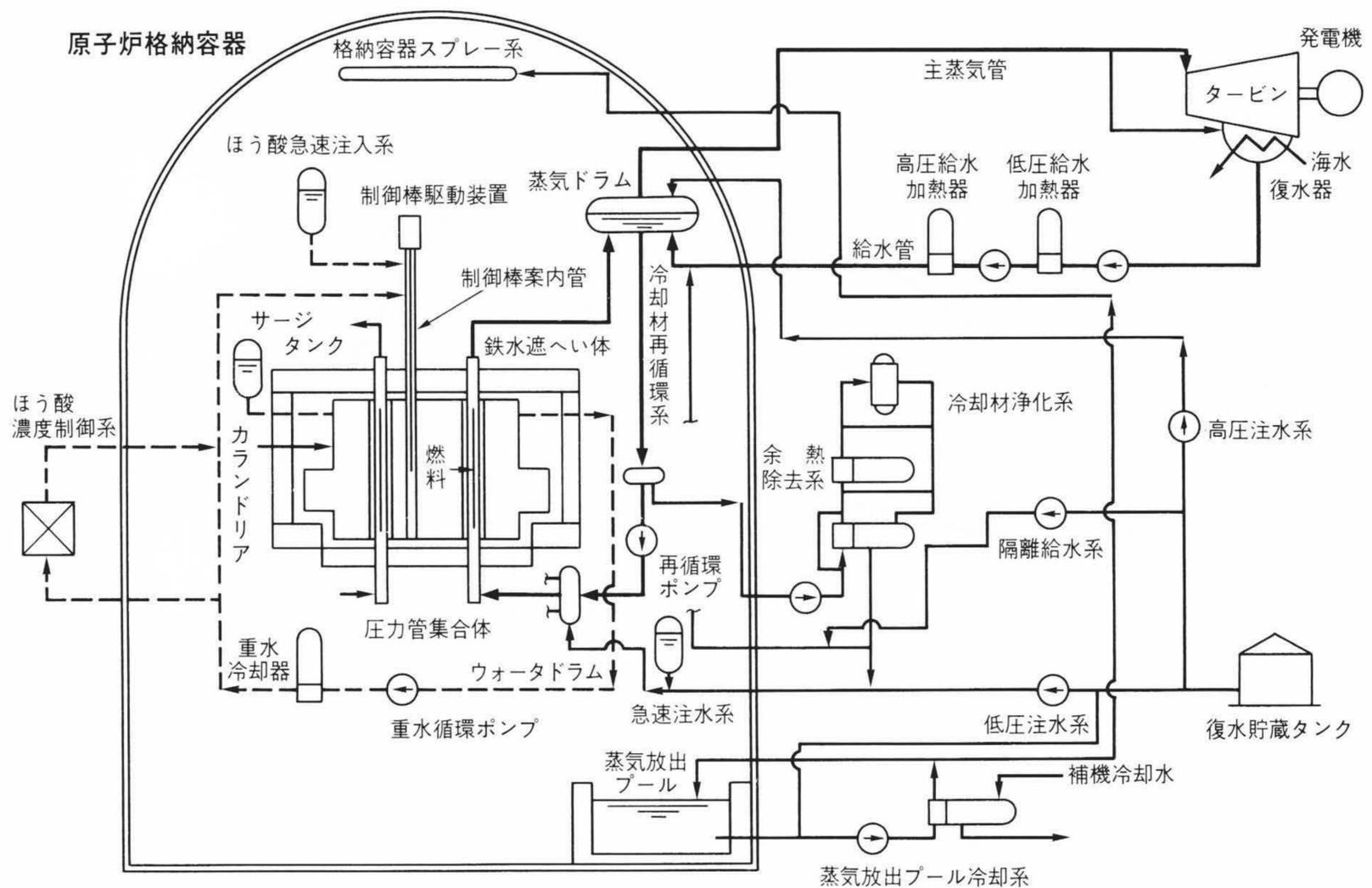
基本とする原子燃料サイクルで、技術によって生み出される準国産資源として位置づけられるものである。高速増殖炉実用化までの期間にこれら資源を活用する方策としてLWRによる利用が計画されているところであり、さらに、これと合わせて、MOX燃料利用特性に優れ、リサイクルが進むとその特徴がさらに促進されるATRを利用して準国産資源を効率的に活用することは、天然ウラン資源の節約とともにエネルギーセキュリティの確保にも貢献するものと期待される。

