

革新的原子力システムの研究開発  
の今後の進め方について

平成 14 年 11 月 7 日

原子力委員会  
研究開発専門部会  
革新炉検討会

## 目 次

はじめに .....	1
1. 今何故革新的原子力システムが求められているのか .....	3
1.1 最近の原子力を巡る内外の情勢 .....	3
(1) 国内の情勢 .....	3
(2) 国外の情勢 .....	4
(3) 革新的原子力システムの視点 .....	5
1.2 革新的な原子力システムによって何をなし得るのか .....	6
1.3 革新的原子力システム開発へ向けた取組み .....	7
2. 革新的原子力システムの開発戦略 .....	8
2.1 革新的原子力システムに対する社会的ニーズ .....	8
2.2 社会的ニーズ達成のための技術とその課題 .....	10
(1) 核燃料資源の有効利用 (エネルギー長期安定供給) .....	10
(2) 電力需要及び設備投資に対する柔軟性 .....	10
(3) 経済性の大幅な向上 .....	10
(4) 原子力エネルギーの多様な利用 .....	11
(5) 優れた安全性 .....	12
(6) 環境負荷の低減 .....	12
(7) 核拡散抵抗性の向上 .....	13
2.3 革新的原子力システムの研究開発における産学官連携と役割分担 .....	14
(1) 民間、大学及び国 (産学官) の連携の必要性について .....	14
(2) それぞれの果たすべき役割 .....	14
2.4 開発の進め方のイメージ .....	16
3. 革新的原子力システム概念 (コンセプトブック) .....	18
4. 革新的原子力システム開発の新しい国際連携を目指して .....	37
4.1 世界をリードする研究開発による国際連携の推進 .....	37
4.2 国際プロジェクトへの取組み .....	37
4.3 実用化に向けた取組み .....	37
今後の課題 .....	39
参考 .....	40

## はじめに

我が国のエネルギー供給構造は先進国の中でも極めて脆弱である。事実、我が国の一次エネルギーの約80%は化石燃料によって賄われており、ほぼ全量を輸入に頼っている。さらに、近年のアジア地域の経済発展とともに東アジア地域での天然ガスなどに対する需要が増加することにより、将来的には我が国が必要な化石燃料を十分入手できず、経済産業活動に打撃を受ける可能性について指摘されている。そのため、我が国のエネルギーセキュリティ確保の観点から、平和利用及び安全確保を前提に、原子力の利用が今後ますます重要な役割を果たすようになると考えられる。経済面では、原子力発電は火力発電に比べ、海外に支払う燃料調達費の割合が小さく、一方、国内に支払う建設費や運転維持費が大きいことから、国内経済の活性化に寄与している。さらには、京都議定書に定められた地球温暖化防止の目標を達成する上で原子力の果たす役割は極めて大きい。

その一方で、近年、電力事業をはじめとする経済規制の緩和、産業活動のグローバル化などが進行するとともに、事故や放射性廃棄物の取り扱いを契機に原子力の社会的受容性の問題が提起されてきた。また、国内での原子力発電所の新規建設の見通しが不透明な中、原子力産業にとっては新しい市場開拓も一つの選択肢であるが、その際には、新規のプラント建設や保全ビジネスでの展開において世界的に厳しい競争が予想されるため、エネルギー資源の確保のみならず、国産の原子力技術の発展と国際競争力の確保が必須である。更に、原子力は地球温暖化問題やエネルギーの安定供給の問題のみならず、これらの新しい状況に対処することが求められており、世界各国で革新的な原子炉及び核燃料サイクル技術（以下「革新的原子力システム」と言う）の研究開発が盛んに行われている。

このような革新的原子力システムには、「革新さ」とともに社会的ニーズを達成するシステムとしての実用化後の姿を常に意識すること、及び、エネルギー分野における急速な技術革新に対応するため、産学官が緊密に連携することなど、従来とは異なる研究開発の進め方が必要となってきた。

また、我が国は軽水炉を中心として世界最高レベルの原子力発電の技術や産業のインフラを有するとともに、原子力研究開発の水準においても世界最高レベルにあることから、革新的原子力システムの研究においては世界を主導する研究開発の推進、我が国の原子力技術の国際化を図ること及び原子力の人材育成に貢献することが期待されている。

平成12年に原子力委員会が策定した原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画（以下「原子力長計」と言う）においては、革新的原子力システム（高速増殖炉及び関連する核燃料サイクル技術を含む）に係る研究開発について、国、産業界及び大学が協力して研究開発についての検討を行うことの必要性を指摘しているが、特定の炉型や有望な炉概念についての言及は無く、研究開発の位置付け、在り方及び効果的な研究開発の推進体制等についても、具体的な考え方は示されていない。一方、高速増殖炉及び関連する核燃料サイクル技術については、将来のエネルギー問題の解決を目指す技術的選択肢の中でも潜在的 가능성이最も大きいものの一つとして位置付けている。

原子力委員会は、このような国内外の情勢や革新的原子力システムの必要性及びそれ

に対する社会の期待を踏まえ、研究開発専門部会の下に革新炉検討会を設置し、調査審議を行うこととした。

本報告書は、革新的原子力システムの研究開発に取り組むための第一段階として、我が国における研究開発の現状を把握し、その必要性和開発戦略の考え方をまとめたものである。

# 1. いま何故革新的原子力システムが求められているのか

## 1.1 最近の原子力を巡る内外の情勢

### (1) 国内の情勢

#### a. エネルギー供給及び地球環境問題における原子力の位置付け

我が国のエネルギー自給率は、水力、地熱、新エネルギーなどによって4%に過ぎず、また、先進国の中でも一次エネルギー供給における石油依存度が極めて高い。したがって、エネルギー源を可能な限り石油以外のエネルギーに代えていくなどの手段により、このような脆弱なエネルギー基盤を強化することが重要である。そのため我が国では原子力発電の導入を積極的に進めてきた。現在原子力による発電は、52基の軽水炉により総発電電力量の3分の1以上を担う基幹電源となっている。この理由としては、ウラン資源は比較的政情の安定した国に分布していることから、原子力発電は化石燃料資源に比較して供給安定性に優れていること、核燃料サイクルを導入することにより、輸入したウランをより高い効率で利用し、一層長期にわたり安定的にエネルギーを供給することが可能であること等が挙げられる。

また、発電過程で二酸化炭素を排出しないことから、地球温暖化対策の観点からも、原子力発電は重要な役割を担っている。平成14年3月に決定された「地球温暖化対策推進大綱」においても指摘されているとおり、引き続き増加が見込まれるエネルギー需要を満たしつつ二酸化炭素排出量を削減するためには原子力発電所の新增設が不可欠とされている。

このように、原子力はエネルギー供給や地球環境問題において重要な役割を担っている。

#### b. 原子力発電の現状

今後の軽水炉の増設については、現在3基が建設中であるものの、従来2010年度までに16～20基を運転開始するとされていたものが、平成14年度電力供給計画においては12基に減少しているように、原子力発電所の新規立地及び増設については年々厳しい状況となってきた。

この背景の一つとしては、もんじゅ事故、JCO臨界事故など90年代後半からの一連の事故により原子力の社会的受容性が低下したという社会情勢がある。安全への不安・不信の払拭、及び運転に伴って発生する放射性廃棄物の処理・処分への取組みに対し一層の理解を得ることが求められている。

一方、昨今の景気の低迷に伴う電力需要の伸び悩み、平成7年より始まった電力自由化の一層の本格化を控え電力会社の経営環境が益々厳しさを増していること等の社会情勢により、初期投資負担の軽減、電力需要の伸びの変化に対する電源計画の柔軟性確保等への要求が高まっている。

#### c. 関連業界の動向

これまで我が国の原子力産業においては、軽水炉システムを中心に高度な水準の技術基盤を確立してきており、これにより近年は年10件台の低いレベルでの計画外停

止や約80%の高い設備利用率を達成してきたところである。

しかしながら 産業界においては、新規立地の減少による受注の低迷を受け、経営環境は一層の厳しさを増していることから 新しい市場開拓を通じた原子力産業の活性化が必要となってきた。 (社)日本原子力産業会議等の調査では、原子力産業の従事者数についても近年減少傾向にあり 人材の確保、育成などに関して適切な方策がとられなければ、将来的には現在の水準の技術基盤が維持できなくなるという懸念もある。

## (2) 国外の情勢

### a. エネルギー及び電力を巡る動向

国際的なエネルギーを巡る情勢は、今後、アジア地域を中心とする発展途上地域におけるエネルギー需要は2020年には1997年比で57%増加が見込まれるほど急速な伸びが予測されている。中でも化石燃料消費の増分に占めるアジア地域のシェアは大きく、地域全体としてエネルギー供給の不安要因が高まってきている。一方で、アジア地域などで原子力発電の導入・増加が見込まれることから、将来的にはウランの需要も世界的に見て増大するものと考えられる。したがって、我が国のエネルギー安定供給に対する潜在的リスクはますます高くなっていく懸念がある。

電気事業を巡る動向としては、欧州連合 (EU) においては家庭用を含めた小売り分野について、電力の購入先を自由に選択できるようになり市場競争が激化し、これに伴い国境を越えた電力会社の吸収、合併が行われている。また、米国においては、原子力発電所の設備利用率の向上等により経済性が格段に向上し、発電規模が大きく効率性に優れるものとして電力会社間で原子力発電所の売買が活発化している。

また、欧米において原子力発電所の新規建設が停滞している状況を反映し、原子力産業の再編・統合が急激に進んでいる。

### b. 各国の取組み

米国においては、1970年代以降原子力発電所の新規建設が途絶えているが、エネルギー源の多様化、地球温暖化ガスの発生抑制、原子力技術の維持・発展等の観点から原子力を重視する方向に政策転換しつつある。米国エネルギー省 (DOE) は、原子力エネルギー研究イニシアチブ (NERI) 計画により革新的原子力システムのシーズ技術開発を進めるとともに、第4世代原子力システム (Generation IV) 開発を国際社会に提唱している。

このような革新的原子力システムの研究開発は、ロシアでは高速炉を中心に研究開発が進められ、カナダではカナダ型重水炉 (CANDU) の改良型を中心に、フランスでは新たにガス炉に集中した研究開発が進められている。その他、韓国、中国、アルゼンチン等においても研究開発が進められている。

一方、南アフリカにおいては、実証炉を兼ねたペブルベッド型モジュール高温ガス

炉 (PBMR) 実用炉の2003年の着工を目指して開発が進められており、実験炉、実証炉、実用炉 (商業炉) というステップにとらわれない導入形態も現れている。

これらの研究開発においても他分野の大型研究開発と同様、一国のみで開発を進めるよりは、人的・資金的に国際分担を行い、成果を共有するという考え方が広まっており、現在、国際機関等を中心に、経済性 / エネルギーの安定供給性 / 安全性、核拡散抵抗性等の高い次世代の原子力システムに関する検討を行うための国際フォーラム (第4世代原子力システム国際フォーラム : GIF や革新的原子力開発プロジェクト : INPRO) が形成され、我が国も検討に参画するなどしている。

### c. 核拡散防止等に係る取組み

2001年9月11日の米国同時多発テロ以降、原子力施設に対するテロへの懸念が高まり、その対策が主要国首脳会議等でも議論されているところである。

一方、核物質や原子力技術、資機材は核兵器の材料や製造への転用が可能であることについては、従来から国際社会が懸念しており、原子力の平和利用を円滑に推進するためには、国際的な核不拡散に対する取組みは極めて重要であると認識されている。このため、「核兵器の不拡散に関する条約 (NPT)」に基づき、国際原子力機関 (IAEA) が保障措置を厳格に実施しており、これに加えて、核拡散防止等に係る取組みを強化することが求められている。

### (3) 革新的原子力システムに必要な視点

以上のような内外の情勢を踏まえると、エネルギー資源の大半を海外に依存する我が国が、地球温暖化防止を念頭に置きつつ21世紀においても国民生活や経済基盤を維持・発展していくためには、原子力が「エネルギーセキュリティの確保」にこれまで以上に重要な役割を果たすことが求められている。また、最近の景気低迷や新規立地難などの経済社会情勢を受け、原子力の技術基盤の維持や経済社会へのイノベーション (技術革新) の喚起のために、新たに注目されてきた視点として、「新しい市場開拓を通じた原子力産業の活性化、新産業の創出」が挙げられる。つまり、市場を見据えて、国際的に評価され得る有望な自主技術を我が国に蓄積することも長期的に極めて重要な視点である。21世紀における革新的原子力システムの研究開発は、これらの視点を常に意識して進められていくべきものである。

一方で、原子力に関する一連の事故がもたらした国民の不安感・不信感は、原子力の社会的受容性の問題を浮き彫りにした。社会的受容性の確保は、原子力利用に当たっての大前提であり、「社会的受容性の向上」は前述の視点とともに共通的に考慮すべき視点として挙げられる。

## 1.2 革新的な原子力システムによって何をなし得るのか

現行の大型軽水炉システムは、我が国の基幹電源として、社会的受容性を保持しつつ、エネルギーセキュリティの確保に大きな役割を果たしてきており 当面はその役割を果たし続けると考える。しかし、長期的には上述の目標を追求するに当たり 現行システムには限界がある。

例えば、プルサーマルも含めた現行の軽水炉システムでは、スケールメリットの追求により大型化しているが、電力需要の大幅な増加が見込めない情勢下において、新規立地あるいは増設が停滞していることの一因となっている。また、ウラン資源の有効利用度が必ずしも高くないこと(燃料の増殖を考慮していないため)、我が国では発電にしか実用化されていないこと(熱利用や中性子利用など様々な利用ポテンシャルを有している)等が挙げられる。米国のように電力自由化の進んだ国においては、軽水炉はプラント生涯にわたっての発電コストが一番安いものの、初期投資額が大きいため、投資リスクの観点から、建設が進まないという状況も現れている。

また、原子力全体の安全性が社会から不安視されていること、長期間の管理が必要な放射性廃棄物の発生に対する懸念があること、国際原子力機関 (IAEA)による十分な保障措置を実施しても更なる核拡散抵抗性の向上が期待されていること等の視点に対応することが必要である。

革新的原子力システムは、このような現行の軽水炉システムの持つ限界を超えることにより、エネルギーセキュリティの確保、原子力産業の活性化による技術基盤の維持、新産業の創出による経済社会への貢献及び社会的受容性の一層の向上といった社会的な目標を達成することを目指すものである。

### 1.3 革新的原子力システム開発に向けた取組み

民間においては、研究開発や生産設備に対して大規模な資金投入を行うことが困難ではあるが、受注の低迷による閉塞した状況を打破すべく、現行の大型軽水炉システムに替わり得る革新的な原子力システムの開発を目指した様々な概念検討をメーカー各社、研究機関あるいは電力会社において進めている。

大学においては、超臨界圧軽水冷却炉、鉛ビスマス冷却炉の研究をはじめとして、各大学において革新的原子力システムの研究開発が進められている。大学における革新的原子力システムの研究開発は、人材育成のみならず、技術開発シーズの創成の観点で今後益々必要となっている。

国においては、特殊法人である日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構の原子力二法人が革新的原子力システムの研究開発を進めている。具体的には、日本原子力研究所において、低減速スペクトル炉の研究開発、高温工学試験研究炉（HTTR）の研究開発が進められている。また、核燃料サイクル開発機構において、高速増殖原型炉「もんじゅ」の研究開発、及び将来の高速増殖炉サイクルの実用化像の具体化を目指した高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究が進められている。

両法人は、平成13年12月に閣議決定された特殊法人等整理合理化計画において、廃止した上で統合し、新たに原子力研究開発を総合的に実施する独立行政法人を設置する方向で、平成16年度までに法案を提出するものとされており、現在、文部科学省において統合に向けた準備作業が行われている。新法人の具体的なミッションは検討中であるが、革新的原子力システムの研究開発に関して、国の中核的研究開発機関として、研究開発を進める役割を果たすことが期待されている。

この他、文部科学省及び経済産業省が、原子力長計を踏まえ、これまでの革新的原子力システムに関する研究開発に加えて、公募型研究制度を実施している。

文部科学省においては、産学官連携を通じた競争的な環境下での優れた成果の創出及び新たな国際的な動向へ対応した将来性に富んだ革新的原子炉技術の開発及び核燃料サイクルシステムの技術開発の2分野について、平成14年度より公募事業を開始している。

さらに、経済産業省においては、原子力に係る安全性・経済性を追求する革新的・独創的な技術を発掘し、競争環境下での技術開発を推進するため、原子力発電、ウラン濃縮、再処理、放射性廃棄物処分等に関し、安全性・経済性について実用化を見込んだ革新的・独創的なテーマについて、平成12年度より公募事業を実施している。

## 2. 革新的原子力システムの開発戦略

### 2.1 革新的原子力システムに対する社会的ニーズ

革新的原子力システムの開発戦略を考えるに当たっての最も重要なポイントは、開発されたシステムが実際に利用されることである。そのためには、革新的原子力システムに対する社会的ニーズを把握し、システムがこれに応えられるものであるかを常に意識し続けるべきである。

第1章では、最近の原子力を巡る内外の情勢を踏まえ、我が国が抱える2つの重要な視点として、

(1) エネルギーセキュリティの確保

(2) 新しい市場開拓を通じた原子力産業の活性化、新産業の創出を挙げた。また、いずれの視点に着目する場合でも共通する視点として、

(3) 社会的受容性の向上

に配慮することが重要である。これらの視点から、例えば、以下の社会的ニーズが抽出されると考えられる。

#### 核燃料資源の有効利用 (エネルギー長期安定供給)

技術立国を目指す我が国にとってエネルギー長期安定供給は必要不可欠であるが、我が国は国内にエネルギー資源をほとんど有しておらず、一次エネルギーの95%を輸入に依存している。このように、エネルギー供給構造の脆弱な我が国においては、長期的に核燃料資源を有効に利用する革新的原子力システムが求められる。また、このことは、世紀を超えて世界の持続的発展可能性を確保することにも寄与することとなる。

#### 電力需要及び設備投資における柔軟性

我が国の経済の低迷等により現在電力需要は伸び悩んでいる。また、電力自由化により経営上短期の資金回収が必要となりこれまでのように10～15年で建設費を回収しようとする、価格競争力の観点から、他電源に対抗することが困難となる。従って、これら変化の激しい社会情勢の中、電力自由化の環境下での投資負担の軽減、需要地近接等立地自由度の増大・送電線負担軽減等に対応可能な革新的原子力システムが求められている。

#### 経済性の大幅な向上

電力自由化など競争的環境の中で、エネルギー市場において原子力が存在価値を持ち続けるためには、経済的な合理性、競争性が求められることとなる。また、国際的な展開を考慮する場合においても、革新的原子力システムが経済的に比較優位性を持つことが重要である。

## 原子力エネルギーの多様な利用

世界では、地域暖房用、海水脱塩用といった原子力システムが存在するが、我が国では、原子力エネルギーの利用は電気エネルギーを介して行われている。また、近年大都市近郊や島しょ部等において、水不足が深刻な問題となっている。そこで、柔軟な熱供給による冷暖房や海水淡水化を経済的に行える革新的原子力システムが求められている。

また、将来的に燃料電池等の燃料として水素の需要が急増するとの予測から、国内外で水素製造の研究開発が活発化しており、原子力による経済的な水素製造を可能とする革新的原子力システムが求められている。

## 優れた安全性

現行の原子力発電は、固有の安全性及び多重防護の思想が取り入れられており、火力発電など他の発電方式に比して公衆の健康影響の防止において優れた実績を有している。しかしながら原子力事故の被害は、多くの人々に広い地域に長年にわたって及びうることから、また、放射線が目に見えないという一種の恐怖から、原子力システムに対して優れた安全性が求められてきた。そのため、革新的原子力システムにはより一層の安全性の向上が求められている。

## 環境負荷の低減

原子力システムは、放射性廃棄物の処理処分を適切かつ確実に実施する限り、他のシステムに比べ環境負荷の極めて小さなシステムであるが、更なる低減を目指し、高レベル放射性廃棄物の発生量の低減及び放射能レベルの低下による管理期間の短縮化、更には周辺環境への廃熱量の低減が革新的原子力システムに求められる。

## 核拡散抵抗性の向上

地域紛争、テロ等で核兵器が使われることがないように、核燃料輸送、製造、燃焼、貯蔵、再処理時等における機器・設備・システムなどにおいて、核拡散に対する十二分の抵抗性を有することが世界的に求められており、核拡散抵抗性の向上が革新的原子力システムに求められている。

上記の社会的ニーズの他、21世紀の社会的ニーズに合致した原子力の特性として、原子力による発電は発電過程において二酸化炭素を排出せず、二酸化炭素排出量の削減に既に大きな役割を担っていることが挙げられる。

なお、革新的原子力システムとしては、いくつかの社会的ニーズに焦点を当てた複数のコンセプトが提示されることとなる。これらの社会的ニーズのどれが重視されるかは、その時々々の社会的情勢や原子力ユーザーの考え方により異なるものである。

## 2.2 社会的ニーズ達成のための技術とその課題

以上を踏まえ、革新的原子力システムが21世紀の社会的ニーズを達成するための技術とその課題としては、以下の項目が挙げられる。なお、技術的課題の中には、その解決が複数の社会的ニーズ達成に寄与できるものもあるが、ここでは最も深く関連すると思われる社会的ニーズに対応させて示している。

### (1) 核燃料資源の有効利用（エネルギー長期安定供給）

エネルギーの長期安定供給というニーズを達成するために核燃料を有効に活用する方策としては、「高転換 / 増殖」が挙げられる。

高転換 / 増殖の最終的な目標は、高速増殖炉サイクルの実用化であり、そのためには原子炉の開発だけではなく、燃料サイクル、すなわち炉・再処理・燃料製造の整合に関する課題の解決が重要である。特にサイクルの経済性を向上させるための低除染再処理技術、低除染燃料製造技術及びこれを受入れられる炉心技術の技術基盤確立とその実用化が課題である。また、軽水冷却を用いた低減速炉心による高転換 / 増殖の開発等も高速増殖炉サイクルの実用化までの間を担う選択肢として、その可能性が挙げられる。この実現のためには、被覆管開発、熱水力的な評価、炉心安全性評価等による技術的成立性の確認が必要であるとともに、経済的な成立性の確認が必要である。

### (2) 電力需要及び設備投資に対する柔軟性

電力自由化の環境下における電力会社の経営上の要求である初期投資額の低減に対する方策としては以下が挙げられる。

- a. 立地の不確実性に対する柔軟性
- b. サイト立地条件の緩和

不確実性のある電力需要や建設計画への初期投資額を低減するには、社会的・制度的な整備の他に、技術的な課題として、初期コストが小さく段階的に増設が出来る小型モジュール炉の導入が考えられる。小型モジュール炉には軽水炉、ガス炉、液体金属炉で多数の概念が提唱されているが、現時点ではいずれの炉型も概念の段階であり、スケールメリットの克服方策の考案とともに、重要な機器の開発・実証と、炉型によっては実証炉の建設が必要とされるものもある。また、炉の実証試験に当っては、従来の実機ベースの試験による方法に替わる小型もしくは部分試験と解析を用いた合理的な開発方法の確立も技術課題の一つである。また、出力ラインナップ化により、電力需要に合わせた炉の導入も可能となる。

次に、立地地域、需要地域や電力網の環境等の様々な周辺条件に適合するには、建屋 / 機器をサイト立地条件（軟弱地盤立地、海上式、地下式等）に係わらず適用できる建屋制振 / 免震装置の開発が長期的技術課題として挙げられる。

### (3) 経済性の大幅な向上

他電源、他プロセスに競合できる経済性を達成するための方策としては、以下が挙げられる。

- a. システムの合理化・簡素化
- b. 高熱効率等の高性能化
- c. 建設期間・準備期間の短縮
- d. 高燃焼度化等の燃料サイクル費の低減
- e. 設備利用率の向上

システムの合理化・簡素化については、従来の実績に基づいて簡素化する方法の他、従来個別に考慮していた設計余裕を統合的に設計・解析する手法を開発することにより最適化することが課題である。さらに、革新的システムの導入による合理化、簡素化が必要であり、例えば、気水分離システムや再循環システムが不要になる超臨界圧軽水冷却炉のように原理的にシステムを簡素化できる技術の開発が課題となる。

高性能化については、熱効率を向上する超臨界圧軽水冷却炉や液体金属冷却高速炉、高温ガス炉などが提唱されており、重要な機器や燃料/材料の開発から実証データの取得が課題である。

建設期間・準備期間の短縮については、鋼板コンクリート構造や船殻構造とそれらを組み合わせた大型モジュール化などの従来工法を高度化する他、小型炉では工場での一体組み立て、輸送とらような新工法の適用が考えられる。

燃料サイクル費の低減については、前述の高速増殖炉サイクルでの再処理技術や、その燃料製造技術の実用化による経済性の向上が課題である。また、軽水炉等現行発電炉における高燃焼度化による燃料サイクル費の低減は、従来から段階的なアプローチが採られているが、さらなる高燃焼度化に当たっては、高中性子照射に耐える材料の開発と燃料サイクル全般に渡る臨界安全上の対応が技術課題となる。

設備利用率向上については、運転中保守や状態監視保全等の大幅な導入やそれを可能とするシステム構成などが設計段階の工夫となるが、数年以上の超長期運転サイクルの採用については燃料/材料の開発や制御棒・制御棒駆動装置、炉内核計装機器等の周辺機器のメンテナンスフリー化(保守を不要にすること)や長寿命化が課題となる。

#### (4)原子力エネルギーの多様な利用

原子力エネルギーの多様な利用については、新規市場創造、社会的受容性向上、国際貢献等の観点から以下が挙げられる。

- a. 水素製造
- b. 高品質炭化水素製造
- c. 熱供給(産業用、地域冷暖房)、海水淡水化

水素製造については、天然ガスの水蒸気改質、化学的触媒を介した水からの水素製造の方法があり、何れも原子力プラントとのインターフェイスが技術的な課題である。原子炉と直結したシステムの実証が最終的に必要である。

高品質炭化水素製造については、石炭やタールなどの低品位化石燃料から環境汚染物質を除去した高品位炭化水素の製造への原子力エネルギーの利用も課題である。

熱供給については、国外では既に廃熱利用として有効利用の実績があり、原子力によ

る海水淡水化も実績がある。

#### (5) 優れた安全性

現行の商用発電炉は技術的には十分な安全レベルを達成しているが、社会的受容性を向上し、多様な立地条件への対応を可能とするためには、より優れた安全性を実現していく必要があり、その方策としては以下が挙げられる。

- a. 固有の安全特性の向上
- b. 静的安全システムによる分かりやすい安全性
- c. 人的要因に極力依存しない設計

異常事象が生じても自律的に安全な状態へ移行する固有の安全特性追求のための開発は、いずれも炉心構成、核特性等、プラントの基本構成に関わるものであり、現在までに多くの概念が提唱されているが、実用化を視野に入れた戦略と絞り込みが必要である。

分かりやすい安全性を実現する技術としては、重力、対流、蓄熱、放熱、凝縮等による自然の駆動力を利用した炉心冷却・崩壊熱除去や、触媒による可燃性ガス処理等の静的安全システムがあり、技術的知見が蓄積されつつあるが、発電炉への導入の観点からより一層の性能向上や付加価値の創出が必要と考えられる。

プラント異常事態の拡大を防ぎ終息させるために運転員の介在が極力不要となる設計についても、受動安全システムや情報技術活用など多面的なアプローチが課題と考えられる。

#### (6) 環境負荷の低減

原子力システムは二酸化炭素の排出が極めて少ないことから、環境負荷の小さい発電システムと評価されるが、ゼロエミッションを目指した環境負荷要因の更なる低減の方策としては、以下が挙げられる。

- a. 放射性廃棄物の発生量の低減
- b. 長寿命核種の核変換（マイナーアクチノイド(MA)、長寿命の核分裂生成物(LLFP)の分離・回収・燃焼等)
- c. 廃熱量の低減

放射性廃棄物の発生量の低減については、現状技術でも十分な低減効果が得られているが、二次廃棄物の発生を低減させる浄化技術、廃棄物の高減容分解処理等が課題である。また、廃止措置廃棄物に関してはクリアランスレベル以下に除染する技術並びに検認する技術、廃材のリサイクル利用技術が課題である。さらに、長期間運転可能な長寿命炉心、高燃焼度燃料、メンテナンスフリーなどの革新概念による低減が課題である。

長寿命核種の変換技術については、高速増殖炉サイクルによるMAやLLFPリサイクル(分離・回収再処理技術や、高速中性子による核変換・燃焼技術)及び加速器駆動未臨界炉(ADS)による核変換が挙げられる。このMAの核変換技術を経済的に実施するためには、MAをプルトニウムと随伴させ回収できる再処理技術の開発が必要であり、その技

術基盤の確立が課題である。一方、LLFPの分離・回収・核変換を効率的に行うためには、群分離、場合によっては同位体分離技術の開発が必要であり、その技術基盤の確立が課題である。また、ADSの技術成立性に係わる実証についても課題である。

廃熱量の低減については、超臨界圧タービンや高温ガスタービンによる熱効率向上技術を適用できる原子炉の開発が課題である。また、水素製造、地域冷暖房、海水淡水化などの発電以外への複合的利用によりエネルギー効率向上を図ることも考えられ、各技術の経済性向上が課題である。

#### (7) 核拡散抵抗性の向上

核拡散抵抗性については、現在もIAEA保障措置と核物質防護 (PP) によって原子力の平和利用が確保されているところではあるが、さらに技術的に核拡散抵抗性を高める方策としては、核燃料の取扱いを困難にする技術が挙げられる。

例えば、プルトニウムの単独での取扱いの回避や、MA・核分裂生成物 (FP) 等の放射性核種を混入しアクセス性を困難にして盗難防止を図るといった方法などがある。MA・FP等の放射性核種の混入による方法に関する技術課題は(4)項の高速増殖炉サイクルによる低除染リサイクルと同様である。

なお、中性子経済の非常に優れた炉概念においては、高燃焼度燃料や長寿命炉心により再処理や濃縮が不要となることも考えられ、核拡散抵抗性の向上に繋がる。

以上、革新的原子力システムが社会的ニーズを達成するための技術課題を示したが、更に、原子力が広く社会的に受け入れられるためには、これから提案される革新的原子力システムが「社会的受容性」の観点で優れたものである必要がある。

「社会的受容性」を有する革新的原子力システムとは、社会が不安感、抵抗感無しに受け入れられるものであるだけでなく、社会(市場もその一部)から積極的に支持されることが必要であり、これを念頭に革新的原子力システムを構築していくことが必要である。

具体的には、上記で述べられた、ゼロエミッション、緊急避難不要の達成等、社会の不安を解消するための対応技術に加えて、投資リスクの低減や他電源、他プロセスに競合できる経済性の確立等、市場にも受け入れられる対応技術の確立を高水準で達成していく必要がある。社会が求めるところに応じて、段階的にその要件を満たしていくことが肝要である。

## 2.3 革新的原子力システムの研究開発における産学官連携及び役割分担の考え方

### (1) 民間、大学及び国（産学官）の連携の必要性について

原子力システムのような多種多様な技術を組み合わせた巨大システム構築に関する研究開発では、民間、大学及び国（特殊法人や独立行政法人等の研究機関（以下、「国の研究機関」という）を含む。）が別々に開発を進めるのではなく、それぞれのミッションに応じた適切な役割分担のもとに、プロジェクトの開始段階から相互に連携しつつ、同時並行的に研究開発を進めることが重要である。

民間、大学及び国が有する資源を有効に活用し、革新的原子力システムの研究開発を積極的かつ効率的に進めていくためには、全ての関係者が産学官連携の必要性と重要性を認識し、互いの立場を尊重しつつ、主体的に産学官連携に取り組もうという意志を持ち、連携をつくることが重要である。

特に、我が国における産学官連携においては、これを推進する行政の役割が重要である。行政は関係府省で連携をとりつつ、研究協力・人材交流に係る規制の改革、ルール作り等必要な制度整備を行うこと、産学官連携への取組みをより積極的に評価すること、国の研究機関が有する施設、技術、人材等のポテンシャルが有効活用されるよう配慮することなどにより、産学官連携を主導的に推進する必要がある。

大学及び国の研究機関においては、研究開発の成果を社会に還元するという意識をより強く持つことが必要であり、システムの実用化を通じたイノベーションや新産業創出につなげるため、民間と積極的に連携することが重要である。とりわけ、原子力二法人は国の中核的研究機関として、産学官連携に重要な役割を果たすことが期待される。

民間においては、特に商業用発電炉の実用化に向けては、電力とメーカーが密接に連携することが不可欠であるが、大学や国の研究機関とも積極的に連携することが重要である。

### (2) それぞれの果たすべき役割

原子力システムの研究開発における役割分担の考え方として、例えば「エネルギーセキュリティ確保」などのように、初期投資リスクが大きい等の資金的な理由で民間の積極的な参入が期待できないが、国家戦略として推進する必要があるものや、「新しい市場開拓を通じた原子力産業の活性化、新産業の創出」などのように原子力システムの多様な展開を通じ、ビジネスチャンスを拡大していくものがあるが、いずれにせよ産学官がお互いの役割を認識しつつ連携することが重要である。

#### a. 民間が特に果たす役割

民間の役割は、各々の経営環境を踏まえ、原子力システム、及び機器の設計・製作を行うこと、試験炉の建設を通して早期に製品化技術を獲得すること等が求められる。

#### b. 大学が特に果たす役割

大学の役割は、先ず第一に革新的原子力システムを学問として体系化することであ

る。次に、自由な発想に基づく多様な研究を通じて、独創的なアイデアの試行と供給を行うことである。また、次世代を担う多様な人材の育成も重要である。

c. 国が特に果たす役割

行政の役割は、原子力長計などの策定により革新的原子力システムの研究開発のあり方を示すとともに、産学官の連携を促進させる環境の整備や国際連携を政策的に推進することである。

一方、国の研究機関の役割は、原子力長計に基づき、原子力科学技術の発展と我が国のエネルギーセキュリティを確保するため、基礎・基盤研究やプロジェクト型研究開発を推進することである。また、革新的原子力システムの研究開発に必要な施設等を整備し、その共用を促進することにより、民間や大学における研究開発の進展に寄与することが重要である。

## 2.4 開発の進め方のイメージ

原子力は我が国のエネルギーセキュリティを担うとともに、将来の産業戦略となり得る戦略技術である。従ってその研究開発に当たっては適切な競争原理を導入し、各研究機関の活性化を図ることにより、優れた概念・技術を創出するとともに、産学官の協力・協調による研究開発の効率的推進と国際競争力の確立が重要となる。また、国内外の市場の評価を受けることや、原子力以外の技術との比較検討が、技術的成立性、コスト、市場性、社会的受容性を見極める観点から必要である。

エネルギーセキュリティと新産業創出（新市場開拓）という革新的原子力システム開発を捉える上での重要な2つの視点について、従来は前者が国の研究機関の役割で、後者が主として民間の役割であると考えられてきたが、それぞれを国と民間の別々のプロジェクトとして遂行しようとするのは研究資源と能力の有効利用、市場化の可能性、目標とする実現時期などの点で必ずしも適切ではない。国の研究機関と民間がそれぞれの視点を持ってあるプロジェクトに参加し、各々の役割に応じて担うべき課題を分担し、連携しつつ開発を進めるとの考え方もあろう。すなわち国の研究機関と民間の役割はお互いに相補的であり、それぞれが独立して全体を達成しようとするのではなく、役割、特徴を生かして強いところはますます強く、弱いところは補い合いつつ連携して開発を進めることが必要である。なお大学の果たすべき役割も研究機関や民間とはお互いに相補的である。

一方、革新的原子力システムの今後の開発の進め方として、従来の「概念開発段階」「開発プロジェクト段階」「実証試験段階」といったステップを踏襲した場合には、開発が長期にわたる可能性が高く、その結果として、必ずしも開発したものが社会に受け入れられるとは限らない。そこで、革新的原子力システムの開発に当たっては、これら従来の段階に囚われることなく集中的に資金を投入し、効率よく開発することが必要となる。

また、研究開発者は開発の初期の段階から、産業界のみならず海外との連携をはかりあるいはパートナーシップを増加させ、十分な市場調査を行うことによりニーズとの整合性を確認するなど、実用化を見通した視野で市場競争力のある概念を創出し、これを開発する必要がある。さらに、研究開発者が実用化の段階まで全てに渡って責任の一翼を担うことが必要であり、その研究者が実用化後の組織に移行することも場合によっては必要である。

図1に開発の進め方のイメージを示す。中央の黄色の枠内は、各研究機関・組織（原子力新法人・大学・民間）において、連携しつつ、多様な革新炉概念が創出されている様を示している。但し革新炉概念といっても、開発要素の多いものから少ないものまで存在すると考えられる。これらの革新炉概念は、随時市場調査により市場性の有無を勘案し、あるいは文部科学省や経済産業省の公募型研究制度等を通じて淘汰され、開発を中止するか、場合によってはその組織がリスクを負って開発を継続することになる。最終的に残った概念のうち、技術的に困難であるが、国にとって必要なものについては、国の資金的援助を受けて試験炉を建設することもありうる。しかし、実用化に近い革新炉概念のうち、より容易な技術開発で実現し得るものについては、民間の資金負担で開発することが考えられる。

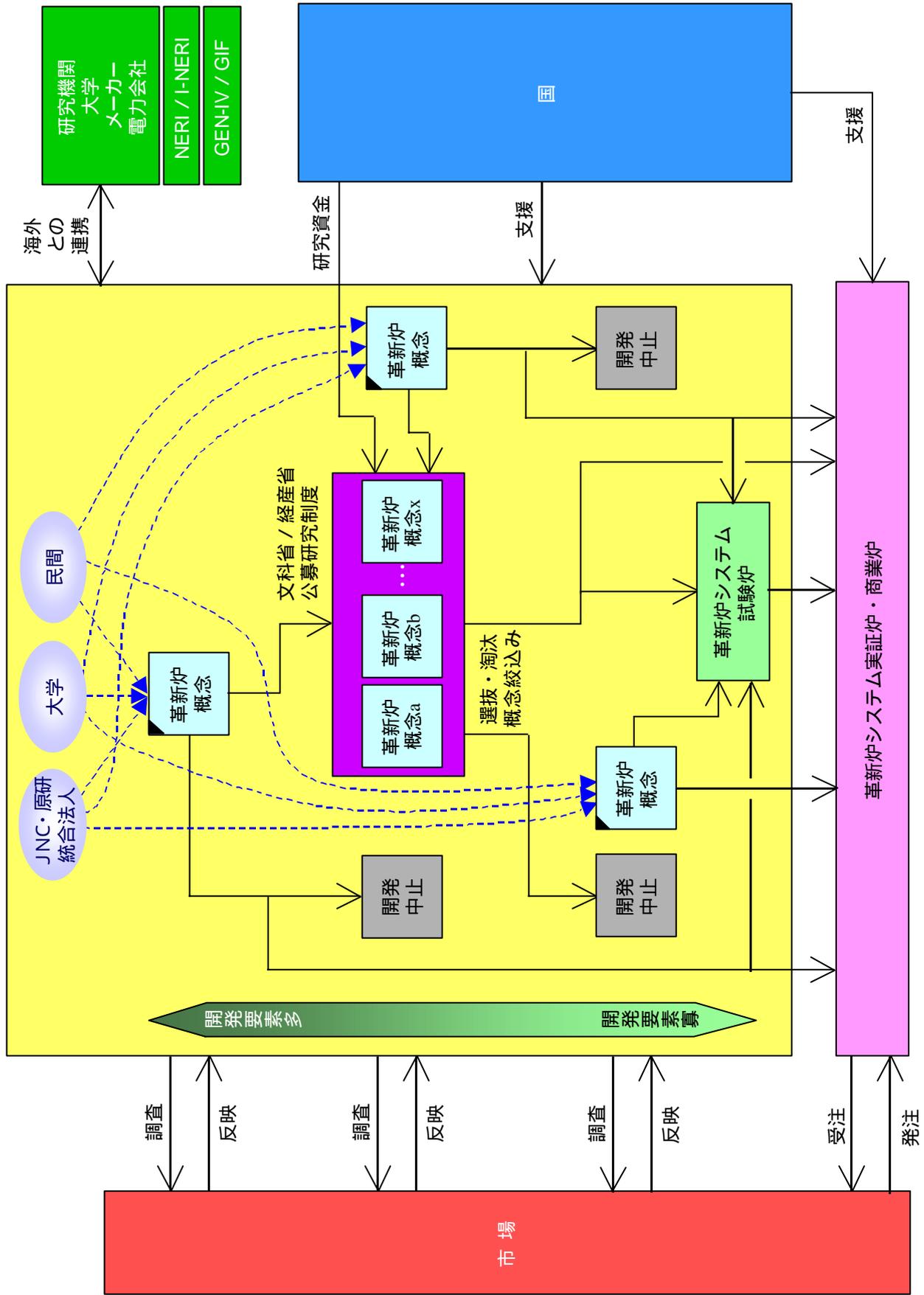


図1 革新的原子炉システムの開発の進め方イメージ

### 3. 革新的原子力システム概念 (コンセプトブック)

ここでは現在我が国で提案されている各種の革新的原子力システム概念について記述した。

次世代の原子力システムでは使用済燃料の取扱いに対する考え方(方針、方法)を提示することが必要であり、炉概念に加え付随する燃料サイクル(燃料、再処理方式)についても記載した。

また、各概念の革新性を簡潔に示すため、当該システムが持つ特徴とシステムを構成する主要要素技術について記載した。また、革新的原子力システムは発電、熱供給、水素製造など多様な利用が考えられることから、システムが目指す主な利用目的についても記載した。更には、経済性、初期投資リスク、立地の柔軟性、資源の有効利用性、安全性、放射性廃棄物処分に係る環境への影響、ならびに原子力システムをグローバルスタンダードとするために配慮が必要となる核拡散抵抗性などの社会的ニーズへの対応について記載した。

さらに各概念の実用化を念頭に置くと、利用目的や利用形態に応じて原子力以外のシステムや商業用軽水炉などの現行システムに対する競争力は不可欠であることから、新規市場性、実用化時期、在来炉との役割分担について記載した。なお、システムの実用化時期は、技術開発の困難さや社会のニーズによって見通しが異なるものではあるが、各概念の開発者が実用化を目指して開発を行い、また実用化まで責任の一翼を担うことが重要であるため、1号機設置までのマイルストーンを記載した。

このコンセプトブックは基本的に本検討会委員が開発者の立場から記載したものであるが、その詳細については検討会として評価がなされたものではない。ここで取り上げた革新的原子力システムに加え、今後も新たな革新技術を取り入れたシステムが提案され原子力利用が拡大していくことが期待される。

また、各コンセプトブックのシート上には、2.1の ~ で示した革新的原子力システムに対する社会的ニーズのうち、各概念の開発者が特に重視しているもの3つを選んで記入し、分類の助けとしている。

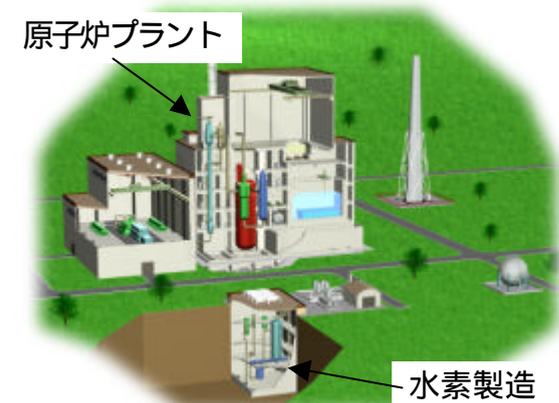
各概念で特に重視している点 (3点選択)

革新的原子力システム に対する社会的ニーズ		核燃料資源の有効利用	電力需要及び設備投資に対する柔軟性	経済性の大幅な向上	発電分野以外への有効利用	優れた安全性	*環境負荷の低減	核拡散抵抗性の向上
1 ナトリウム冷却高速炉・酸化物燃料サイクル								
	a. 大・中型ナトリウム冷却高速炉							
	b. 多目的ナトリウム冷却小型高速炉							
2 ナトリウム冷却高速炉・金属燃料サイクル								
	a. 金属燃料高速炉・乾式リサイクルシステム							
	b. 小型金属燃料高速炉							
3 重金属冷却高速増殖炉								
	a. 中型鉛ビスマス冷却高速炉							
	b. 鉛ビスマス冷却長期燃焼小型固有安全炉							
4 高温ガス炉								
	a. ペブルベッド型							
	b. プリズマティック型							
5 大型ヘリウムガス冷却高速炉								
6 小型軽水炉								
	a. 小型 BWR							
	b. 一体型モジュール軽水炉							
	c. 分散型小型炉							
7 超臨界圧軽水冷却炉								
	a. 超臨界圧軽水冷却熱中性子炉							
	b. 超臨界圧軽水冷却高速炉							
8 低減速スペクトル炉								
	a. BWR 型低減速スペクトル炉							
	b. リサイクル PWR							
9 加速器駆動核変換システム								