4 実証炉の技術開発

4.1 プラントの概要

実証炉の主要系統図を図5に、主要諸元を表2に示す。このプラントの主な特徴は、原子炉の構造が圧力管型であること、および減速材に重水を使用することである。

原子炉は、カランドリアと呼ぶ多数の穴のあいた円筒形の容器と、その穴の部分を通って設置される616体の圧力管集合体などで構成している。カランドリアには、減速材である重水を満たし、圧力管集合体にはそれぞれ1体ずつの燃料集合体を装荷し内部に冷却材である重水を流す。制御棒は、原子炉の上方からカランドリア内に挿入し、重水中のほう酸とともに核分裂反応を制御する。



注：図中の破線は重水の系統を示す。

図5 主要系統図 原子炉で発生した熱は、冷却材に伝えられ蒸気と水となり、蒸気ドラムで水と分離された蒸気は、タービン発電機を回して発電する。

表2 主要諸元 実証炉と「ふげん」の主要諸元の比較を示す。

項目	諸元	
	実証炉	ふげん
出力 (熱) (MW)	1,930	557
出力 (電気) (MW)	606	165
原子炉本体		
有効炉心 { 直径 (m)	約6.72	4.05
{ 高さ (m)	約3.7	3.7
圧力管集合体数 (体)	616	224
燃料		
集合体当たり		
燃料ピン数 (本)	36	28
ペレット外径 (mm)	約12.4	14.4
種類	ウラン・プルトニウム混合酸化物	同 左
平均核分裂物質質量 (初装荷・取り替え)	約2.6・3.3	1.4・2.0
平均燃焼度 (初装荷・取り替え) (MWd/t)	約20,000・31,000	10,000・17,000
原子炉冷却設備		
再循環ループ数	2	2
蒸気圧力・温度 (MPa・°C)	約6.76・285	6.66・283.3
原子炉格納容器		
種類	鋼製ハイブリッド型	鋼製上下部半長円鏡円筒型
内径・全高 (m)	43・64.5	36・64

原子炉で発生する熱は冷却材に伝えられ、冷却材は蒸気と水の二相流となって、独立2ループから成る冷却材再循環系の蒸気ドラムへ流入する。蒸気ドラムで水と分離された蒸気はタービンへ送られ、復水器を経て再び蒸気ドラムへ供給される。このように原子炉冷却材に軽水を用いていることから、原子炉周りの部分を除く各設備はBWRと類似している。

主要な建屋の断面図を図6に示す。発電所敷地内の主要な建物としては、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、サービス建屋などがある。原子炉補助建屋は、原子炉建屋を取り巻くような形で配置され、原子炉補助建屋の海側にタービン建屋および廃棄物処理建屋が配置されている。機器配置の決定にあたっては、経済性、検査員が受ける放射線量の低減、保守点検性などを考慮し、同図に示したような改善を行ってきた。また、配置の検討および調整にあたっては、プラスチックモデルを製作し、メーカー5社の協調のもとに、モデルエンジニアリングを実施している。