注\* :何れの原子力システムも、エネルギー取り出し過程において CO<sub>2</sub> 排出がなく、地球温暖化防止に貢献している。

名称(略称)	大・中型ナトリウム冷却高速炉	
開発者	核燃料サイクル開発機構 / 日本原子力発電	
原子炉形式	ナトリウム冷却高速炉	
燃料サイクル形式	1. 酸化物燃料サイクル(先進湿式法/簡素化ペレット法)、代替法として(酸化物電解法/振動充填法) 2. 金属燃料サイクル(金属電解法/射出成型法)	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	日本の高速増殖炉技術とサイクル技術を継承、発展させた低除染TRU燃料ナトリウム冷却高速炉サイクル。革新技術によりシステムを大幅にコンパクト化・簡素化し、経済性向上と廃棄物発生量の低減を図る。Generation- 概念の一つとして登録済み。(1次系循環ポンプと中間熱交換器の機器合体、高強度新材料12Cr系鋼、先進湿式法での晶析技術、高性能遠心抽出器、ソルトフリー技術、金属電解法での高温溶融塩電解技術。)	
主な利用目的	大規模発電	
経済性	原子炉構造コンパクト化、ループ数削減(2ループ)、配管短縮、機器合体等の設計方策及び酸化物燃料サイクルの場合は晶析法導入と溶媒抽出工程の単サイクル化、燃料粉末調整工程の合理化によりシステムを簡素化する。金属燃料サイクルの場合は簡素な設備構成を活かして物量を大幅に削減可能。さらに、燃料の高燃焼度達成を加え、将来軽水炉サイクルと同等の経済性を達成可能。	
初期投資リスク	電気出力当たりの建設コストが低下するため現行軽水炉より低減可能。中型モジュール炉として建設し、初期投資リスクを低減することも可能。	
立地の柔軟性	現行軽水炉程度。	
資源有効利用性	高燃焼度(15万MWD/t)を確保し、高増殖(増殖比1.2 倍增時間35年程度)から低増殖、TRU燃焼まで、ニーズに応じ柔軟に対応可能。	
安全性	多重性・多様性を有する炉停止系、崩壊熱除去系により炉心損傷発生頻度を低減。受動的炉停止機能、自然循環による受動的崩壊熱除去機能を付与。高速炉特有の再臨界問題を回避できる設計を採用。	
環境負荷低減性	廃棄物の発生量の低減、廃棄物の毒性低減が可能。(IPの回収・分離・減容・変換、再処理量の低減、MAの分離・回収・燃焼により実現)	
核拡散抵抗性	低除染TRU燃料リサイクルにより核兵器転用が困難。	
新規市場性	規制緩和されたグローバル市場における新規建設での原子力発電の新型火力に対する競争力奪還の期待あり。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	開発を要する要素技術としては、機器合体、12Cr系鋼、高燃焼度燃料、晶析技術、高性能遠心抽出器、ソルトフリー技術、溶融塩電解技術等。現在は実用化戦略調査研究で概念検討を実施中。2015年までに実用化に向けた技術基盤を確立し、それ以降、早期の実用化を目指す。	
在来炉との役割分担	国内外における軽水炉リプレース等の需要に対応していく。環境保全(廃棄物発生量の低減、廃棄物の毒性低減)、資源高効率利用、ニーズに応じた柔軟な増殖性の確保、需給量に応じたPu利用に貢献。	
資料番号	付2-1A	

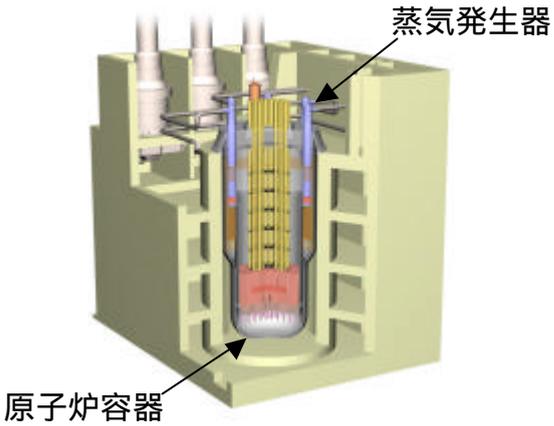
No.1b

名称（略称）	多目的ナトリウム冷却小型高速炉	
開発者	核燃料サイクル開発機構	
原子炉形式	ナトリウム冷却高速炉	
燃料サイクル形式	1．酸化物燃料サイクル（先進湿式法／簡素化ペレット法等今後開発される方式に柔軟に対応） 2．金属燃料サイクル（金属電解法／射出成型法）	
特徴または独自性（キーとなる要素技術）	これまでに培ってきた技術的知見に基づき、速やかに開発着手可能な酸化物燃料多目的小型高速炉。長寿命炉心により 10 年以上の長期運転サイクルを実現。受動的安全性を確保。将来は金属燃料へ展開可能。水素製造による原子力の多目的利用。Generation- 概念の一つである「ナトリウム冷却高速炉」に該当する。（長寿命炉心の開発、水素製造技術）	
主な利用目的	分散電源（分散電源用ナトリウム小型高速炉も対応可能（付録2 参照））、水素製造、熱利用、海水淡水化等多目的利用	
経済性	原子炉構造コンパクト化等の設計方策によりシステムを簡素化、物量を削減可能。他の原子炉形式と比較して工場生産による標準化・習熟効果により量産効果が大きい。水素製造等多目的利用による経済効果あり。分散電源として、都市近接立地により送電コストが低減可能。	
初期投資リスク	小規模出力の採用に伴い初期投資リスクを低減。これまでに培った高速炉技術（実績豊富な酸化物燃料、既往開発材料を利用した原子炉容器及び冷却系機器）を有効利用することにより、速やかな着工が可能。	
立地の柔軟性	都市近接立地など現行軽水炉より高い立地柔軟性。	
資源有効利用性	高速中性子炉心の有する高い内部転換機能を利用し、炉心の長寿命化が可能。TRU 燃焼などのニーズに応じ柔軟に対応可能な見通し。	
安全性	多重性・多様性を有する炉停止系、崩壊熱除去系により必要十分な安全機能を確保。自然循環による受動的崩壊熱除去系を付与するとともに、低燃焼反応度、受動安全停止機構により ATWS 時にも静定可能。	
環境負荷低減性	低除染・TRU 燃料を燃焼させ、サイクルを通じての環境負荷を低減できる能力あり。余剰中性子を炉心の長寿命化に活用。	
核拡散抵抗性	燃料交換頻度小（10 年以上）。低除染 TRU 燃料の利用可能性あり。	
新規市場性	初期投資リスクの低減や都市近接立地の特徴を加味して、規制緩和されたグローバル市場における新規建設での原子力発電の新型火力に対する競争力奪還の期待あり。水素需要、高温熱源需要に対して新規市場開拓の可能性大。	
実用化時期（1号機設置までのマイルストーン）	大部分が既往技術に基づく。開発を要する要素技術としては、長寿命制御棒、水素製造技術。酸化物燃料サイクルでは 2015 年以前の早期実用化の可能性あり。金属燃料サイクルでは 2015 年までに実用化に向けた技術基盤を確立し、それ以降できるだけ早期の実用化を目指す。	
在来炉との役割分担	国内外軽水炉の役割を補完する分散電源供給に対応。環境保全（廃棄物発生量の低減、廃棄物の毒性低減）、需給量に応じた Pu 利用に貢献。新たな水素需要に対応。	
資料番号	付2 - 1B	

名称(略称)	金属燃料高速炉・乾式リサイクルシステム	
開発者	電力中央研究所	
原子炉形式	Na冷却金属燃料高速炉	
燃料サイクル形式	乾式再処理 軽水炉酸化物燃料の乾式処理	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	<p>1. 特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>増殖性、安全性等に優れた商用規模の金属燃料高速炉と乾式リサイクル施設による燃料サイクルシステム</li> <li>軽水炉使用済み燃料も電解還元処理して高速炉で利用</li> </ul> <p>2. キーとなる要素技術</p> <p>金属燃料高速炉：金属燃料、炉心 乾式リサイクル：電解精製、TRU抽出、射出成型、廃棄物塩処理、酸化物の還元(電解還元、リチウム還元)</p>	
主な利用目的	・エネルギーセキュリティの確保(中・大型炉)、多目的利用中小型炉	
経済性	<ul style="list-style-type: none"> <li>コンパクトで高燃焼度の炉心で長期運転サイクル期間を達成可能</li> <li>数10t-HM/yの小規模サイクル施設でも高い経済性が達成可能</li> </ul>	
初期投資リスク	<ul style="list-style-type: none"> <li>金属燃料炉については米において実験炉(EBR-II)で実証</li> <li>乾式技術については米において工学実証レベルの段階</li> </ul>	
立地の柔軟性	<ul style="list-style-type: none"> <li>集中立地、都市近接分散立地など、需要、既存のインフラにあわせ、柔軟な立地に対応可能</li> <li>炉とサイクル施設の同一サイト立地(コロケーション)にも適</li> </ul>	
資源有効利用性	<ul style="list-style-type: none"> <li>基幹電源として軽水炉、高速炉サイクルから生じるU,Pu,MAを有効に利用</li> <li>高い増殖性能のため30年以下のシステム増倍時間の達成可能</li> </ul>	
安全性	<ul style="list-style-type: none"> <li>先行炉と同等以上の安全性確保が可能</li> <li>燃料が低融点であることを活用した再臨界回避概念の可能性有り</li> <li>高温バッチ処理に適合するサイクル施設安全論理の確立が課題</li> </ul>	
環境負荷低減性	・長半減期であるマイナーアクチノイド(MA:Np,Am,Cmを総称)をPuと一緒に回収、利用。廃棄物処分に際し環境への負担軽減が可能	
核拡散抵抗性	・Pu単独の分離が原理的に困難、製品の強い放射線強度のため核拡散抵抗性並びに核物質防護性に優れる	
新規市場性	<ul style="list-style-type: none"> <li>軽水炉サイクルに劣らない経済性の確保が可能</li> <li>中小型炉は多目的炉として発電分野以外での産業利用可能</li> <li>乾式技術からは新機能材料の開発等スピンオフ技術へも発展可能</li> </ul>	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	<ul style="list-style-type: none"> <li>2005年から要素技術の工学実証試験</li> <li>2010年ごろ「常陽」を用いた燃料照射、乾式リサイクル一体化試験</li> <li>2020年頃実用化一号炉、サイクル施設の建設</li> </ul>	
在来炉との役割分担	<ul style="list-style-type: none"> <li>電解還元、乾式再処理の適用で将来の軽水炉サイクルと高速炉サイクルを統合化した炉・サイクルシステムの確立が可能</li> <li>現行の再処理から生じる高レベル廃液からTRUの分離・燃焼が可能</li> </ul>	
資料番号	付2 - 3B	

名称(略称)	小型金属燃料高速炉	
開発者	(財)電力中央研究所 株式会社 東芝	
原子炉形式	ナトリウム冷却小型高速炉	
燃料サイクル形式	金属燃料乾式サイクル	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	<b>特徴または独自性</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・長期間燃料無交換(10年~30年)</li> <li>・冷却材ボイド反応度及び全ての温度反応度係数が炉心中負</li> <li>・原子炉制御設備の操作が不要な負荷追従性能</li> <li>・非常用電源及び動的な崩壊熱除去系に依存しない安全系</li> <li>・原子炉の工場生産及び一括移送が可能</li> </ul> <b>キーとなる要素技術</b> 金属燃料炉心、反射体制御、電磁ポンプ、免震、RVACS	
主な利用目的	・電力供給(分散電源)	
経済性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・量産機で他の分散電源と競合可能、</li> <li>・短い建設工期(約2年)</li> <li>・高稼働率(95%)</li> <li>・短い廃止措置期間</li> </ul>	
初期投資リスク	<ul style="list-style-type: none"> <li>・小型であり初期投資額は小さい。</li> <li>・建設工期が短いため、投資の回収開始が早い。</li> </ul>	
立地の柔軟性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・立地評価上、必要な敷地面積小</li> <li>・免震による耐震標準設計により立地の自由度大</li> </ul>	
資源有効利用性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃焼中のプルトニウムの減少は少なく(10%以内)、エネルギーを生産しながらプルトニウムの貯蔵が可能。</li> <li>・軽水炉の高次プルトニウムを燃焼しやすいプルトニウム組成に変換できる。</li> </ul>	
安全性	・受動的な安全特性(炉停止と崩壊熱除去)による炉心損傷事故の回避	
環境負荷低減性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・10~30年間1バッチ(この間廃棄物なし)</li> <li>・MAやFPの消滅可能</li> </ul>	
核拡散抵抗性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・10~30年間燃料無交換(原子炉容器密封)</li> <li>・低除染MA入り燃料の利用により、核兵器への転用不可、またアクセス不可</li> </ul>	
新規市場性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模なインフラの整備されていない地域での分散電源、・島嶼での電源、</li> <li>・需要地近接立地の電源、</li> <li>・淡水製造、熱供給、</li> <li>・水素製造</li> <li>・プルトニウム燃焼炉としての利用も可能</li> </ul>	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	概念設計の段階は終了している。残された課題として、以下が挙げられる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・金属燃料炉心の安全性の実証</li> <li>・反射体(照射挙動、応答特性)の実証</li> <li>・環状大口径電磁ポンプの実証</li> </ul> 以上の課題について実証試験炉等で確認することにより商用化が可能。さらに、オプションとしてナトリウム-水反応事故がなく、かつコンパクトなSGの開発が課題として挙げられる。 <b>1号機設置までのマイルストーン</b> プロジェクト開始から最短約9年で商用炉1号機着工可能。 (許認可3年、実証試験炉建設2年、試運転・試験2年、型式認定2年)	
在来炉との役割分担	新規市場に対応(地域分散電源、海水淡水化、地域熱供給、等)	
資料番号	付2-3A	

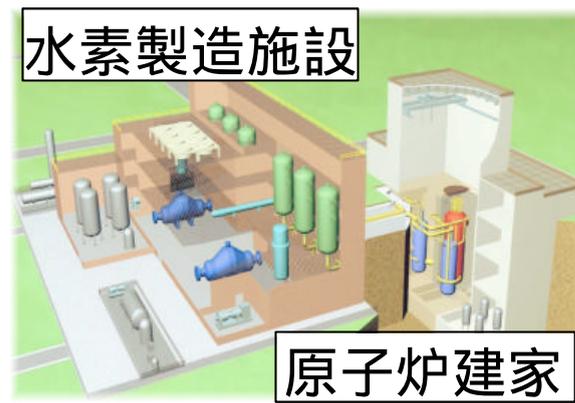
No.3a

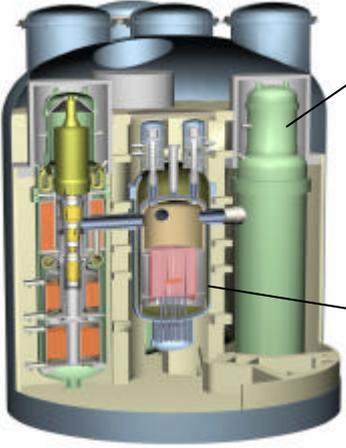
名称（略称）	中型鉛ビスマス冷却高速炉	
開発者	核燃料サイクル開発機構 / 日本原子力発電	
原子炉形式	鉛ビスマス冷却高速炉	
燃料サイクル形式	窒化物燃料サイクル (先進湿式法 / 簡素化ペレット法または金属電解法 / 簡素化ペレット法)	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	中間系削除によるシステムの簡素化を図り、経済性、保守性の向上を追求。自然循環冷却との適合性を活かした受動安全強化、漏洩対策設備の簡素化を図る。窒化物燃料では炭素14生成抑制のために窒素15を使用。Generation- 概念の一つである「鉛ビスマス冷却高速炉」に該当する。(材料の防食技術、冷却材不純物管理技術、晶析技術、高性能遠心抽出器、ソルトフリー技術、溶融塩電解技術、N-15濃縮・回収技術、窒化転換技術、TRU窒化物燃料製造技術)	
主な利用目的	大規模電源(モジュール化による)	
経済性	炉構造、冷却系の簡素化、SG配置合理化による物量削減、BOP設備合理化、所内負荷低減を図るとともに、燃料の高燃焼度達成により、将来軽水炉と同等の経済性ポテンシャルを有する。	
初期投資リスク	電気出力当たりの建設コストが低下するため現行軽水炉より低減可能。中型モジュール炉として建設し、初期投資リスクを低減することも可能。	
立地の柔軟性	現行軽水炉程度	
資源有効利用性	高燃焼度(15万MWD/t)を確保し、高増殖(増殖比1.2、倍增時間約36年)から低増殖、TRU燃焼までニーズに応じ柔軟に対応可能。	
安全性	多重性・多様性を有する炉停止系により十分な安全機能を確保。受動安全として自己作動型炉停止機構を採用。崩壊熱除去系は多重性を有し、受動的な自然循環方式。加えて、ドブプラ反応度、制御棒軸伸び等の固有安全により、ATWS時の高温静定も追及。	
環境負荷低減性	廃棄物の発生量の低減、廃棄物の毒性低減が可能。(HPの回収・分離・減容・変換、再処理量の低減、MAの分離・回収・燃焼により実現)	
核拡散抵抗性	低除染TRU燃料リサイクルにより、核兵器への転用困難。	
新規市場性	規制緩和されたグローバル市場における新規建設での原子力発電の新型火力に対する競争力奪還の期待あり。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	開発を要する要素技術としては、材料の防食技術、3次元免震、窒素15濃縮・高燃焼度窒化物燃料の開発、自然循環冷却実現性の確認が必要。現在は実用化戦略調査研究及び腐食試験を実施中。既存国産材料の炉構造材への適用見通しは2005年に得られる予定。開発期間は、2015年を目処に必要な技術体系を整備し、それ以降できるだけ早期の実用化を目指す。	
在来炉との役割分担	国内外における軽水炉リプレース等の需要に対応していく。環境保全(廃棄物発生量の低減、廃棄物の毒性低減)、資源高効率利用、ニーズに応じた柔軟な増殖性の確保、需給量に応じたPu利用に貢献。	
資料番号	付2-1C	

No.3b

名称(略称)	鉛ビスマス冷却長期燃焼小型固有安全炉(LSPR)	
開発者	東工大、ARTECH、三菱重工	
原子炉形式	鉛ビスマス冷却小型高速炉	
燃料サイクル形式	アクチノイドリサイクルまたはワンスルーサイクルFBR (大型CANDLEでは濃縮も再処理も1000年近く不要となる。)	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	鉛ビスマス高速炉体系での高中性子経済性を活用し、プラント寿命中燃料交換を必要としない長寿命燃焼炉心を達成する。CANDLE燃焼の実証を行うことにより、より優れた大型CANDLE炉(再処理や濃縮を必要としない)にもかかわらず40%の天然ウランまたは劣化ウランを利用できる)の試験炉の役割も果たす。	
主な利用目的	送電網の無い地域での利用、CANDLE燃焼の実証	
経済性	送電網の無いような地域ではいずれの他電源と比べてもより優れた経済性を示せる。	
初期投資リスク	小型であり投資リスクは比較的小さい。大型CANDLE炉のことも考慮すると、リスクに比べて期待値が極めて大きい。	
立地の柔軟性	僻地立地も都市隣接立地も可能で高い柔軟性をもつ。	
資源有効利用性	本炉では増殖を狙わないが、これに続く大型CANDLE炉は現在保有する劣化ウランだけで数100年運転できる。	
安全性	UTOP、ULOF、ULOHSといった事故に対して固有安全性を示す。冷却材は化学的に安定、沸騰もしない。燃料交換等高度な作業が無い。	
環境負荷低減性	運転地ではまったく環境に影響を与えない。大型CANDLE炉が実現したら必要最終処分場を1/10とできる。	
核拡散抵抗性	現地で燃料交換を行わないのですこぶるよい。また大型CANDLE炉が実現したら再処理も濃縮も不必要になる。	
新規市場性	小型炉なので分散電源や地域熱利用などさまざまな用途に利用できる。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	鉛ビスマスの研究にどれだけかかるかによるが、10年みておけば十分である。大型CANDLE炉は高燃焼度燃料の開発が必要で50年程度みておく必要がある。	
在来炉との役割分担	小型炉なので大型炉にできないことをする。 究極的にはワンスルーFBRによる使用済燃料リサイクル問題の解消。	
資料番号	付2 - 8A、付2 - 8B	

名称 (略称)	高温ガス炉 (ペブルベッド型) (PBMR*を例として記載) *Pebble Bed Modular Reactor	
開発者	南アフリカ PBM R社	
原子炉形式	高温ヘリウムガスタービン発電炉	
燃料サイクル形式	ワンスルー方式 (再処理せず、サイト貯蔵)	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	不活性、放射化しないヘリウムガス冷却材の採用 高温に耐えるセラミクス(SiC)被覆粒子燃料 ペブルベッド炉心による連続燃料交換 高効率を指向したクローズドサイクル・ヘリウムガスタービン	
主な利用目的	分散電源、またはモジュール複数設置による大型電源	
経済性	高い経済性を目標 PBMRの場合、建設費1000～1300\$/kWe (量産機) 主に、原子炉とヘリウムガスタービンから構成される直接クローズドサイクル採用によるシステム簡素化、高温による高効率化	
初期投資リスク	電気出力が約10万kWe級と小型であり、初期投資を小さくできる	
立地の柔軟性	送電網が未整備の地域では分散電源として適用可能。 また、モジュールをユニット化し、大型電源として適用することも可能。	
資源有効利用性	連続燃料交換を行うことにより、燃焼度を高め、有効にウラン資源を活用することを指向。現状、再処理を行う概念としていないが、被覆粒子燃料の脱被覆法が実証されれば、再処理の可能性もある。	
安全性	低炉心出力密度、大きな負の温度反応度係数、黒鉛構造物による高熱容量・安定性、セラミクス被覆粒子採用による1600℃までのFP保持機能等、高い安全性を有する。	
環境負荷低減性	サイト内貯蔵を考慮しており、環境への影響を軽減している。	
核拡散抵抗性	サイト内でのワンスルーサイクルであり再処理過程でのプルトニウム抽出過程がないこと、使用済燃料からの核燃料抽出には脱セラミクス被覆技術が必要であること等、核拡散抵抗性が高い。	
新規市場性	建設費目標を達成できれば、高い経済性及び立地の柔軟性から、原子力発電の新規市場を開拓できる可能性は十分あり	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	PBMRについては、南アフリカ政府の建設許可を取得後、南アに2003年着工、2007年頃運転開始の予定で計画を推進中。	
在来炉との役割分担	分散電源としての適用性あり	
資料番号		