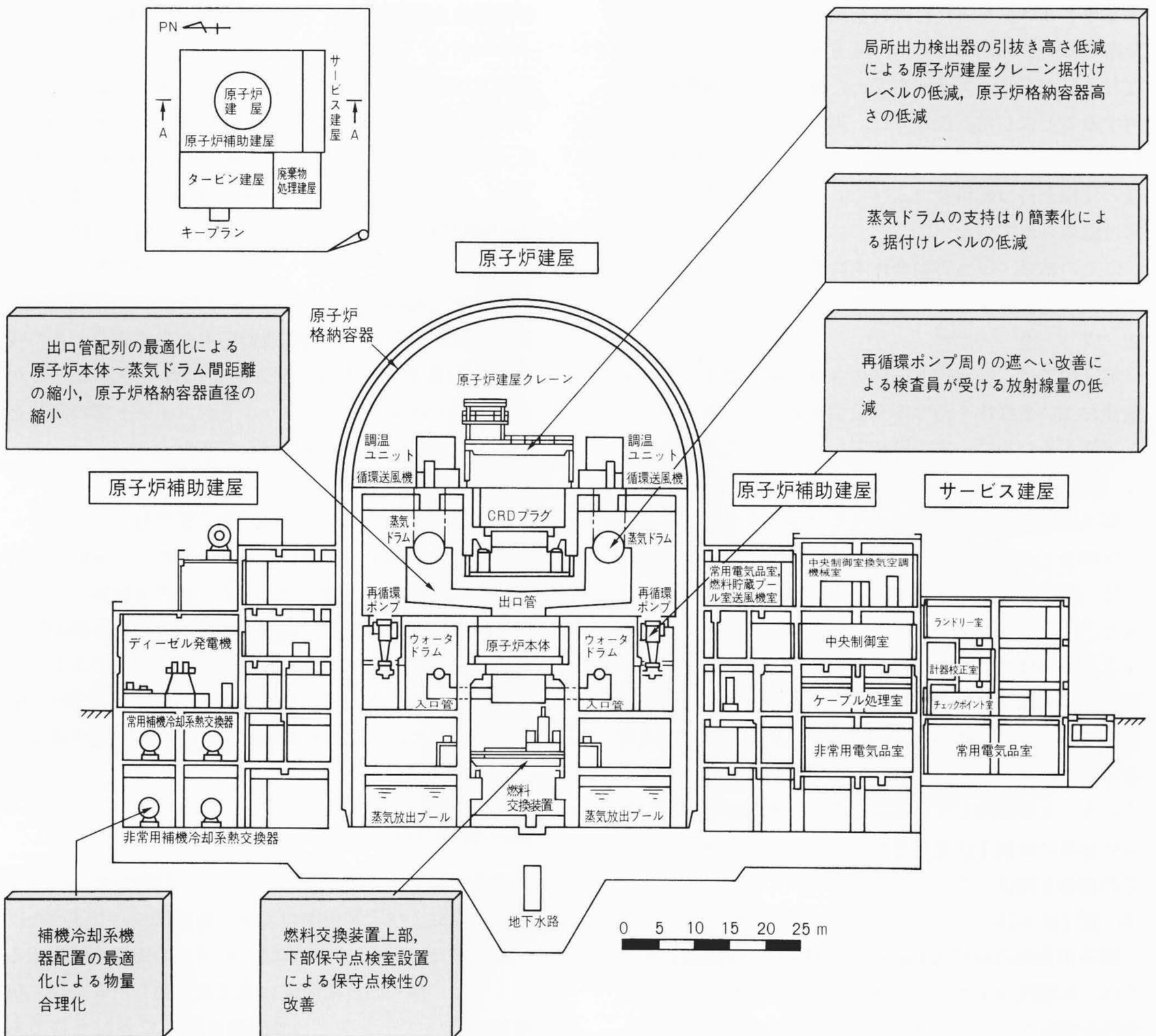


図6 主要建屋の断面図(A-A断面) 原子炉建屋と原子炉補助建屋は、共通の基礎マット上に設置されている。

4.2 技術開発の成果

実証炉の設計は、安全性の確保、信頼性・運転性・保守性・経済性の向上などを目的に進めてきたが、これらの目標を達成するために数多くの技術開発を実施してきた。これらの技術開発は、主として動力炉・核燃料開発事業団が実施してきたが、昭和62年度からは「新型転換炉技術確証試験」として通商産業省から電源開発株式会社が委託を受け、実施にあたっては動力炉・核燃料開発事業団および原子力メーカーに委託し、実施している。なお、燃料に関する技術開発は、引き続き動力炉・核燃料開発事業団が実施している。以下、主な技術開発