名称 (略称)		高温ガス炉	水素製造用高温ガス炉
開発者	日本原子力研究所 (GTHTTR300 等) 富士電機、他 (GT-MHR)		
原子炉形式	黒鉛減速ヘリウム冷却型熱中性子炉 (プリズマティック炉心)		
燃料サイクル形式	燃料被覆層を除去の後、既存軽水炉と同様の湿式再処理。		
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	高い安全性を有しつつ、高い経済性を達成可能。水素製造等の多様なエネルギー供給が可能。多様な燃料利用に対応可能及び燃料の高燃焼度化が可能。キーとなる要素技術として、HTTR (高温工学試験研究炉) 安全性実証試験等の HTTR を用いて確立される原子炉技術、原子炉出口冷却材温度 850 で 45% の熱効率、950 で 50% の熱効率が可能な直接サイクルヘリウムガスタービン技術、水と核熱だけから水素を製造する熱化学法 IS (ヨウ素/硫黄) プロセス技術。		
主な利用目的	発電、水素製造等の高温熱利用		
経済性	発電コスト約 4 円/kWh が可能。水素製造単価は、従来の化石燃料水蒸気改質法 (二酸化炭素の処理処分費を含めて計算) の約 7 割が可能。		
初期投資リスク	発電用高温ガス炉で約 500 億円 (現行軽水炉の約 1/6)。		
立地の柔軟性	現行軽水炉のリプレイス及び新規立地に対応。需要地近接立地が可能。		
資源有効利用性	高熱効率、高燃焼度により、単位電気出力あたりのウラン使用量を低減可能。		
安全性	簡素な安全設備で現行軽水炉と同等以上の安全性を確保。		
環境負荷低減性	ウラン使用量低減に伴う使用済燃料の低減。高い熱利用率による排熱量の低減。少ない液体廃棄物。二酸化炭素排出量低減。		
核拡散抵抗性	使用済燃料中の核分裂性プルトニウムの割合を低減可能。		
新規市場性	他電源に優る高い経済性による発電市場への参入が可能。燃料電池自動車での大量需要が予測される水素市場の開拓が可能。		
実用化時期 (1号基設置までのマイルストーン)	発電用高温ガス炉の要素技術開発、概念設計・経済性評価に引き続き、2010年代の実用化。 HTTR 水素製造システム実証試験を2008年開始、熱化学法 IS プロセスを2004年度まで工学基礎試験、2010年度までベンチ規模試験、その後、改良型発電用高温ガス炉の実用化、実証高温ガス炉プラント建設に引き続き、2020 - 2030年代の水素製造用高温ガス炉の実用化。		
在来炉との役割分担	需要に対する柔軟性の高い発電炉。水素製造等の高温熱利用。		
資料番号	付2 - 6A、付2 - 4B		

名称 (略称)	大型ヘリウムガス冷却高速炉	
開発者	核燃料サイクル開発機構 / 日本原子力発電	
原子炉形式	ヘリウムガス冷却高速炉	
燃料サイクル形式	窒化物燃料サイクル (脱被覆技術 + 先進湿式法またはフッ化物揮発法 / 湿式ゲル化燃料粒子製造 + 被覆技術)	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	ヘリウムガスタービンを採用し高熱効率の直接サイクル発電。高温熱源、高熱効率による原子力利用拡大。窒化物燃料では炭素14生成抑制のために窒素15を使用。Generation- 概念の一つである「ガス冷却高速炉」に該当する。(高温・高中性子照射場での高燃焼度燃料被覆材・集合体の開発、通常運転時・事故時の除熱特性評価、高温ガスタービンの開発、窒素15濃縮・回収技術、窒化転換技術、ゲル化法による大粒径TRU窒化物燃料製造技術、燃料被覆及び脱被覆技術、廃棄物発生量低減技術。)	
主な利用目的	大規模電源、高温熱源としての利用	
経済性	高温・高効率、燃料の高燃焼度達成による現行軽水炉を上回る経済性ポテンシャルを有する。良好な保守・補修性により運転コスト低減化のポテンシャルを有する。	
初期投資リスク	電気出力当りの建設コストが低下するためリスクの低減化可能。	
立地の柔軟性	現行軽水炉程度。	
資源有効利用性	高熱効率による核分裂エネルギーの有効活用。高燃焼度 (炉心平均10～15万MWD/t)を確保し、高増殖 (増殖比1.1以上)から低増殖、TRU燃焼までニーズに応じ柔軟に対応可能。	
安全性	多重性・多様性を有する炉停止系により炉心損傷発生頻度を低減。また、崩壊熱除去系は多重性を有するとともに、自然循環性能を強化する。さらに減圧事故にスクラム失敗を重畳させた事象にも、自然循環冷却により事故終息が可能となる高い受動安全性を確保できるポテンシャルを有する。	
環境負荷低減性	廃棄物の毒性低減が可能。(FPの回収・分離・減容・変換、MAの分離・回収・燃焼により実現)	
核拡散抵抗性	低除染TRU燃料リサイクルにより、核兵器への転用困難。	
新規市場性	規制緩和されたグローバル市場における新規建設での原子力発電の新型火力に対する競争力奪還の期待あり。また、高温熱源としての利用に新規市場への参入の可能性。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	開発を要する要素技術としては、被覆粒子型窒化物燃料 (窒素15濃縮技術を含む)、脱被覆を含む再処理技術、受動的炉停止機構・高温ガスタービン (1軸型)の開発が必要。現在は実用化戦略調査研究でプラント概念検討を実施中。開発期間は、2015年を目処に必要な技術体系を整備し、それ以降できるだけ早期の実用化を目指す。	
在来炉との役割分担	国内外における軽水炉リプレース等の需要に対応していく。環境保全 (廃棄物発生量の低減、廃棄物の毒性低減)、資源高効率利用、ニーズに応じた柔軟な増殖性の確保、需給量に応じたPu利用に貢献。	
資料番号	付2 - 2B	

<p>名称 (略称)</p>	<p>小型 BWR</p>	
<p>開発者</p>	<p>(株)東芝、 (株)日立製作所</p>	
<p>原子炉形式</p>	<p>BWR</p>	
<p>燃料サイクル形式</p>	<p>酸化物燃料 (UO<sub>2</sub>, MOX); 湿式 (Purex) 再処理燃料、 乾式再処理燃料も可能</p>	
<p>特徴または独自性 (キーとなる要素技術)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・超長期運転サイクル (濃縮U, 低減速炉心)</li> <li>・大幅簡素化設計 (原子炉・タービン建屋合理化構造、静的安全他)</li> <li>・標準化モジュール工場生産 + 短工期</li> <li>・静的安全系の採用、シビアアクシデント対応</li> </ul>	
<p>主な利用目的</p>	<p>発電炉</p>	
<p>経済性</p>	<p>小型 (30万kW級) で他電源 / 大型炉並みの経済性を達成</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大幅簡素化・コンパクト設計</li> <li>・標準化モジュール工場生産 + 短工期</li> </ul>	
<p>初期投資リスク</p>	<p>小型化 (30万kW以下) により初期投資リスクを軽減</p>	
<p>立地の柔軟性</p>	<p>需要に柔軟に対応し、既存送電設備への負荷を軽減した出力規模</p>	
<p>資源有効利用性</p>	<p>標準炉心を低減速BWR炉心に置き換えPuへの転換する能力あり。これにより資源有効利用が可能である。</p>	
<p>安全性</p>	<p>静的もしくは動的 + 静的のハイブリッド安全系、インベント増加、IVR性向上等、わかりやすく必要十分な安全設備。</p>	
<p>環境負荷低減性</p>	<p>超長期運転サイクルの場合は使用済燃料発生量の低減、簡素化・コンパクト化により廃棄物量削減、船殻構造によりデコミ廃棄物低減</p>	
<p>核拡散抵抗性</p>	<p>超長期サイクル化では燃料交換頻度を低減し、リスクを低減</p>	
<p>新規市場性</p>	<p>温度が280 のため、発電以外では、熱供給 / 海水淡水化への適用が考えられる</p>	
<p>実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計 : 概念設計 (~ '03年), 基本設計 (04 ~ '08年)</li> <li>・建設 : 調査 準備 (~ '10年), 建設 試運転 (~ '14年), 運開 ('15年)</li> <li>・開発 : 試験 (~ '10年)</li> </ul>	
<p>在来炉との役割分担</p>	<p>分散型立地、需要地近接立地、需要増加への綿密対応、発展途上国輸出</p>	
<p>資料番号</p>	<p>付2 - 9C</p>	

No.6b

名称 (略称)	一体型モジュール軽水炉(IMR)	
開発者	三菱重工業/京大/電中研/原電	
原子炉形式	軽水減速軽水冷却 熱中性子炉	
燃料サイクル形式	軽水炉に適用可能な再処理方法による	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	蒸気発生器を内蔵し、1次冷却材ポンプを削除した一体型自然循環の原子炉である。炉心発生熱は、液相部蒸気発生器と気相部蒸気発生器とによるハイブリット熱移送システムで除熱する。事故時には燃料破損は生ぜず、また炉心冷却は、外部支援不要な自立型静的安全系で行う	
主な利用目的	大規模電源、分散型電源	
経済性	設備簡素化(一体型原子炉、自立型静的安全系等)、標準化等による合理化で大型炉並の経済性を達成。	
初期投資リスク	大型炉並の経済性を達成する小型炉(30万kWe)であり、電力需要の伸びの低迷と大規模投資のリスク回避に対して、電力需要に柔軟に対応できて初期投資リスクを抑えられる。	
立地の柔軟性	小型炉は、電力需要に柔軟に、また大容量送電設備のない立地場所に建設可能である。	
資源有効利用性	現行PWR並。	
安全性	一体型自然循環炉により燃料露出事故の排除、外部支援不要な自立型静的安全系を採用。	
環境負荷低減性	現行PWR並。	
核拡散抵抗性	現行PWR並。	
新規市場性	電力需要の伸びの低迷と大規模投資のリスク回避から大型発電プラントの建設が困難な状況下では、電力需要に柔軟に対応できて投資リスクの小さい経済的な小型炉が新たな市場となる可能性がある。また、自立型静的安全系を採用した小型炉は、経済発展途上国での経済的で取扱い容易な中小型炉とのニーズに合致している。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	実用化済みの軽水炉技術に立脚しており、また基本概念は検討済みである。キー技術である原子炉の一体化と自立型静的安全系の技術開発は、経産省公募研究で2001～2004年度に実施。2010年代での1号炉の設置を目指す。	
在来炉との役割分担	分散型電源(立地場所、建設時期、資金の分散)としてニーズへ対応	
資料番号		

名称 (略称)	分散型小型炉	<p>図 分散型小型炉の概念 (熱供給炉の場合)</p>
開発者	日本原子力研究所	
原子炉形式	軽水冷却軽水減速熱中性子炉 (簡素化一体型炉)	
燃料サイクル形式	現行の湿式再処理、今後開発される方式に柔軟に対応。	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	大型炉では実現が難しい事故発生確率の大幅低減及び受動的安全性の向上により高い安全性を有する一体型炉 / 内装型制御棒駆動装置の採用、浄化系及び体積制御系の排除による原子炉容器貫通配管の大幅削減、受動的な炉停止、炉心冠水及び崩壊熱除去等。一次系に自己加圧・自然循環方式採用の一体型炉により、原子炉系統・機器の大幅簡素化。	
主な利用目的	冷暖房等の民生用熱供給用、離島等の小規模発電、海水淡水化等	
経済性	簡素化一体型炉として、小型化、系統・機器の簡素化、長期運転炉心、運転・保守の簡素化、放射性廃棄物の低減化、量産化等により、小型炉のスケールデメリットの克服を図っている。	
初期投資リスク	小型炉、系統・機器の簡素化、モジュール化等により投資リスク小。さらに、工場生産、量産化、増設の柔軟性等によりリスクの低減化可能。	
立地の柔軟性	陸上立地のほか、ビルの地階、大深度地下、バージ搭載等、柔軟性大	
資源有効利用性	発電と熱利用の組み合わせ、あるいは熱利用のカスケード利用システムにより熱利用効率の向上を図り、資源の有効利用に貢献。	
安全性	事故発生確率の大幅低減及び受動的安全性の向上を図り、高い安全性を有する原子炉 / 需要地近接立地可能性大。大深度地下空洞等の革新的な原子炉立地による事故時住民退避不要への貢献。	
環境負荷低減性	熱利用効率の向上によるウラン資源減少に伴う使用済み燃料の減少	
核拡散抵抗性	長期運転による燃料交換間隔大。専用工場での燃料交換。	
新規市場性	都市の再開発、地震防災、快適な街作りへの地域熱供給の利用。離島、遠隔地での安定したエネルギー源供給。途上国での小規模発電、海水淡水化等のグローバル市場。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	軽水炉技術に立脚しているため、技術開発要素は小。利用ニーズの絞込み後、システムの最適化、法規との整合性確認、基本設計、パイロットプラント建設、総合的な性能確認後に実用プラント建設。実用時期は技術面より利用ニーズの確定、需要地住民の受容性確保に依存 / 10年以内可能。	
在来炉との役割分担	大型原子炉による発電以外の原子力エネルギー未利用分野での多様な利用。	
資料番号	付2 - 6B	

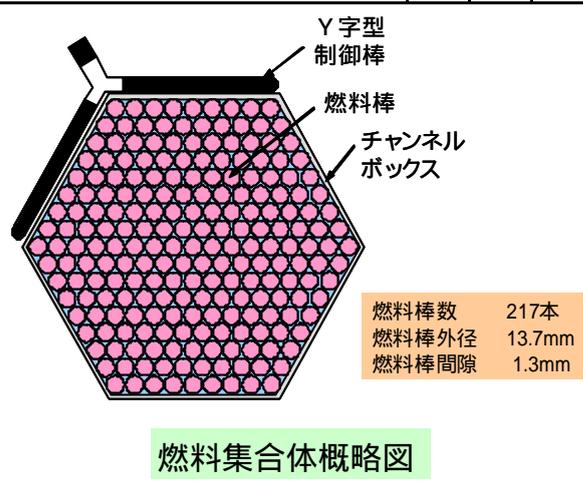
No.7a

名称 (略称)	超臨界圧軽水冷却炉 (SCR)	
開発者	東京大学/ (株)東芝/ (株)日立製作所	
原子炉形式	超臨界圧軽水冷却熱中性子炉 / 高速炉	
燃料サイクル形式	酸化物燃料 (UO <sub>2</sub> , MOX); 湿式 (Purex)再処理燃料、乾式再処理燃料も可能	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気の超臨界圧化</li> <li>・炉内構造の簡素化(対 BWR)</li> <li>・主蒸気系の簡素化(対 PWR)</li> <li>・BOP 機器の小型化</li> </ul>	
主な利用目的	発電炉	
経済性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・既存軽水炉・超臨界圧火力技術の適用により開発コスト低減</li> <li>・主要機器の簡素化・小型化により建設コスト低減</li> <li>・現行軽水炉の約 28% 増しの高い熱効率により建設・運転コスト低減</li> </ul>	
初期投資リスク	建設コスト低減し、初期投資リスク減	
立地の柔軟性	需要に柔軟に対応し、既存送電設備への負荷を軽減した出力規模	
資源有効利用性	超臨界圧水の高い冷却能力により、稠密炉心の高速炉設計も可能。Pu 転換比の向上により資源有効利用が可能である。	
安全性	高い実績を持つ従来軽水炉の安全系構成を基本に、静的安全系の導入も可能であり、安全性に優れる。	
環境負荷低減性	プラント熱効率の向上により単位発電量あたりの使用済み核廃棄物を削減可能。コンパクトなプラント構成により、廃炉後の廃棄物も減少。	
核拡散抵抗性	使用済み核廃棄物の低減により核拡散抵抗性が向上。	
新規市場性	高い冷却材温度を利用し、水素製造や高品質化石燃料の製造が可能であり、これらの市場への進出が見込める。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計: 概念設計 (~'05 年), 基本設計 ('06 ~ '10 年)</li> <li>・建設: 調査・準備 (~'15 年), 実証炉建設・試運転('15 年 ~), 運開('20 年)</li> <li>・開発: 試験 (~'10 年)</li> </ul>	
在来炉との役割分担	在来炉より発電性能やコストで優位である。また小型炉から在来炉並みの出力まで幅広い出力ラインナップをカバーすることや、さらには高速炉設計も可能である。したがって、在来炉の役割をそのまま担う他、小型炉や高速炉の担うべき役割を分担することも可能。	
資料番号	付 2 - 5A	

No.7b

名称 (略称)	高温高性能軽水冷却高速炉 (超臨界圧軽水冷却高速炉)	
開発者	東京大学	
原子炉形式	軽水冷却高速中性子炉	
燃料サイクル形式	混合酸化物 (MOX) 燃料サイクル (湿式或いは乾式の低除染再処理にも対応可能)	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	冷却水エンタルピーが高いため炉心流量が軽水炉の1/8で稠密燃料格子の高速炉心と適合性がよく高速炉の高出力密度の特徴を生かせる。冷却水出口密度は0.1g/cc以下 (沸騰水型軽水炉の1/3) で増殖性がよい。熱中性子炉と同じ原子炉系、プラント系で高速炉が可能。	
主な利用目的	発電炉、プルトニウム多重リサイクル、燃料の増殖	
経済性	高出力密度のため同じ原子炉容器で熱中性子炉より高出力がだせるのでMOX燃料が適切な価格で得られれば熱中性子炉に勝る経済性のある高速炉という永年の夢を実現できる可能性。	
初期投資リスク	300Mwe 1700Mwe級の設計で市場の要求に合った投資規模を実現	
立地の柔軟性	需要動向 / 既存送電設備に合った出力規模	
資源有効利用性	プルトニウムの増殖によるウラン資源の有効利用。プルトニウムマルチリサイクルによる安定した長期エネルギー供給が可能。	
安全性	高い実績を持つ従来軽水炉の安全系構成を基本に受動的安全系の導入も可能であり安全性に優れる。	
環境負荷低減性	プルトニウム多重リサイクルによる使用済燃料蓄積量の低減。熱効率の向上による電気出力当りの廃棄物量と温排水量の低減、プルトニウムと超ウラン元素をまとめた全アクチニドリサイクルも可能。	
核拡散抵抗性	使用済燃料の低減により核不拡散抵抗性向上	
新規市場性	高温超臨界水の化学物質分解性能によりタール等の低品位化石燃料から不純物を除去し、水素や高品質化石燃料製造が可能。触媒を利用して低品位炭化水素より水素製造可能。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	・設計 : 概念設計 (~ '05年) 基本設計 ('06~ '10年) ・建設 : 調査・準備 (~ '15年) 実証炉建設・試運転 ('15年~) 運開 ('20年) ・開発 : 試験 (~ '10年)	
在来炉との役割分担	現在軽水炉の使用済燃料を使用しつつ、新設と既建設替えへ対応する。ウラン輸入への依存のないエネルギーセキュリティの早期実現を目標	
資料番号	付2 - 5B	

No. 8a

名称 (略称)	BWR型低減速スペクトル炉	
開発者	原研 / 原電 / 日立 / 東芝	
原子炉形式	軽水冷却高速中性子炉	
燃料サイクル形式	MOX燃料サイクル (湿式或いは乾式の低除染再処理にも対応可能)	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	MOX燃料サイクルによるプルトニウム多重リサイクルが可能。余剰プルトニウムを持たないプルトニウムの有効利用。プルトニウムの増殖によるウラン資源の有効利用に基づく長期的なエネルギー安定供給の実現。プルトニウムの多重リサイクルによる使用済燃料蓄積量の低減。	
主な利用目的	基幹電源、プルトニウム多重リサイクル、燃料の増殖	
経済性	現行軽水炉と同程度の経済性が期待でき、さらに再処理等のサイクルコストの低減や小型炉の量産効果による建設費の低減により他電源に勝る経済性達成の可能性を有する。	
初期投資リスク	300MWe級～1700MWe級の設計を実現し、市場の要求に合った投資規模を実現可能。	
立地の柔軟性	需要動向 / 既存送電設備に合った大小の出力規模を実現可能。	
資源有効利用性	プルトニウムの増殖によるウラン資源の有効利用に基づく長期的なエネルギー安定供給を実現可能。(MOX燃料サイクルの使用)	
安全性	現行軽水炉と同程度以上の安全性の確保が可能。今後、受動的安全設備の導入も可能。	
環境負荷低減性	高速中性子炉のため、熱中性子炉に比べTRU生成量が少。プルトニウムの多重リサイクルによる使用済燃料蓄積量の低減可能。	
核拡散抵抗性	MOX混合転換や低除染再処理により実現可能。	
新規市場性	本炉概念の中で、転換比は1をやや下回るものの10年程度燃料交換不要の超長寿命炉も可能であり、途上国輸出向け新産業創出も可能。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	炉概念を構築し、その成立性を計算により確認済み。実用化への課題としては、稠密炉心の除熱性能の確認、核設計精度の確認及び燃料の照射特性の確認が必要。今後15年程度の開発において、試験炉等による照射特性確認を経て2020年頃の1号機実現を目指す。それまでの早期実現可能な革新的PUREX再処理による燃料サイクルを使用する。	
在来炉との役割分担	導入後100年程度の期間、次世代軽水炉等のウラン燃料炉と共存しつつ、プルトニウム供給量に応じて順次導入を拡大して行く。	
資料番号	付2 - 6B、付2 - 7A、付2 - 9B	

No.8b

名称 (略称)	リサイクルPWR(RPWR)	
開発者	三菱重工業 / 原研 / 原電	
原子炉形式	重水減速重水冷却 高速中性子炉	
燃料サイクル形式	現状の湿式再処理, 今後開発される方式に柔軟に対応。	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	重水素の優れた中性子反応特性をPu燃料の増殖に振り向け, 現行Na-FBRと同等な燃料リサイクル性能を達成しつつ, 現行軽水炉と同等な安全性・信頼性を維持。	
主な利用目的	大規模電源 / 分散電源とPu燃料増殖炉	
経済性	重水コストを除けば現行軽水炉と同等。製造コストが現行の約1/20 ~ 1/50となる重水製造技術が開発されつつあり, 将来的には重水コストの問題は解消される可能性がある。	
初期投資リスク	現行軽水炉と同等。	
立地の柔軟性	現行軽水炉と同等。	
資源有効利用性	Pu増殖炉であり, 天然ウランを消費することなくPuマルチリサイクルによる安定した長期エネルギー供給が可能。	
安全性	現行軽水炉技術の範囲で現行軽水炉と同等の安全性を確保。	
環境負荷低減性	長寿命放射性廃棄物の消滅。(使用済燃料中のMAを全て燃料として炉心に再装荷できるため燃料サイクル外へのMA排出が無)	
核拡散抵抗性	現行軽水炉と同等であり, 低除染再処理との組合せで更に向上。	
新規市場性	現行軽水炉と同等であるが, 化石燃料及び天然ウランの省資源化に向けては市場性大。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	プラント設計はPWR技術の適用が可能で, 炉心核・熱水力設計及びLOCA時の設計成立性見通しは評価済み。重水及びトリウム取扱はATR・CANDU技術の適用が可能。今後開発すべき技術要素の大部分は次世代軽水炉に対する技術開発の適用が可能。実証試験を中心とした開発期間は今後15年程度を目処に, 2030年代初めに1号炉の設置を目指す。	
在来炉との役割分担	現行軽水炉と共存を図り, FBRサイクル実現までの間の新設、既設建替えへ対応。	
資料番号	-	

名称 (略称)	加速器駆動核変換システム (ADS)	
開発者	日本原子力研究所	
原子炉形式	液体重金属冷却未臨界高速中性子炉	
燃料サイクル形式	マイナーアクチニド窒化物燃料 高温化学再処理 (乾式再処理)	
特徴または独自性 (キーとなる要素技術)	陽子加速器を用いた核破碎中性子源で、未臨界体系の核分裂連鎖反応を維持。核破碎ターゲットと冷却材に、ナトリウムに比べて化学的に安定な鉛ビスマス融合合金を使用。窒化物燃料はマイナーアクチニド (MA) の安定性に優れる。	
主な利用目的	長寿命放射性廃棄物 (MA 及び核分裂生成物の一部) の核変換	
経済性	発電して加速器に給電するため、エネルギー収支は正。ADSを含んだ分離変換サイクル導入は、FBRによる核変換と同等で、電力料金を5~10%増加させるとOECDが試算。	
初期投資リスク	熱出力800MWのADS 1基で電気出力1GWのLWR約10基分のMAを核変換できるため、発電用核燃料サイクルに比べて規模が小さい。	
立地の柔軟性	導入規模が小さいため、再処理工場に隣接して、群分離プラント、燃料製造・処理プラント、ADSを一体として建設できる。MAを分散させずに集中的に管理することが可能であり、燃料輸送の負担を低減する。	
資源有効利用性	廃棄物から、エネルギーを取り出しながら核変換する技術である。	
安全性	陽子ビームの停止により、即座に深い未臨界状態に移行できる。	
環境負荷低減性	再処理後100年以降の長期にわたって放射性毒性を支配するMAを約1/200に低減できる。	
核拡散抵抗性	燃料は放射能及び中性子放出が強いため、核兵器に転用されにくい。	
新規市場性	加速器による新たな産業の創出が期待される。トリウム燃料を使ったシステムや、エネルギー生産の手段として発展の可能性がある。	
実用化時期 (1号機設置までのマイルストーン)	現状は、概念検討と実験室規模の要素技術開発段階である。大強度陽子加速器プロジェクトにおいて、未臨界炉心技術、核破碎ターゲット技術、超伝導加速器技術などの課題に対して成立性の検証と工学データの取得を行い、2020年頃には実験炉規模ADSを建設する。その運転経験を経て、地層処分が具体化する2030年頃の実用化を目指す。	
在来炉との役割分担	在来炉は発電を主目的とし、安全性及び経済性の向上を目指す。ADSは、効率の良い核変換を目指した専用システムである。	
資料番号	付2 - 6D	

#### 4.革新的原子力システム開発の新しい国際連携を目指して

原子力開発利用を進めるに当たっては国際的な視野に立って取り組むことが不可欠であることから、ここでは、革新的原子力システムの研究開発において我が国主導の国際連携を積極的に推進することの必要性、国が国際プロジェクトへの参加を積極的に評価し環境の整備を行うことの重要性及び実用化を目指した国際連携を進めるに当たり考慮すべき視点について記述した。

##### 4.1 世界をリードする研究開発による国際連携の推進

我が国は軽水炉を中心として世界最高レベルの原子力発電の技術や産業のインフラを有しており、革新的原子力システムの研究開発においても、原子力長期計画にも言及のあり、世界を主導する役割を果たす必要がある。

一方、我が国はエネルギー資源のほとんどを輸入に頼っているという国情から、原子力先進国の中でも、比較的大きな開発計画と研究予算により原子力の研究開発利用を着実に推進してきた。そのため、特に高速増殖炉研究などのポテンシャルは大きい。

したがって、我が国主導の国際連携を行うには、国際的にリードすると評価されている日本オリジナルの有力テーマを核として、革新的原子力システム及び共通する要素技術開発の枠組みを提唱、推進することが考えられる。

また、革新的原子力システムの研究開発を国際的な連携により実施する場合、個々のシステムにおいて、技術的進展度、世界への貢献、開発の進捗度、更には国際連携による副次的効果等の観点から、総合的にメリットがデメリットを上回るように国際連携を実施することが必要である。

##### 4.2 国際プロジェクトへの取組み

世界的な革新的原子力システム開発の枠組みとして、米国DOE提唱のGIFやIAEA提唱のINPROにおいて開発候補概念、研究開発計画、要求事項などの検討が進められている。

GIFにおいて選定されたコンセプトの多くは、将来の核燃料サイクルの確立を前提としたものであり、我が国の核燃料サイクル政策とも整合するものである。その技術評価の中で議論されてきた技術のいくつかは我が国が提案したものであり、我が国は関連する試験施設や試験炉など多くのインフラを保有している。

したがって、研究開発に当たっては、国際プロジェクトへの参加を促進するため、個別テーマや要素技術毎に海外の研究機関と相互に協力できるよう海外の研究機関と連携することを行政が支援する、あるいは海外との連携を積極的に評価する等の柔軟な仕組みを構築することが重要である。

##### 4.3 実用化に向けた取組み

グローバル化、電力市場の自由化の動きが不可避な時代にあっては、原子力だけが、国際的な技術としての評価や競争の洗礼を受けずにあり続けることはできない。いずれ我が国の原子力市場にも海外の企業が単独あるいは国内企業と連携し参入してくるであろう。また、逆のケースを考えなければならない傾向も一段と強まる。

研究開発が試験炉、実証炉と進むに従い、国際協力の形態も変化していくと考えられるが、ひとつのビジネスモデルとしては南アフリカ国営電力ESKOM社によるPBMR計画がある。同計画においては、複数の企業からの出資を受け成立性の評価を行い、その成果に基づいて実証炉を兼ねた商業炉初号機を作る予定である。このように、国際的に民間資金を集めつつ、多数基建設による事業の展開を図るビジネスモデルもある。

したがって、実用化（あるいは事業化評価を踏まえた上での実証試験）に向けては、日本から開発・実用化と国際連携のプランを世界に提示し、技術、資金を募集して、またそのような仕組みの成立性を評価して、国際的な分担の枠組みで推進することが考えられる。

## 今後の課題

将来的には、本報告書においてコンセプトブックとしてまとめられた概念をはじめとする各種の革新的原子力システムが開発される際には、今後の経済社会の情勢の変化や国民の求める社会的ニーズの動向を見極めつつ、個々のシステムの技術的特徴や実現可能性などを判断した上で、原子力委員会が国として重点的に開発すべきシステムの考え方について整理していくことになるが、そのための考え方について検討を行うことが必要である。その一方で、それぞれの開発者は、国の公募型研究制度を利用しつつ、そのシステムに最もふさわしい体制によって研究開発を進めることとなる。

また、原子力委員会においては、革新的原子力システムの研究開発を促進するため、以下の項目について更に検討を進めていくことが必要である。

### (1) 産学官の連携を中心とした研究開発のあり方

厳しい経済状況の下、限られた資金、人材を投じて研究開発を効果的・効率的に実施するためには、産学官がそれぞれの役割を明確にした上で、有機的に連携を保ちつつ進めることが重要となる。そのため、産学官の緊密な連携を実施するための研究開発のあり方について検討を行う。特に、民間企業における革新的原子力システムの実用化を促進するとの観点から、国の研究機関、大学などにおける研究開発の進め方に着目することが重要である。

### (2) 世界をリードするための国際展開のあり方

革新的原子力システムの研究開発を進めていくに当たっては、諸外国の研究開発と連携していくことが必要であるが、その際に、原子力の研究開発においては、我が国の研究開発活動が世界的水準から見ても活発であることを踏まえると、我が国がリーダーシップを取って進めていくことが期待される。そのための、国際展開のあり方について検討を行う。

## 参 考

革新炉検討会の設置

審議経過

## 革新炉検討会の設置

### 研究開発専門部会革新炉検討会の設置について

平成 13年 10月 9日  
原子力委員会  
研究開発専門部会

#### 1.目的

原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」に基づき、革新炉分野における研究開発の着実な推進を行うため、研究開発専門部会の下に、革新炉検討会（以下、「検討会」という）を設置し、調査審議を行う

#### 2.調査審議事項

- (1)革新炉研究開発の方向性（先進核燃料サイクル研究開発を含む）と開発の進め方に関する事項
- (2)革新炉に関する国際的研究協力に関する事項
- (3)高速増殖炉「実用化戦略調査研究」についての進捗状況のフォローアップに関する事項
- (4)その他

#### 3.検討会の構成

別紙のとおりとする。

#### 4.検討の進め方

検討会における議事は、原則として公開とする。ただし、検討会が議事を公開しないことが適当であると判断したときは、この限りでない。

#### 5.その他

- (1)検討会の座長は、必要があると認めるときは、部会長と協議の上、調査審議の結果について、原子力委員会に直接報告することができるものとする。
- (2)その他検討会の運営に必要な事項については、検討会で定める。

(別紙)

研究開発専門部会 革新炉検討会構成員

原子力委員

竹内 哲夫 研究開発専門部会 主任原子力委員 部会長  
藤家 洋一 研究開発専門部会 主任補佐原子力委員

参与

秋山 守 財団法人エネルギー総合工学研究所 理事長  
清水 彰直 財団法人若狭湾エネルギー研究センター 主幹客員研究員

専門委員

相澤 清人 核燃料サイクル開発機構 理事  
饗場 洋一 三菱重工業株式会社 特別顧問  
井上 正 財団法人 電力中央研究所 狛江研究所研究参事  
兼 金属燃料乾式リサイクルプロジェクトリーダー  
大瀬 克博 富士電機株式会社 取締役  
(座長) 岡 芳明 東京大学工学系研究科附属原子力工学研究施設 教授  
小川 益郎 日本原子力研究所 大洗研究所 核熱利用研究部 次長  
佐々木 則夫 株式会社東芝 電力システム社 原子力技師長  
鈴木 聖夫 核燃料サイクル開発機構 客員研究員 (第3回まで)  
関本 博 東京工業大学原子炉工学研究所教授  
早田 邦久 日本原子力研究所 理事  
平井 啓詞 日本原子力発電株式会社 取締役研究開発室長  
松井 一秋 財団法人エネルギー総合工学研究所  
プロジェクト試験研究部部長  
山下 淳一 株式会社日立製作所 原子力事業部主管技師長

(平成14年11月現在)

## 審議経過

### 研究開発専門部会 革新炉検討会の審議経過

#### 第1回 平成14年1月10日(木)

- 議題 (1) 革新炉検討会の当面の進め方について(検討用たたき台)  
(2) 革新炉に係る関係省庁の取り組みについて  
(3) 内外の革新炉研究開発について  
(4) 革新炉概念の整理と検討  
(5) その他

#### 第2回 平成14年2月14日(木)

- 議題 (1) 第4世代原子力システムの開発に係る取り組みについて  
(2) 革新炉概念の整理と検討  
(3) 革新炉概念に係る論点整理  
(4) その他

#### 第3回 平成14年3月13日(水)

- 議題 (1) FBR サイクル実用化戦略調査研究について  
(2) 革新炉概念の整理と検討  
(3) 革新炉概念に係る論点整理  
(4) その他

#### 第4回 平成14年4月22日(月)

- 議題 (1) 革新炉概念の整理と検討  
(2) 革新炉概念に係る論点整理  
(3) その他

#### 第5回 平成14年5月29日(水)

- 議題 (1) 革新炉概念の整理と検討  
(2) その他

#### 第6回 平成14年6月18日(火)

- 議題 (1) 革新炉検討会報告書(案)について  
(2) その他

#### 第7回 平成14年11月7日(木)

- 議題 (1) 革新炉検討会報告書(案)パブリックコメントの結果について  
(2) 今後の検討課題について  
(3) その他

## 付録 1

### 各国の動向

#### 1. はじめに

欧米においては、電力自由化の進展に伴い、電気事業も市場競争に耐えられる体力が必要となり、生き残りかけた吸収、合併などの再編が進められている。また、原子力発電は、総発電量に占める割合が、EU全体で約35%、米国で約20%と、欧米においてもほぼ基幹電源の地位を確保している。しかし、スリーマイル島及びチェルノブイリ事故等による原子力反対運動の活発化、電力自由化による電気事業者の短期採算性の重視などにより、原子力発電所の新規建設の停滞傾向が顕著となり、大幅に縮小した市場の中で、ここ数年来原子力プラント供給産業においても生き残りかけた再編が行なわれてきた。

このような中で、自由化市場環境下においても、競争力をもつ原子力プラントの開発、原子力技術維持のための革新炉技術開発、社会的受容性を高め世界標準となり得る革新的原子力システムの開発などが、各国及び国際協力の枠組みの中で進められている。

本付録では、欧米における電力事業、原子力産業の再編の状況及び、海外における革新的原子力システムの開発状況をまとめた。

#### 2. 電力・原子力産業の再編

##### 2.1 電力事業の再編

EUにおける電力自由化は、1999年以来各国での国内法化により、徐々に小口需要まで範囲が拡大されつつある。自由化に伴う市場競争の激化により、ヨーロッパではここ数年来、大規模な電力・エネルギー産業の再編が進められている(図1参照)。多数の電力事業者が並立していたドイツでは、大部分がRWE社、E.ON社など4グループに統合された。さらに、これら4グループのうち、HEW社などのグループには、スウェーデンの国営電力ヴァッテンファル社が出資し、EnBW社にはフランスの国営電力EDF社が出資しており、またEDFは英国の電力会社を買収するなど、国境を越えた再編が進んでいる。このような動きのもとに、欧州全域は、EDF社(仏)、RWE社(独)、E.ON社(独)、ENFL社(伊)、ヴァッテンファル社(スウェーデン)の5大電力グループに再編される方向にあるといわれている。

米国においては、原子力発電所の良好な運転実績をもつ発電会社が、小規模な発電所所有会社のプラントを買収し、良好な事業実績をあげている。図2に示すように、1999年以降10数基の原子力発電所をエンタジー社、エクセロン社などが買収し、原子力発電所をもつ電気事業者の再編が急速に進んでいる。

##### 2.2 原子力産業の再編

原子力発電所の新規建設が停滞して極度に狭まった市場状況を反映し、ここ数年来、欧米の原子力メーカーの再編も急激に進んだ。その状況を図3に示す。

1999年から2000年にかけて、英国原子力燃料公社(BNFL)は、米国ウエスティン

グハウス社及びABB社の原子力事業部門 (米国コンバッション・エンジニアリング社、スウェーデンABB-Atom社など)を買収し、従来の原子力燃料供給・再処理事業に原子力プラント供給、サービス事業を統合した。

2000年には、ヨーロッパの2大原子力メーカーである仏 フラマトム社と独シーメンス社の原子力部門が合併し、フラマトムANP社として発足した。さらに、2002年には、フランス原子力庁を主要株主とした持株会社アレバ社が設立され、フラマトムANP社、コジェマ社等を傘下に入れ、原子力発電所の建設から核燃料サイクル全般を統合した。

また、GE、日立、東芝は、燃料部門を統合し、グローバル・ニュークリア・フュエル社を設立した。

### 3. 革新的原子力システム開発

#### 3.1 概要

革新的原子力システムの開発は、各国独自の開発とともに、多数の国が参加する国際協力の枠組みの中でも進められようとしている。

多数の国が参加する革新的原子力システム開発には、第4世代原子力システム国際フォーラム (Generation IV International Forum : GIF) と革新的原子炉開発プロジェクト (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles : INPRO) の2つがある。GIFは米国の呼びかけにより日本を含む10ヶ国が参加しており、INPROはIAEAの呼びかけによりロシアなど13ヶ国が参加している。

各国独自の革新的原子力システム開発においては様々な取り組みがなされ、多様な炉型を対象に開発に取り組んでいる国々と特定の炉型に集中して開発を進める国々がある。前者には、米国、ロシア、中国、韓国があり、後者には、短期から長期に渡る開発戦略の明確なカナダ、フランスと、短期に特定の炉型の実用化を目指す南ア、アルゼンチンがある。米国を除いて、いずれの国も国の研究機関、国立大学または国営企業が中心となって開発を進めている。米国では、意欲ある民間企業等が、国の政策のもとに、開発、実用化を進めている。

ここでは、2つの多国間国際協力と各国の革新的原子力システム開発への取り組みの概要をまとめた。文中、開発対象とされている革新的原子力システムは太字で表してある。

#### 3.2 多国間国際協力

##### 3.2.1 第4世代原子力システム国際フォーラム (GIF)

米国DOEが、将来のエネルギー需要、社会的ニーズに合致し、全世界的に受け入れられる原子力システムの開発に向けた国際協力の呼びかけを行ない、2000年に発足した。

参加国は現在、アルゼンチン、ブラジル、カナダ、フランス、スイス、日本、韓国、南アフリカ、英国、米国の10ヶ国である。

図4に示す体制で検討が進められている。これまでの検討により、第4世代原子力システムに求められている「持続性（資源有効利用、環境負荷低減、核不拡散）」、「安全性」、「経済性」の要件を満たし、2030年までに実用化が可能と考えられる下記6概念グループが選定された。今秋までに、各概念のロードマップをまとめる予定である。なお、第4世代原子力システムに求められる要件は満たさないものの、今後有意な研究開発が必要でなく2015年までに実用化が可能と考えられる国際短期導入炉（INTD）に関する概念グループが選出された。

選択された概念は次の通りである。

(1) 第4世代原子力システム

**ガス冷却高速炉**

**熔融塩炉**

**ナトリウム冷却炉（MOX燃料、金属燃料）**

**鉛合金冷却炉**

**超臨界圧水冷却炉**

**超高温ガス炉**

(2) 国際短期導入炉（INTD）

**改良型BWR（ABWR-II、ESBWR、HC-BWR、SWR1000）**

**改良型圧力管型炉（ACR-700）**

**改良型PWR（AP600、AP1000、APR1400、APWR+、EPR）**

**一次系一体型炉（CAREM、IMR、IRIS、SMART）**

**モジュラー型高温ガス炉（GT-MHR、PBMR）**

### 3.2.2 革新的原子炉開発プロジェクト（INPRO）

IAEAの呼びかけにより、2001年5月に発足した。原子力エネルギーを確実に21世紀のエネルギー需要をみたす持続的な方法とすることを目的として、原子炉と燃料サイクルにおける、望ましい革新を達成するための活動を共同で検討する。

参加国は現在、アルゼンチン、ブラジル、カナダ、中国、ドイツ、インド、韓国、ロシア、スペイン、スイス、オランダ、トルコ、ECの13ヶ国、国際機関がメンバーとなっている。INPROの組織を図5に示す。

現在、活動の第1フェーズの第1ステップとして、2050年までを見通した、将来の原子力エネルギー技術、概念の比較方法及び基準を選定するとともに、ユーザ要求を定めるための検討を行っている。その後、定めた基準及び要求に照らして、メンバー国の革新技術の評価を行なうとしている。

### 3.3 各国の動向

### 3.3.1 米国

1970年代以降原子力発電プラントの新規建設がとだえていた米国では、国内の原子力技術の維持、国際競争力確保、世界におけるエネルギー・環境問題の主導権確保を目的とした原子力研究プロジェクト(Nuclear Energy Research Initiative : NERI)が1999年度から開始された。ブッシュ政権下では、原子力復興への動きが活発化し、第4世代原子力システムの一環として検討された短期導入計画(NTD)の検討成果をもとに、2010年までに米国内での新規原子力発電プラントを建設することを目指した原子力2010計画(Nuclear Power 2010)が進められようとしている。これらの動きはいずれも、エネルギー省(DOE)主導のもとに強力に推進されている。

#### (1) 原子力研究(NERI)プロジェクト

将来の原子力システムのためのシーズ技術開発をねらった研究公募で、米国内の大学、国立研究所、企業を対象とする。研究開発の対象は、核不拡散性を高めた原子炉や燃料サイクル技術、新型炉概念、関連革新技術、原子力基礎科学など多方面の研究について、予備的な研究を行なうものである。

#### (2) 第4世代原子力システム開発(Generation-IV)

第4世代原子力システムとしての要件、要件を満たす概念選定、及び開発のロードマップ作成など大部分の活動はGIFの中で進めている。

米国独自の検討として、2010年までに米国内での運転開始可能性を持つ炉型の検討を、短期導入計画(NTD)ワーキンググループが実施した。

#### (3) 原子力2010(Nuclear Power 2010)計画

短期導入計画ワーキンググループの検討の結果、**ABWR(改良型BWR)**、**SWR-1000(改良型BWR)**、**ESBWR(静的安全BWR)**、**AP600/1000(改良型静的安全PWR)**、**PBMR(ペブルベット型小型高温ガス炉)**、**GT-MHR(ブロック型小型高温ガス炉)**など、導入可能性と技術的成熟度を中心に検討している。

ワーキンググループ報告書は2001年10月末に公表され、ここに示された提案をもとに、2002年2月エネルギー省長官から原子力2010計画が発表された。米国内に2010年までに原子力発電プラントを建設・運転開始することを目指し