分野である炉心、安全、原子炉本体、制御などについて、その概要を述べる。

(1) 炉心燃料

実証炉では、天然ウランまたは軽水炉などから再処理によって取り出される回収ウランにプルトニウムを富化したMOX燃料を使い、プルトニウムの効率的な利用を基本方針として、炉心燃料の開発を推進してきた。さらに、経済性向上の観点から、炉心燃料の改良を行った。このねらいは、炉心の出力分布の平坦化を図り、圧力管集合体本数を低減することである。この方策として、新旧燃料間の出力差低減のために、新燃料の出力を抑制

するガドリニアを入れた燃料を採用し、また軸方向出力分布のピーク抑制のために、軸方向にプルトニウム富化度およびガドリニア濃度を変えた軸方向多領域燃料を採用することにした。これらは、実験などで検証された炉心設計手法を用いて行われた。さらに、実証炉燃料と同様の仕様を持つ燃料を「ふげん」で照射中であるが、異常は認められていない。

以上の結果、圧力管集合体本数を従来の648本から616本と約5%低減することができた。

(2) 安全

実証炉では、軽水炉と同様に多重防護を基本とした多重性および多様性を持つ安全設備を設けている。安全性を評価するために、実規模装置などを用いた試験を通じて、安全評価手法および評価解析コードを開発してきた。

原子炉の異常につながるようなプラントの機器、システムの故障などが生じた場合に、原子炉を緊急停止する機能を持つ原子炉停止系として、実証炉では制御棒(停止棒)系とこれをバックアップするほう酸急速注入系を設けている。制御棒系については、実規模で地震時も想定した制御棒挿入試験を行い、所定の性能を満足することを確認している。ほう酸急速注入系については、急速注入弁など主要な機器の試作、試験を行い、所定の機能を持っていることを確認している。さらに、流動特性および投入反応度の評価手法を開発し、このシステムのシステムとしての機能を確認している。

(3) 原子炉本体

原子炉本体の中でATR特有の材料および構造については、信頼性向上のため、各種の試作や試験を行い、健全性を確認してきた。圧力管本体材料(ジルコニウム・ニオブ合金)については、破壊靱性、ジルコニウム水素化合物の凝集によって誘起される水素遅れ割れ特性などの

材料特性を試験によって把握し、健全性を確認している。この材料は、「ふげん」では輸入材を使用しているが、実証炉では国産化についての可能性を追求して試作、試験を実施しており、良好な材料特性が得られている。また、圧力管延長管材料(SUS403Mod.)と同溶接部(SUS403Mod.と原子力用SUS316の異材溶接)については、SCC(応力腐食割れ)試験を実施し、いずれも優れた耐SCC性を持っていることを確認している。圧力管本体と圧力管延長管とは機械的に接合(ロールドジョイント)される。接合時に圧力管本体に引張残留応力が生ずるが、この残留応力の低減が水素遅れ割れ防止に有効であることから、試作と試験を行い、ロールドジョイント部の形状を改善し、残留応力の低減を図ってきた。

(4) 計装制御

実証炉のプラント制御系は、原子炉出力、蒸気ドラム水位などを制御する重要なシステムであり、運転操作性および信頼性向上の観点から、デジタル制御技術の適用を図っている。また、給水制御などに対する制御特性解析コードを開発し、詳細な制御特性評価ができるようになってきている。さらに、出力調整用制御棒(調整棒)の駆動制御系について試作と試験を行い、その機能を確認している。

5 おわりに

原子燃料サイクル上からのATRの位置づけ、ATRの開発経緯および実証炉開発状況の概要について述べた。

実証炉は、「ふげん」の実績、軽水炉の知見を活用するとともに、種々の技術開発の成果を反映した安全性、信頼性の高いプラントとして開発を進めてきたものであり、今後も魅力あるプラントを目指して全力で取り組んでいく考えである。

参考文献

- 1) 原子力委員会編：平成3年版原子力白書
- 2) 動力炉・核燃料開発事業団：平成3年度新型転換炉技術成果報告会予稿集(平3-12)