早期立地認可

建設・運転同時認可

必要な革新技術の開発

を国と民間とが協力して進めようというものである。

#### (4) 国際協力

GIFの他に、NERIの国際版として、I-NERIを各国に呼びかけ、これまでに、革新炉技術、革新的燃料サイクルの開発などを協力して進めることを目的とした、米 / 韓、米 / 仏の2つの2国間協力協定が締結された。

### 3.3.2 ロシア

2000年5月に、原子力省より21世紀前半のロシアにおける原子力開発戦略が発表された。

この中で、新型炉の開発について、次のような目標が示されている。

2010年：

**ナトリウム冷却高速炉BN-800の建設、窒化物燃料への移行**  
**放射性廃棄物低減再処理を含む大規模な閉じた核燃料サイクルの研究開発の開始**  
**静的安全高速炉及び燃料サイクルの開発 (実証プラントの建設)**  
**安全性を強化した遠隔地向け小型炉の開発**  
**高温ガス炉 (GT-MHR) の国際協力開発・建設プロジェクトへの参加**

2030年：

**静的安全高速実証炉の建設と運転**  
**閉じた核燃料サイクルの実用化**  
**静的安全トリウム-ウランサイクル溶融塩炉の開発**

2050年：

**増大する需要をカバーし、電力輸出をねらった大規模原子力発電・燃料サイクルのインフラストラクチャー開発**  
**トリウム-ウランサイクル炉実証炉建設と運転**

ロシアは、高速炉開発が最も進んだ国の一つであり、これまでナトリウム冷却高速炉BN-600が実用化されている。次世代の、より安全性を向上した高速炉として、鉛冷却、鉛ビスマス冷却高速炉が検討され、**原型炉BREST 300の基本設計、実証炉BREST 1200の設計研究を実施中である。**

革新炉開発国際協力においては、INPROの中心的なメンバーとして活動するとともに、**高温ガス炉GT-MHRの開発 (1号機は核兵器解体プルトニウムの燃焼処分を目的とする)を米国政府の支援の下、米、仏、日の企業と共同で進めている。**

### 3.3.3 中国

中国では、国産PWR、フランス、ロシアからの輸入PWR、カナダからの輸入重水炉と、多様な発電プラントが、建設、運転中であるが、今後は、1000MW級のPWRを国産標準プラントとして、次の10年に建設することを目指している。革新炉としては、**静的安全性を備えたPWR、高温ガス炉及び高速炉の開発が進めら**

れている。

静的安全性を備えた**地域暖房用PWR**として試験炉**NHR-50** (50MWt)が運転中であり、200MWtの実用炉**NHR-200** 2基の建設が計画されている。

**高温ガス炉**については、10MWtの**試験炉HTR-10**が出力上昇試験中で、約100MWeの実用炉の設計検討が開始されている。

高速炉開発では、最初のステップである**ナトリウム冷却高速実験炉CEFR** (出力25MWe)が、原子能科学研究所に建設中で、2005年臨界を目指している。

地域暖房用PWR及び高温ガス炉は国立大学 (清華大学)を中心として開発されている。

革新炉開発に関する国際協力では、INPROに参加している。

### 3.3.4 韓国

韓国では、現在、PWR及び重水炉が実用発電炉として運転されている。

革新炉として、改良型軽水炉、小型軽水炉の建設計画を進めており、高速炉、放射性廃棄物低減原子炉などの開発を行なっている。

**改良型PWR (APR-1400)**は出力1400MWの安全性と経済性を高めたPWRで、韓国政府と韓国電力によって開発され、2002年5月に標準設計認可を受けた。2010年には運転開始が予定されている。

**小型一体型PWR (System-Integrated Modular Advanced Reactor : SMART)**は、一体型モジュラーPWRで、海水淡水化と発電を目的とし、65MWtのパイロットプラントを2008年に完成させる計画である。

**液体金属高速炉 (Korea Advanced Liquid Metal Reactor : KALIMER)**はナトリウム冷却プール型で、金属燃料を用いた出力150MWeのプラントで、現在概念検討中である。

**放射性廃棄物低減用重水炉 (Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU Reactor : DUPIC)**は、PWRの使用済燃料の放射性廃棄物を減少させることを目的に、CANDU炉に再装荷して燃焼する計画である。

SMARTは基本設計までを国立の韓国エネルギー研究所 (KAERI)が実施し、技術実証の段階から産業が参加し、政府の資金支援の下、産業主体の実用化に移行する計画である。

KALIMER、DUPICはKAERIを中心に開発が進められている。

革新炉開発に関する国際協力では、GIFに参加するとともに、I-NERIの一環として、米国と革新的軽水炉技術、燃料・材料開発などに関する協定を締結している。

### 3.3.5 カナダ

カナダは独自の重水炉CANDUを開発し、これまで多数の発電プラントを建設・運転している。

次世代炉として、炉心をコンパクト化した軽水冷却の**改良型CANDU炉**について、英国British Energy社と共同で英国への導入検討を実施している。更に、固有の安全性を向上するための開発、非発電分野への利用などの検討も実施している。

長期的開発として、より高効率化を目指した**超臨界水CANDU炉 (CANDU X)**の研究開発に取り組んでいる。

これらのCANDU炉の開発主体は、100%政府出力のカナダ原子力公社である。

革新炉開発に関する国際協力では、GIF及びINPROに参加している。

### 3.3.6 フランス

フランスでは、アメリカに次ぐ世界第2の原子力発電所設備容量を持ち、全てPWRである。

革新炉では、高速炉について、ナトリウム冷却高速実証炉スーパーフェニックスの建設・運転まで行なったが、その実用化を2050年以降に先送りした。

現在フランス原子力庁(CEA)は革新炉開発を、ガス冷却炉に集中して行なう計画としており、短期に**直接サイクルガスタービン発電高温ガス炉**、中期的に**超高温ガス炉(1000以上)**、長期的は、アクチニド燃焼の可能な**ガス冷却高速スペクトル統合サイクル増殖炉**及び**放射性廃棄物の消滅を目指した最適ガス冷却炉**の開発を目指している。2010年に低出力ガス冷却実験炉(20~40MWt)の運転開始を目指し、2015~20年に、ガス冷却原型モジュール(100~300MWe)の建設を目指している。

革新炉開発に関する国際協力では、GIFに参加するとともに、その活動の基盤となる米国との協力協定を、I-NERIの一環として締結している。また、**高温ガス炉GT-MHR**開発プロジェクトに、準国営企業であるフラマトムANP社が参加している。

### 3.3.7 南アフリカ共和国

南アでは、PWRが運転中であるが、次期原子力発電プラントとして、**小型高温ガス炉PBMR**(Pebble Bed Modular Reactor)が選定され、建設に向けた開発が進められている。

PBMRはペブルベッド炉心を用いた小型高温ガス炉とガスタービンを組み合わせたモジュールあたり120~130MWeの発電プラントである。

南アの国営電力ESKOMを中心にして、南ア諸機関及び英国BNFLが共同出資した開発会社により開発が進められており、2002~03年着工の予定である。

### 3.3.8 アルゼンチン

アルゼンチンでは、現在海外から導入した加圧重水炉、CANDUが運転中で

ある。

アルゼンチン原子力委員会は国立研究所INVAPと共同で**小型一体型PWR (CAREN)**の開発プロジェクトを進めている。このプロジェクトの第1ステップとして、約27MWeの原子炉CAREM-25の建設を計画している。

アルゼンチンは、GIF及びINPROに参加している。

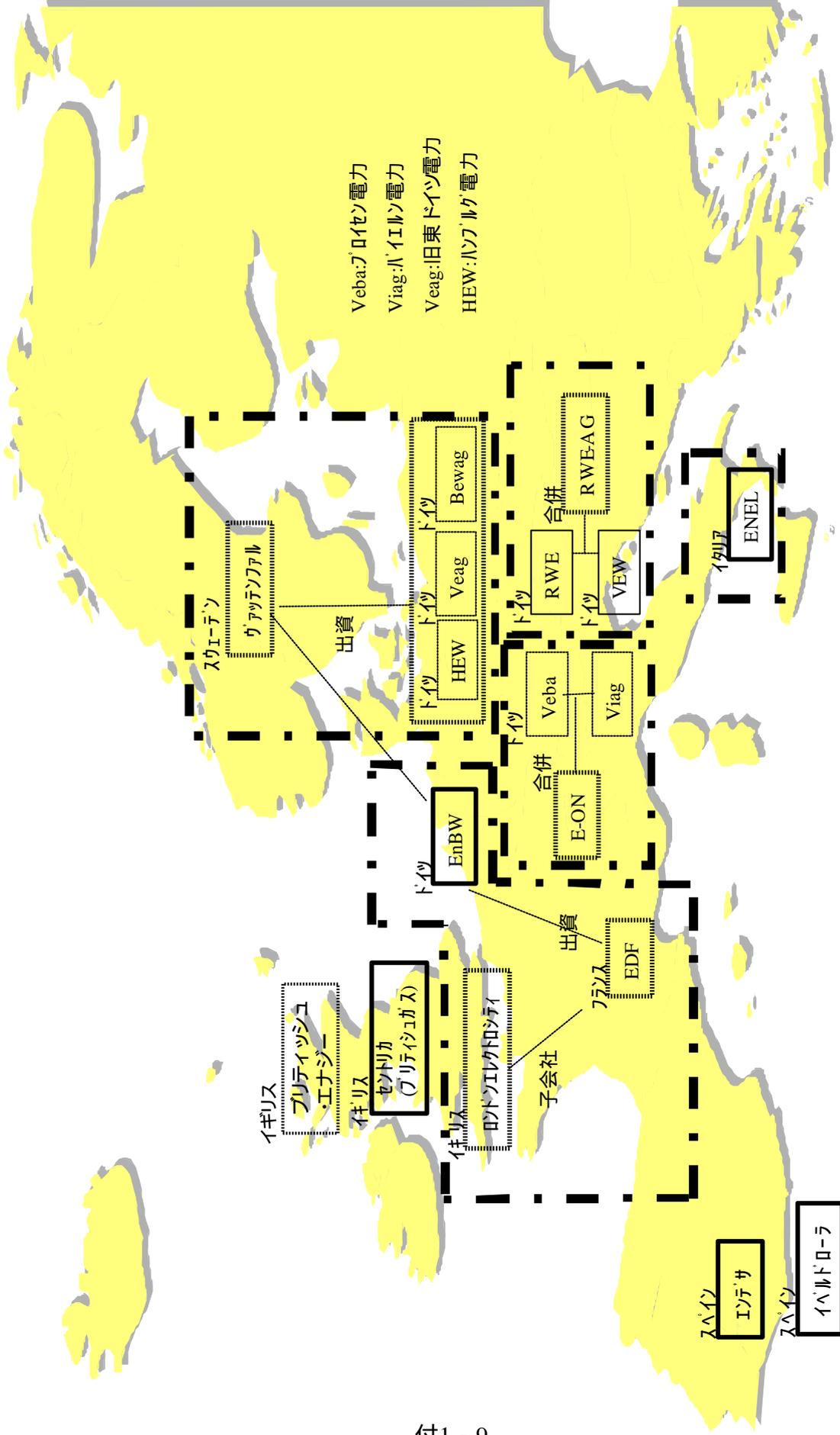


図1 ヨーロッパにおける電力再編

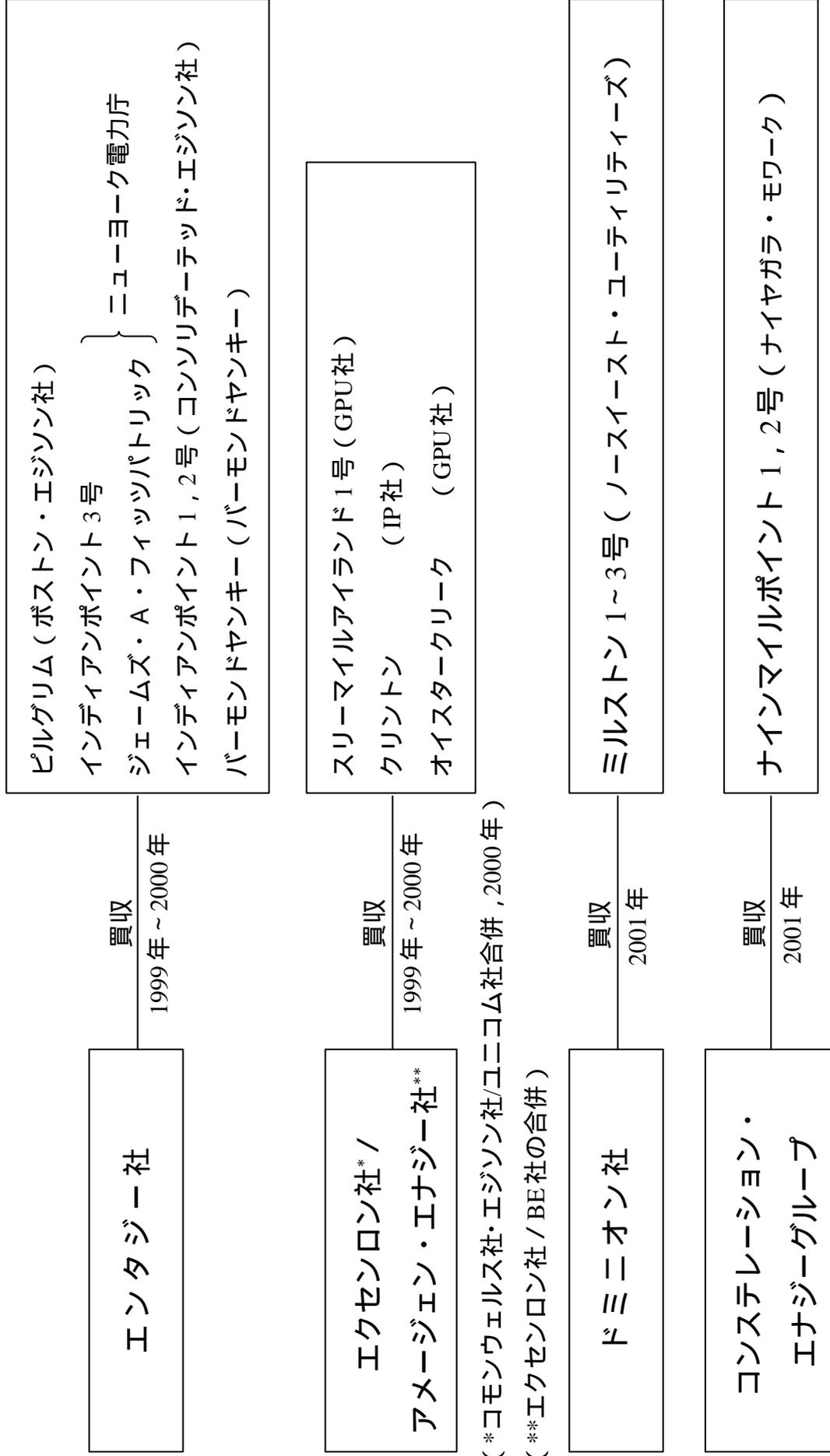


図2 米国における原子力発電所所有会社の再編



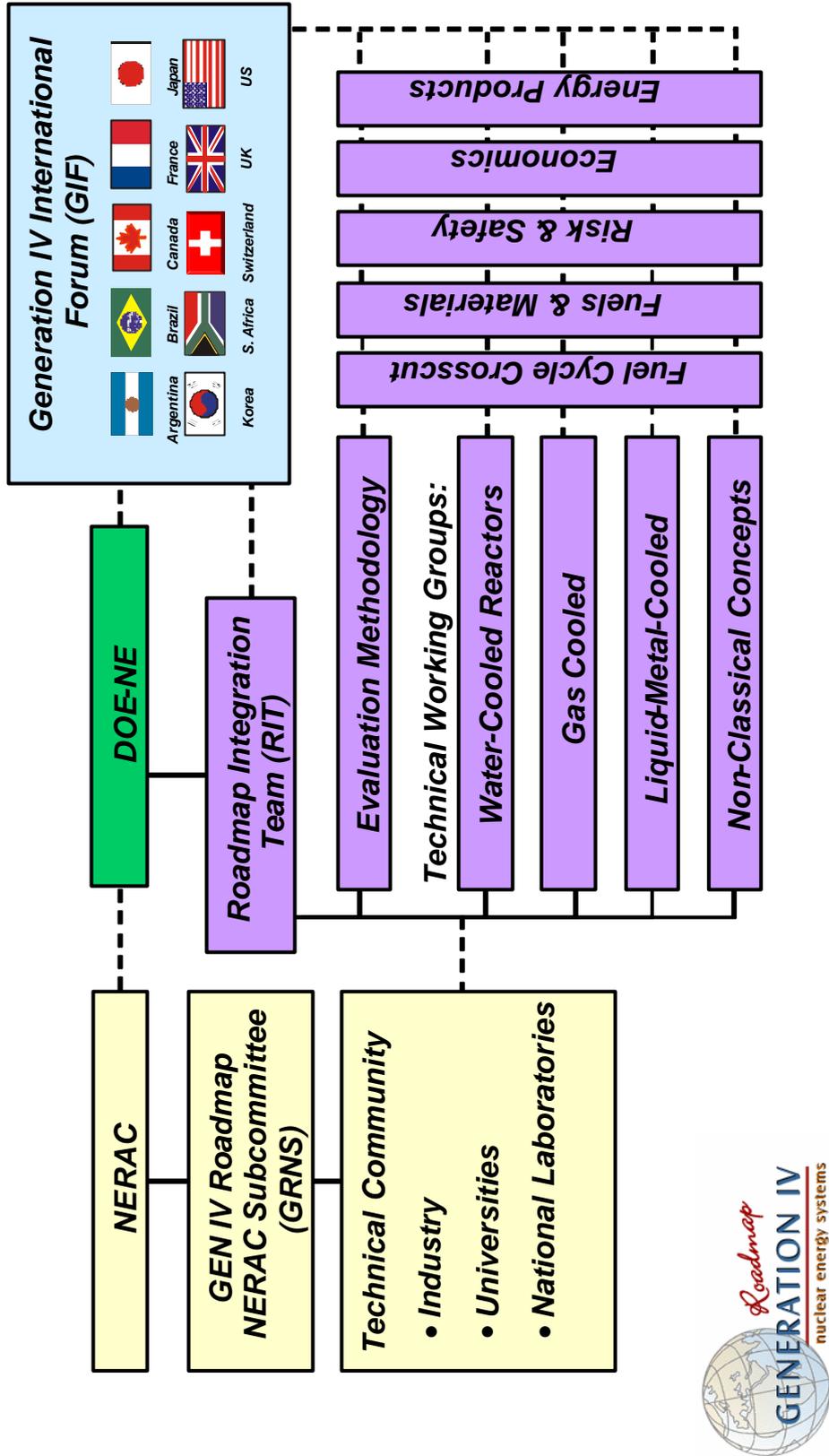


図4 第4世代原子力システム(Generation IV)開発ロードマップ策定の組織図

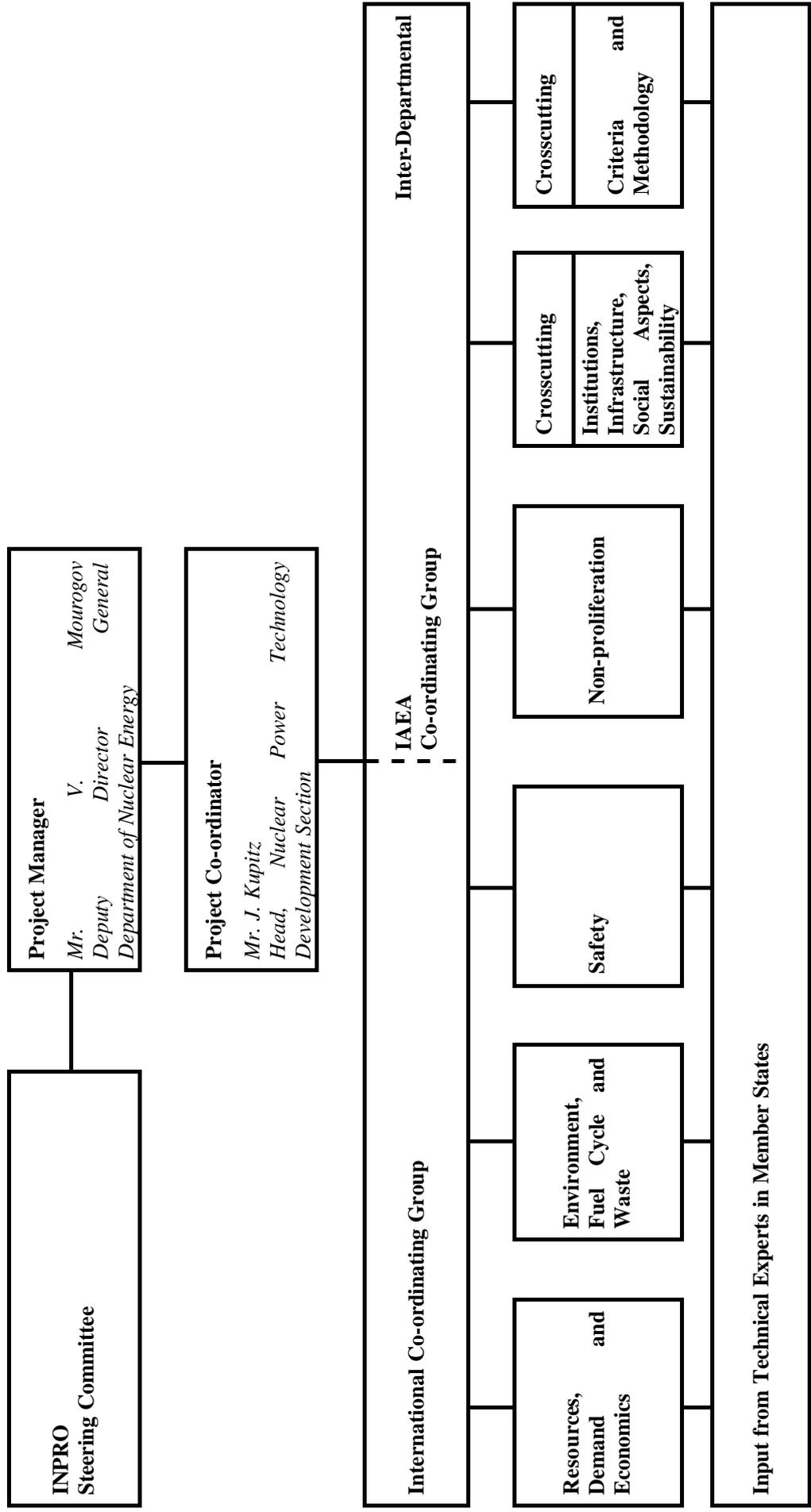


図5 革新的原子炉 燃料サイクル国際プロジェクト(INPRO)組織

## 付録 2

### 我が国の動向

我が国の各原子力関連研究機関及び企業にて現在開発中の革新的原子力システム概念について、次葉以降に示す。

なお、本資料の内容については、検討会として評価がなされたものではなく、各委員が関わっている革新的システム概念について、自由に記述したものである。

## 付録 2 リスト

### 付録 2 - 1 核燃料サイクル機構が関わっている革新的原子力システム

- A. 大・中型ナトリウム冷却高速炉
- B. 多目的ナトリウム冷却小型高速炉
- C. 中型鉛ビスマス冷却高速炉
- D. 大型ヘリウムガス冷却高速炉
- E. 分散電源用ナトリウム冷却小型高速炉

### 付録 2 - 2 三菱重工業 (株) が関わっている革新的原子力システム

- A. APWR+
- B. AP1000
- C. 液体金属燃料ヘリウムガス冷却高速増殖炉
- D. 小型ガス冷却超寿命高速増殖炉
- E. 小型熱発電 FBR
- F. 水素製造小型高速炉
- G. 水素製造負荷式小型 FBR
- H. 小型ループ式冷却炉
- I. 小型電源 MUSE (1MWt 分散電源)
- J. 小型自己制御式 Na 冷却炉
- K. 小型 PSR (1 次系加圧式 2 次系削除 Na 冷却小型炉)

### 付録 2 - 3 (財) 電力中央研究所が関わっている革新的原子力システム

- A. 金属燃料高速炉 / 乾式リサイクルシステム
- B. 4S (Super Safe, Small and Simple) 炉

### 付録 2 - 4 富士電機 (株) が関わっている革新的原子力システム

- A. 高温ガス炉 (ペブルベッド型) SHTR-GT
- B. 高温ガス炉 (プリズマティック型) GT-MHR

### 付録 2 - 5 東京大学が関わっている革新的原子力システム

- A. 高温高性能軽水炉 (超臨界圧軽水炉)
- B. 高温高性能軽水冷却高速炉 (超臨界圧軽水冷却高速炉)

### 付録 2 - 6 日本原子力研究所が関わっている革新的原子力システム

- A. 高温ガス炉
- B. 分散型小型炉
- C. BWR 型低減速スペクトル炉
- D. 加速器駆動核変換システム (ADS)

### 付録 2 - 7 (株) 東芝が関わっている革新的原子力システム

- A. 革新的リサイクル型低減速スペクトル BWR

### 付録 2 - 8 東京工業大学が関わっている革新的原子力システム

- A. CANDLE 燃焼小型高速炉
- B. 燃料サイクル (濃縮、再処理) 不要 CANDLE 燃焼炉

- C. 高い固有の核拡散抵抗性を有する長寿命原子炉
  - D. ペブルベッド炉心二酸化炭素ガスタービン直接サイクルモジュール炉
  - E. CANDLE 高温ガス炉
  - F. 鉛ビスマス冷却・直接接触沸騰水型小型高速炉
  - G. タンク型高速溶融塩炉
  - H. 高密度中性子利用炉
- 付録 2 - 9 (株)日立製作所が関わっている革新的原子力システム
- A. ABWR-II
  - B. ABWR-II 低減速炉
  - C. 小型 BWR (安全簡素化小型 BWR : SSBWR)

## A. 大・中型ナトリウム冷却高速炉

### 1. 名称、形式、開発者

- ・名称：大・中型ナトリウム冷却高速炉
- ・形式：ナトリウム冷却高速炉
- ・開発者：核燃料サイクル開発機構 / 日本原子力発電

### 2. 適用する燃料サイクルと特徴

#### (1) 酸化物燃料サイクル

(再処理：先進湿式法(晶析法併用単サイクル溶媒抽出法 + MA回収) /

燃料製造：簡素化ペレット法)

代替法として、(再処理：酸化物電解法 / 燃料製造：振動充填法)

先進湿式法 / 簡素化ペレット法では、燃料溶解後にUの粗分離を行う晶析法により、後段での抽出工程での処理量が大幅に低減する。さらに、Puを単独で分離せず単サイクルでU/Pu/Npを低除染係数で共回収することにより分配及び精製工程が削除されるとともに、燃料製造工程の簡素化が図られている。また、小型で高処理能力を有し、廃溶媒の発生量を低減できる高性能遠心抽出器の開発、及びMA回収工程での廃棄物量低減の為にソルトフリー化の検討が進められている。燃料製造では低除染TRU燃料を扱うことから遠隔製造技術の開発が必要とされている。

酸化物電解法 / 振動充填法は、熔融塩電解技術による析出物が直接振動充填燃料用顆粒の原料となることから、再処理と燃料製造の整合性が良くとれ、かつコンパクトなシステムの構築が可能である。MOX電解共析技術、MA回収技術、廃棄物処理技術等の確立を目指すとともに、電解装置等の機器開発が必要である。

#### (2) 金属燃料サイクル

(再処理：金属電解法 / 燃料製造：射出成型法)

本技術は、金属燃料の処理では非常にコンパクトなシステムであり、低コスト化が可能である。米国ANLで開発されてきた成果を踏まえ独自のシステムの構築を進め、さらにボンドNaの蒸留分離、Cdリサイクル、射出成型での鋳型の再利用等の採用により廃棄物発生量の低減化が検討されている。また、熔融塩中の残存するTRUの回収に向けて、熔融塩と金属Cdを対象とした高温仕様(約500℃)の向流多段抽出装置等の開発が考えられている。

### 3. 特徴及び独自性

ナトリウム冷却高速炉については、もんじゅ以降、様々な経済性向上方策が検討されてきた。実証炉設計研究では、トップエントリー配管の採用、水平免震システムの導入等によりコストダウンが検討されているが、本概念では、システム改善方策として、原子炉構造のコンパクト化、配管短縮化、ループ数削減、機器合体等を検討し、さらなるコストダウンの検討が進められている。これらの削減策は、これまでの設計条件を超えた領域にまで踏み込んだ革新的な概念であるが、現在、研究開発が進められている高強度の新材料12Cr系鋼、新高温構造設計基準、3次元免震技術、再臨界回避方策等の採用、さらにナトリウム冷却材の持つ固有の長所（高沸点、高熱伝導率）の活用等により実現が可能と考えられている。

### 4. 経済性

経済性については、建設コストに関して将来の軽水炉と同等以上の単位出力のキャピタルコストを達成するための方策として以下が考えられている。

#### (1) 原子炉構造のコンパクト化

炉心と炉内燃料取扱方式のコンパクト化により、炉容器径を既存の工作機械によるリング鍛造が可能な範囲に抑え、新たな設備投資によるコストアップを回避する工夫が行われている。また、3次元免震採用による地震入力の軽減、再臨界回避による炉心崩壊事故（CDA）荷重の軽減化による炉容器の薄肉化、さらに炉壁保護構造と炉心支持構造の簡素化による物量の削減化が図られている。

#### (2) 配管短縮化

低熱膨張率、高強度の12Cr系鋼の採用、現行基準の持つ余裕代を合理化した構造設計基準の高度化等により配管が短縮化され、それに伴い機器配置がコンパクト化されている。

#### (3) ループ数削減

ナトリウム冷却炉の特長（低圧力運転が可能、高い伝熱能力等）の活用、12Cr系鋼の採用、構造設計基準の合理化等により、熱交換器の大型化と熱交換器1基当たりの出力増加が可能となり、冷却系のループ数の削減が可能になっている。このため、構造健全性や製作性を見通せる範囲で冷却系機器の大型化と配管の大口径化が検討され、3ループ構成として冷却系が簡素化されている。

#### (4) 機器合体

1次ポンプ（機械式）と中間熱交換器（IHx）を合体することにより、ミドルレグ配管が削除され冷却系の簡素化が図られている。

## 5. 安全性

独立2系統の急速炉停止系（主炉停止系及び後備炉停止系）が採用され、炉停止に対して高い信頼性が確保されている。また、自己作動型炉停止機構が採用され受動的炉停止能力が確保されている。

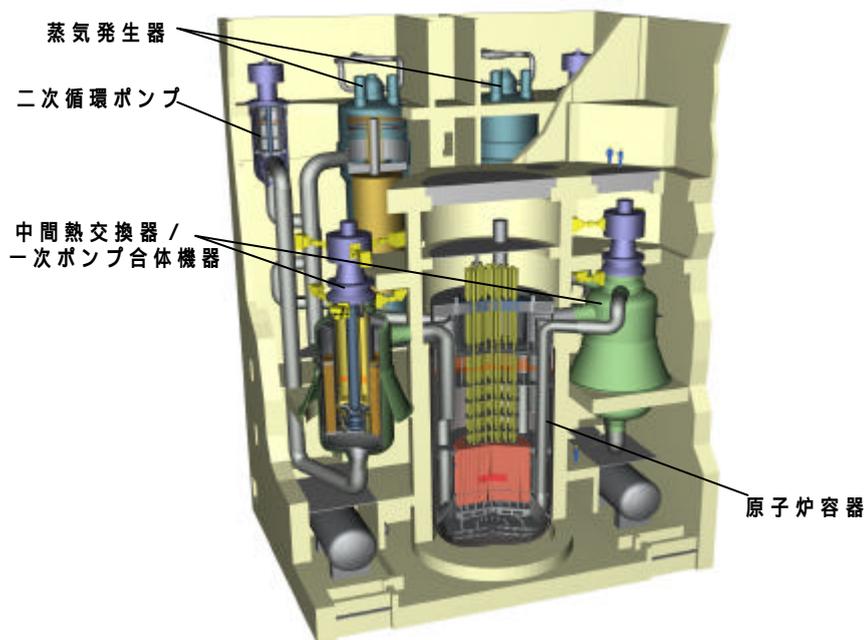
崩壊熱除去に関しては、2系統の2次系共用炉心補助冷却システム(IRACS) + 1系統の直接炉心補助冷却システム(DRACS)が採用され、各系統に100%の除熱容量を持たせており、高い信頼性が確保されている。また、全交流動力電源喪失を想定しても自然循環のみによる崩壊熱除去が可能となるようシステム設計に自然循環除熱能力を持たせてある。

ボイド反応度は6\$未満に制限され、起因過程での再臨界回避が図られている。

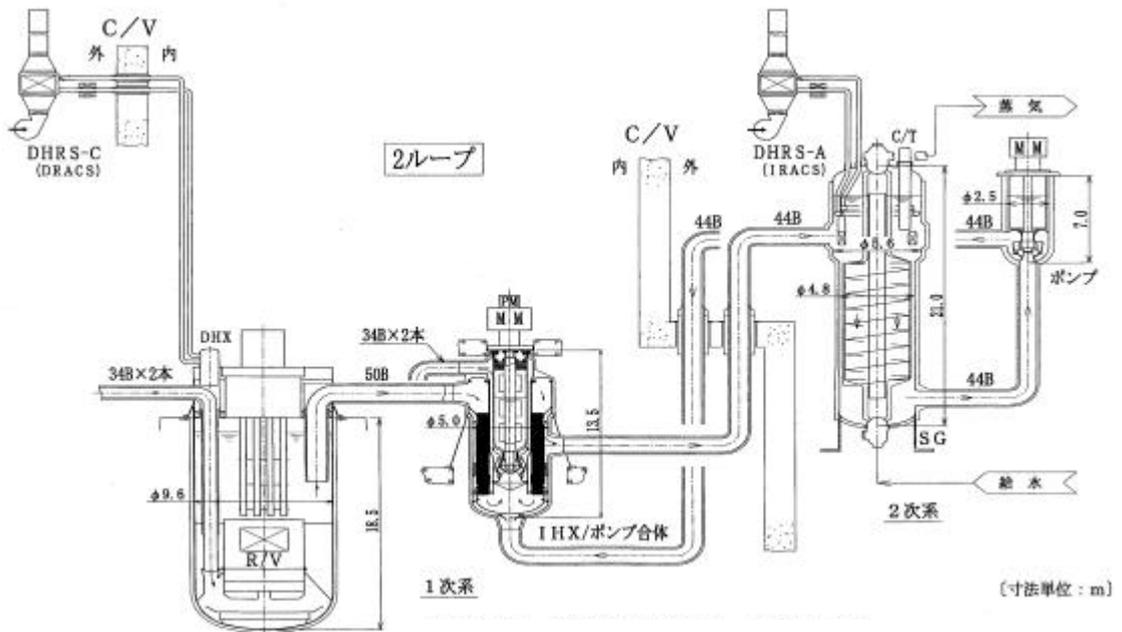
また、遷移過程での再臨界回避方策として、軸方向ブランケットペレットを一部削除した炉心概念（Able）が採用され、溶融燃料の炉心領域外への早期排出が可能な工夫が図られている。事故後物質再配置及び事故後熱除去（PAMR/PAHR）対策としては、原子炉下部構造に対策が考えられており、炉心下部プレナムにおいて溶融燃料を冷却するに十分なナトリウム容積とデブリ保持面積が確保されている。

以上の設計配慮により、受動的炉停止能力の付与、全交流動力電源喪失への対応、再臨界回避、炉心損傷発生頻度の低減（ $10^{-6}$ /炉年以下）が満足される見通しが得られている。

### [概念図]



付図 ナトリウム冷却高速炉（大型炉の場合）の鳥瞰図



付図 ナトリウム冷却高速炉（大型炉の場合）の概念図

## B. 多目的ナトリウム冷却小型高速炉

### 1. 名称、形式、開発者

- ・名称：多目的ナトリウム冷却小型高速炉
- ・形式：ナトリウム冷却高速炉
- ・開発者：核燃料サイクル開発機構

### 2. 適用する燃料サイクル

酸化物燃料サイクル（現状の湿式再処理、今後開発される方式に柔軟に対応）

### 3. 特徴及び独自性

#### (1)基本概念

本概念は、これまでに培ってきた技術的知見に基づき、速やかに開発可能な酸化物燃料を利用した多目的小型高速炉であり、以下の特徴を有している。

- ・実績豊富な酸化物燃料を使用して、10年以上の長寿命炉心を実現
- ・受動特性の強化による更なる安全性向上
- ・発電及び水素製造の実施による高効率・多目的利用
- ・工場生産による標準化、習熟効果により大幅なコストダウンの実現

また、速やかな開発着手を狙い、以下の技術的な工夫が採用されている。

- ・原子炉容器及び冷却系機器の材料として、オーステナイト系ステンレス鋼、改良9Cr - 1Moなどの既往開発材料の適用
- ・切込みコラム型炉心上部機構による原子炉容器のコンパクト化
- ・中間熱交換器及び一次主循環ポンプ（機械ポンプ）の分離設置や、ヘリカルコイル型・単管蒸気発生器の採用
- ・自然循環方式の崩壊熱除去系の採用

#### (2)系統構成

本概念は、2系統の一次ナトリウム系、1系統の二次ナトリウム系から構成される。水蒸気改質法による効率的な水素製造を狙い、炉心出口温度と、二次ナトリウムのホットレグ温度は、それぞれ550 と535 が考えられている。

水蒸気改質反応は、吸熱反応であるため、ナトリウム、または、水蒸気の熱を利用する必要がある。本概念では、二次ナトリウム系に水蒸気改質器（水素製造）及び蒸気発生器（発電）を直接接続することにより、二次ナトリウムの熱を有効に利用する工夫が行われている。

#### 4. 主眼とする利用目的、市場性

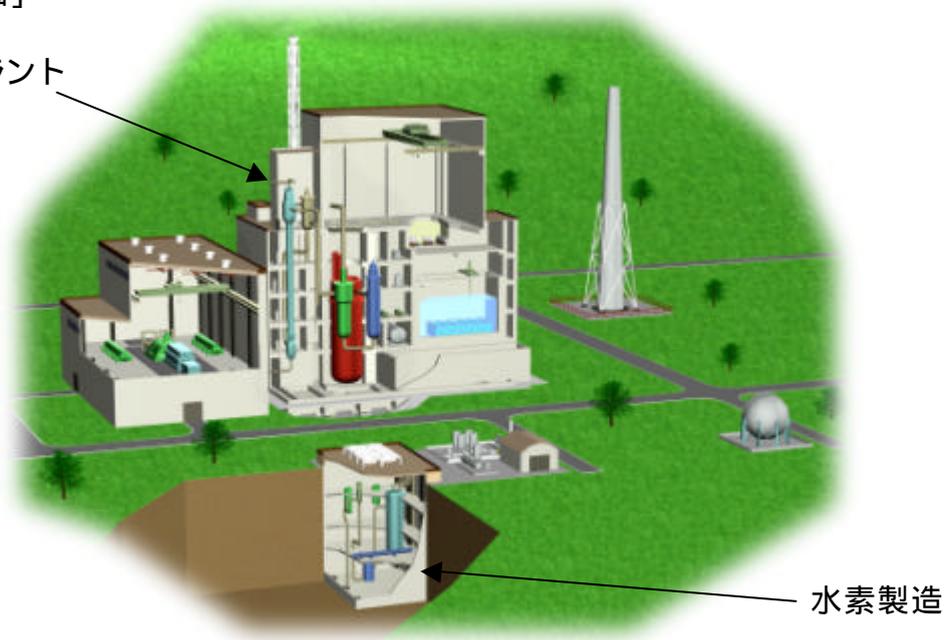
我が国における原子力発電所は、集中立地と大容量化によるスケールメリットで経済性向上を図るアプローチが採られている。これに対して小型炉のアプローチは、エネルギー需要の多様化、立地の分散化等を視野に入れた幅広いニーズに応えるための研究開発と考えられている。

国内における小型炉のニーズとして、需要地に近接することによる送電ロス・送電コストの低減及び投資リスクの縮小が挙げられる。この投資リスクの縮小は、規制緩和されたグローバル市場におけるユーザの導入計画へ適合しやすいものとなる。また、離島向け電源として、必要電力量は少ないが立地場所が限られている場合にも小型炉のニーズがあると考えられる。小型炉は、プラント容量の設定、プラント出力の柔軟性を有し、需要の不確実性に対応が可能である。

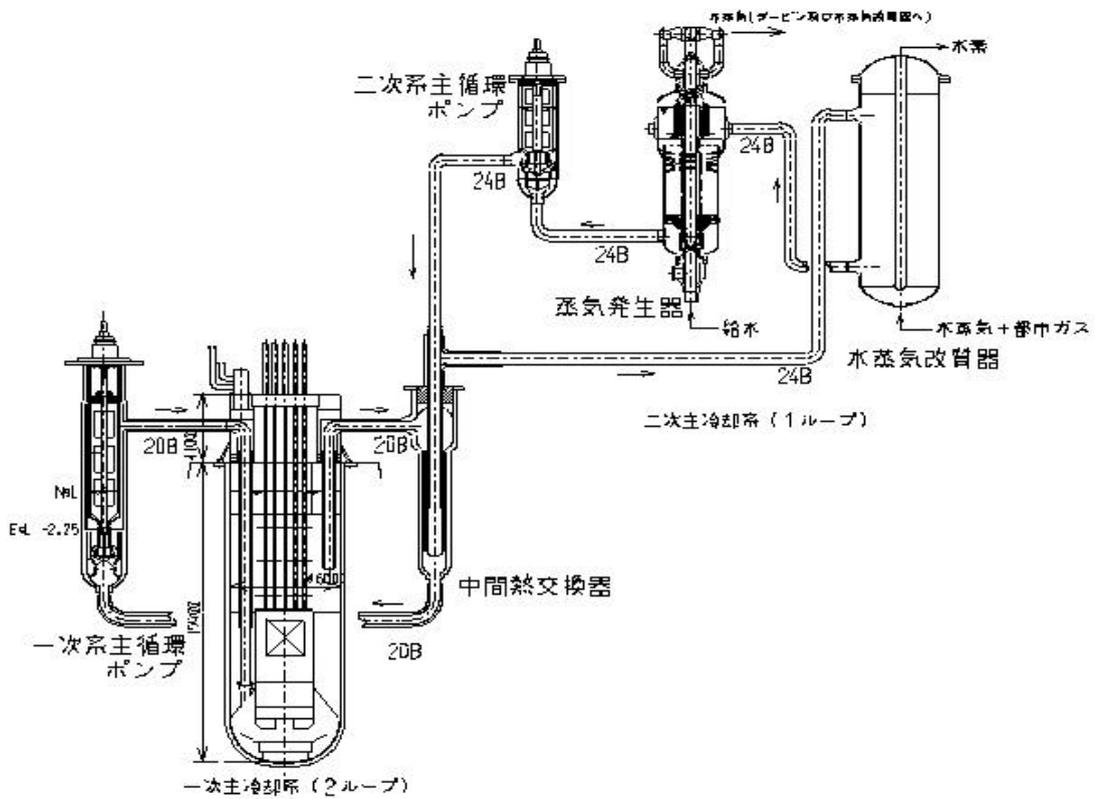
今後は小型炉による原子力エネルギーの多目的利用へのニーズが広がると考えられる。例えば、水素製造、海水淡水化や寒冷地への熱供給のためには、限られた地域に適切な出力の原子炉が適合する。また、このような環境では燃料交換頻度が少ないことも求められるため、長寿命炉心の開発が必要とされている。

[概念図]

原子炉プラント



付図 多目的ナトリウム冷却小型高速炉の鳥瞰図



付図 多目的ナトリウム冷却小型高速炉の概念図

## C. 中型鉛ビスマス冷却高速炉

### 1. 名称、形式、開発者

- ・名称：中型鉛ビスマス冷却高速炉
- ・形式：鉛ビスマス冷却高速炉
- ・開発者：核燃料サイクル開発機構 / 日本原子力発電

### 2. 適用する燃料サイクルと特徴

窒化物燃料サイクル（再処理：先進湿式法 / 燃料製造：簡素化ペレット法、  
または再処理：金属電解法 / 燃料製造：振動充填法）

自然循環冷却炉心では燃料体積比が低減するために、重元素密度が高い窒化物燃料が最も優れた性能を引き出せる可能性がある。窒化物燃料では、炭素14生成抑制のために窒素15の使用が望ましく、窒素15の濃縮及び回収技術の開発が必要である。

先進湿式法 / 簡素化ペレット法を適用する場合、酸化物燃料サイクルと比べ、溶解工程前の酸化転換工程、再処理後の炭素熱還元による窒化転換工程等が付加される。特に窒化物燃料と硝酸の化学反応では窒素15濃縮度が低下するため、溶解工程前に酸化転換処理を行い、燃料中より窒素15を回収することが必要である。一方、金属電解法 / 簡素化ペレット法では、金属燃料サイクルと比べると窒化物燃料では、再処理後の回収物を窒化転換する工程等が付加される。また、酸化物燃料に比べ、焼結性が劣るため、高密度のペレット密度を得るための燃料製造技術の開発が必要となっている。

### 3. 特徴及び独自性

本概念は、鉛ビスマス冷却材の特長を活かしたシステムとしている。鉛ビスマス冷却材の主要な長所と短所は以下のとおりである。

#### (1)長所

- ・二次冷却系が不要であり、冷却材漏えい燃焼に起因した火災防止設備も不要（重金属は水や空気と化学的に反応性が低い）
- ・鉛ビスマスの沸点が約1670 と高温であるため冷却材沸騰の想定が実質的に不要。窒化物燃料とあいまって大きい負のドップラ反応度を活用できる。
- ・優れた核的特性（中性子吸収断面積、中性子反射効果）

#### (2)短所

- ・高比重の冷却材及び厚肉化により重量が増加した容器・配管の支持構造の成立性（冷却材が高比重）

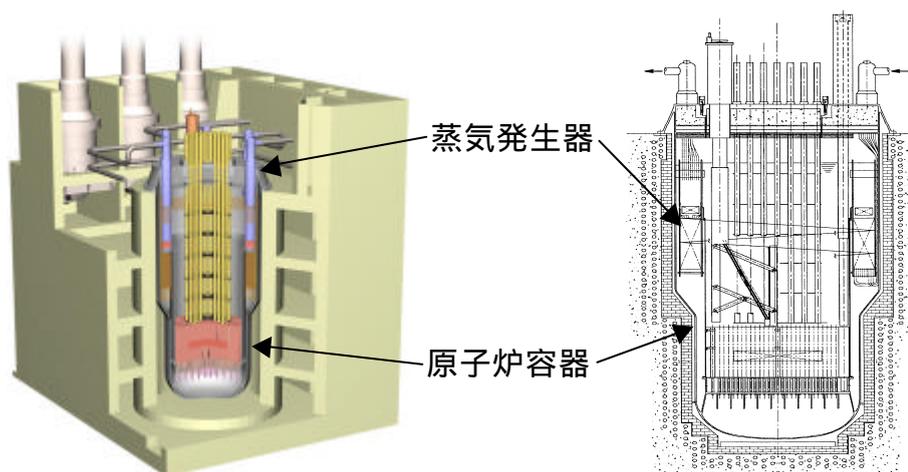
- ・重金属は腐食性が強いいため構造材料や被覆材料選択の範囲が狭い（構造材との共存性が低い）
- ・冷却材の中性子照射により揮発性のポロジウム(Po-210)が生じる

本概念では、化学的活性度の低い鉛ビスマス冷却材である特徴を活かし、2次主冷却系が削除されている。冷却材駆動方式としては、強制循環方式だけでなく、システム簡素化（物量削減）による経済性向上の観点から自然循環方式も有望候補の一つであると考えられている。鉛ビスマス冷却炉の場合、大出力化によるスケール効果により経済性向上を目指すには、炉容器の製作性や運搬性、耐震性に限界があるため、中型モジュールプラントによる燃料取扱設備及びBOP（Balance of Plant）設備の共用化による単位出力当りのNSSS（Nuclear Steam Supply System）物量削減、BOP設備の物量削減、モジュール化による多量生産、習熟効果と合わせたプラント建設費の低減が検討の中心となっている。

#### 4. 安全性

多重性・多様性を有する炉停止系により十分な安全機能の確保が検討されている。受動安全として自己作動型炉停止機構が検討され、崩壊熱除去系には、多重性を有し、受動的な自然循環方式の採用が考えられている。窒化物燃料は、定格時燃料温度が低く、さらに鉛ビスマスの沸点が約1670 と高いため、異常時の燃料温度の許容上昇幅を大きくとれる特徴を有する。これにより、ドップラ反応度、制御棒の軸方向熱膨張等の固有安全性を活かし、ATWS時の高温静定、並びに炉心損傷防止機能の強化が行われている。

[ 概念図 ]



付図 中型鉛ビスマス冷却高速炉の鳥瞰図及び概念図

## D. 大型ヘリウムガス冷却高速炉

### 名称、形式、開発者

- ・名称：大型ヘリウムガス冷却高速炉
- ・形式：ヘリウムガス冷却高速炉
- ・開発者：核燃料サイクル開発機構 / 日本原子力発電

### 適用する燃料サイクルと特徴

#### 窒化物燃料サイクル

(再処理：脱被覆技術 + 先進湿式法またはフッ化物揮発法 /

燃料製造：湿式ゲル化燃料粒子製造 + 被覆技術)

窒化物燃料の被覆粒子では、窒化チタン等による強固な被覆層が形成されているため、再処理に先立ち脱被覆技術の開発が必要である。現在、機械的破碎による処理の他にフッ化揮発法による脱被覆技術が検討されており、特に後者では再処理にフッ化物揮発法を採用することで、脱被覆と再処理を同一手法(設備)で行うことができ、合理的なシステム構築が可能である。

また、窒化物燃料では、被覆材に窒化チタンを採用した場合を含め、炭素14生成抑制のために窒素15の使用が望ましく、廃棄物発生量低減の観点からも、窒素15の濃縮及び回収技術の開発が必要である。

燃料製造については、窒化物燃料の高密度化及び効率的で量産可能な被覆加工等の技術開発が必要となっている。

### 特徴及び独自性

ガス冷却炉の冷却材は、高温における化学的安定性、取扱性と熱中性子炉における実績からヘリウムガスが選定されている。ヘリウムガス冷却の主な長所と短所は以下のとおりである。

#### (1) 長所

ヘリウムガスは化学的に安定であるため、化学的活性度が低い。

ヘリウムガスは透明で可視性があり、保守、補修上有利である。

ヘリウムガスを使用したガスタービン直接発電により、システムが簡素化でき、高い熱効率が可能である。

#### (2) 短所

ガスは密度が小さいため熱輸送性能(冷却材密度×比熱)が小さくなることから、システムを高圧にする必要がある。

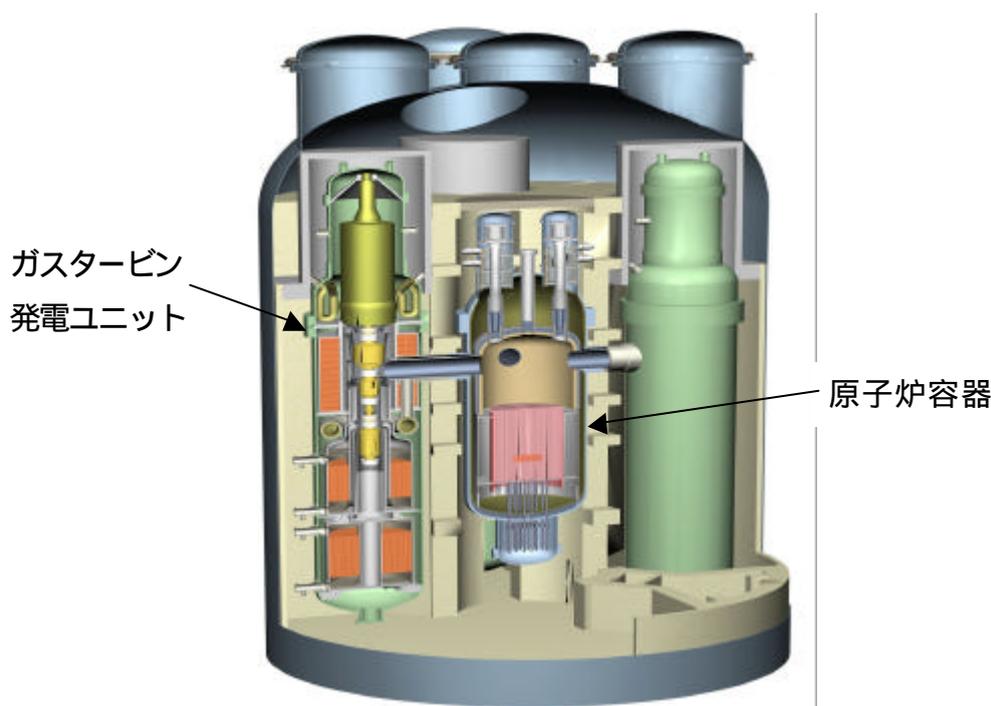
除熱性能が低いことから、ナトリウム炉と同等の安全性を確保するためには耐熱性燃料や冷却システムの機能強化が必要となる。

本概念では、高温まで化学的に安定なヘリウムガスの特性及び被覆粒子燃料の耐熱性を活かして原子炉出口温度を高温にし、原子炉出口から直接ガスタービン発電を行うことにより高いプラント熱効率を目指すとともにシステムの簡素化により経済性を追求している。また、過酷事象(減圧事故+スクラム失敗+動的機器不動作)に対しても炉心溶融に至らない安全性を目指している。

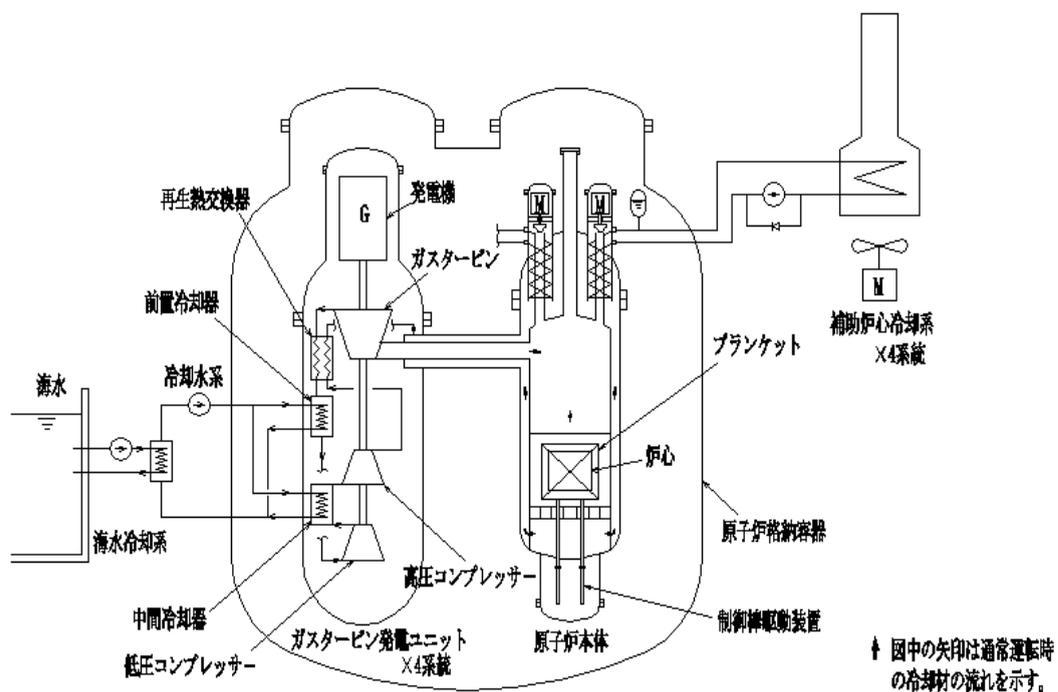
プラントの基本仕様については、経済性向上の観点から電気出力を大きくするとともに、高圧システム化により熱輸送性能の向上が図られており、電気出力と原子炉圧力は、それぞれ110万kWと6MPaが採用され、さらに原子炉出口/入口温度については850 /460 への設定が行われている。

プラント概念は、鋼製原子炉容器を採用し、ガスタービン(4基)を収納する動力変換容器(4基)と二重管配管で接続され、上部には補助炉心冷却器(4基)を設置し、下部には制御棒駆動装置が配置されている。

[ 概念図 ]



付図 大型ヘリウム冷却高速炉の鳥瞰図



付図 大型ヘリウム冷却高速炉の概念図

## E. 分散電源用ナトリウム冷却小型高速炉

### 1. 名称、形式、開発者

- ・名称：分散電源用ナトリウム冷却小型高速炉
- ・形式：ナトリウム冷却高速炉
- ・開発者：核燃料サイクル開発機構 / 日本原子力発電

### 2. 適用する燃料サイクルと特徴

#### 金属燃料サイクル

(再処理：金属電解法 / 燃料製造：射出成型法)

本技術は、金属燃料の処理では非常にコンパクトなシステムであり、低コスト化が可能である。米国ANLで開発されてきた成果を踏まえ独自のシステム構築を進め、さらにボンドNaの蒸留分離、Cdリサイクルの採用並びに射出成型での鑄型の再利用等により廃棄物発生量の低減に向けた工夫が行われている。また、熔融塩中に残存するTRUを金属Cd側へ移行させて、さらに回収するため、熔融塩と金属Cdが扱える高温仕様(500 )の向流多段抽出装置等の開発が検討されている。

### 3. 特徴及び独自性

燃焼反応度が小さい金属燃料採用により10年以上の長期運転サイクル(30年程度の長期運転サイクルも展望)を実現する。さらに以下に示すように高い固有の安全性と受動的安全性が確保されている。

- ・ 1次系の自然循環能力の向上や低い冷却材温度係数等により、LOF型事象に対する受動安全性向上
  - ・ 崩壊熱除去系(RVACS+PRACS)に動的機器を排除したシステムを採用
- また、2重管の蒸気発生器の適用によりナトリウム-水反応対策の強化が図られている。

### 4. 実用化への課題、実用化までのマイルストーン

開発を要する要素技術としては、金属燃料、長寿命制御棒、新型2重管蒸気発生器等が挙げられる。開発期間としては、2015年までに実用化に向けた技術基盤を確立し、それ以降、できるだけ早期の実用化が期待されている。

### 5. 経済性

原子炉容器内への機器集約による建設コストの低減、長期運転サイクルや定期点

検の短縮による稼働率向上等により経済性の向上が図られている。また、都市近接立地により送電コストの低減化が可能とされている。

#### 6. 主眼とする利用目的

分散電源利用を中心として、将来的には多目的利用への発展が考えられている。

#### 7. 安全性

炉心径方向膨張効果を活用して、固有安全性を強化。崩壊熱除去方式についてはPRACSの他にRVACSを採用する等、多様性が図られている。ULOF事象に対しては、金属燃料炉心の採用と、低圧損炉心による流量半減時間延長及び円滑な自然循環除熱への移行による受動的炉静定が考えられている。また、UTOP事象に対しては、反応度添加速度の極小化あるいはメカニカルストップによる燃料溶融の回避が検討されている。

#### 8. 初期投資リスク・立地性・市場性

小規模出力の採用により初期投資リスクの低減が考えられている。さらに、都市近接立地など現行軽水炉より高い立地柔軟性を有することから、規制緩和されたグローバル市場において新型火力に対する競争力の向上が期待されている。

#### 9. 資源有効利用性

高速中性子炉心の有する高い内部転換機能を利用し、炉心の長寿命化が可能となっている。

#### 10. 環境負荷低減性

余剰中性子を活用し、低除染燃料並びにTRU含有燃料を燃焼させ、環境負荷を低減できる能力がある。

#### 11. 核拡散抵抗性

低除染TRU燃料リサイクルにより、核兵器への転用が困難である。

#### 12. 在来炉との役割分担

国内外軽水炉の役割を補完する分散電源供給に対応が可能となっている。環境保全（廃棄物発生量の低減、廃棄物の毒性低減）、さらに需給量に応じたPu利用への貢献が考えられている。

## A. APWR+

型式：加圧水型軽水炉

開発者：三菱重工業株式会社

適用する燃料サイクル：軽水炉に適用可能な再処理方式

特徴および独自性：

スケールメリットを追求した大容量プラント(175万kWe級)であると共に、設備簡素化(炉構造簡素化、新型安全系の採用等)による徹底した合理化により経済性の向上を図る。炉構造簡素化としては長尺燃料の採用と下部支持板簡素化等、また新型安全系としては蒸気発生器を用いた事故時冷却方式、事故時ループ水没設計等を採用している。

現状の開発段階、実用化への課題、実用化までのマイルストーン

改良型PWR(APWR)の次の世代を担う軽水炉として、設計要求整理とこれを満たす要素技術抽出・選定、およびプラン概念の構築を実施した。今後、基本設計、詳細設計を進めるとともに、炉構造簡素化、新型安全系等の新しく採用した要素技術、機器・設備に関する実証のための試験を実施し、2010年代に初号機の設置を目指す。

経済性

スケールメリットを追求した大容量プラントであると共に、設備簡素化による徹底した合理化により経済性の向上を図っている。

主眼とする利用目的

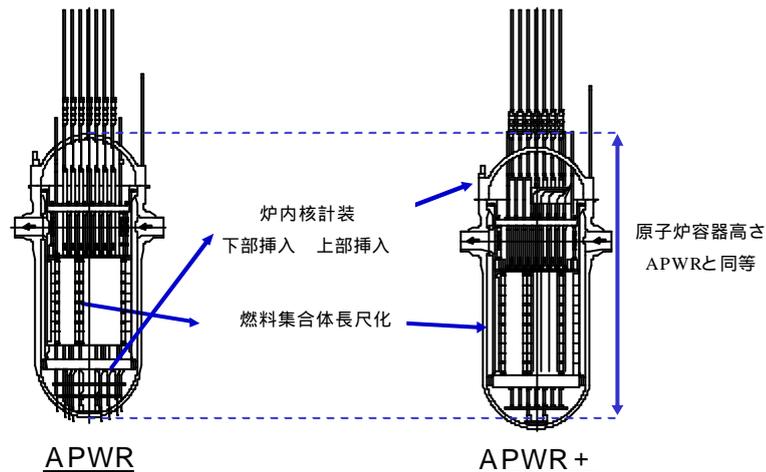
建替え需要等に応える基幹電源として、高経済性、安全性向上を両立した大容量プラントとしての導入。

安全性

4トレン構成の安全系、非常用電源の多様化、上部挿入炉内核計装(下部貫通管台なし)、最終ヒートシンク多様化等を取り入れ、設備簡素化と安全性向上を図る。

立地性・市場性

大容量プラントであり限られた立地サイトの有効活用が図れる。スケールメリットの追求と設備を簡素化することで経済性向上を図り国内及び海外での新規建設で他電源に対する競争力を確保する。



1. 型式：加圧水型軽水炉

開発者：米国 Westinghouse 社

2. 適用する燃料サイクル：軽水炉に適用可能な再処理方式

3. 特徴および独自性：

- (1)全ての安全系を静的設備で構成し駆動方式を単純化することによる安全性向上。
- (2)動的な安全系設備、および関連する非常用電源設備、冷却水系設備等を不要とし簡素化することによる経済性向上。
- (3)建屋モジュール化促進による建設期間短縮。

4. 現状の開発段階、実用化への課題、実用化までのマイルストーン

NRC による Design Certification(設計承認)を得るための申請書を 2002 年 3 月に米国 NRC に提出。2004 年に DC を取得し、2006 年に受注、2010 年に商業運転開始を目指している。

先に NRC の DC を取得済みの AP600 の設計を踏襲しており、設計上の課題はない。

5. 経済性

米国における評価として以下結果を得ている。

- ・発電単価：～3¢/kWh
- ・建設単価：～1000\$/kWe

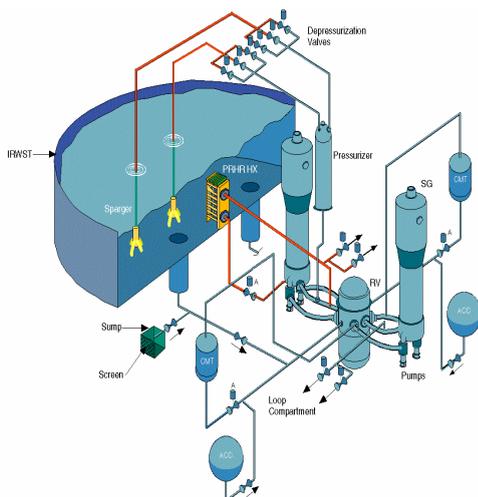
6. 主眼とする利用目的：発電

7. 安全性

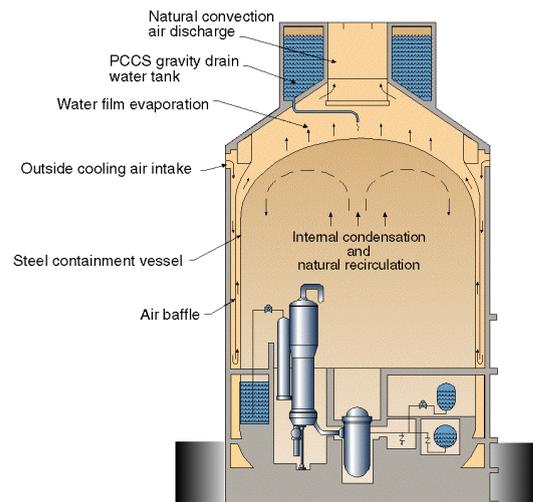
安全系設備は全て静的設備で構成されている。加圧ガス、重力、温度差に基づく自然循環等による冷却水注入、炉心冷却を行う設計であり、駆動方式の単純化により安全性向上を図っている。

8. 立地性・市場性

現行軽水炉と同等の立地柔軟性がある。高い安全性、経済性による新規プラント受注を目指している。



非常用炉心冷却設備



静的格納容器冷却設備

## C. 液体金属燃料ヘリウムガス冷却高速増殖炉

### 1. 型式：ヘリウムガス冷却高速炉

開発者：三菱重工業株式会社、新型炉技術開発株式会社、  
ニュークリア・デベロップメント株式会社

### 2. 適用する燃料サイクル：再処理不要のワンスルー方式

### 3. 特徴および独自性（キーとなる要素技術）

高温のヘリウムガスによるガスタービン直接発電を利用した高熱効率発電プラント。燃料として液体金属燃料を用いることにより、増殖性能を高くし、比重差によりFPを分離でき、使い切り状態まで燃焼が可能となり、高い利用率と長寿命が達成できるので、再処理不要である。また、燃料を液体金属状態に保持するために、炉心を高温（800 程度）にする必要があるため、冷却材としてはヘリウムガスを用い、その特性を生かし、ガスタービン直接発電により高熱効率化が可能となる。

### 4. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用化への課題、実用化までのマイルストーン

炉心概念の成立性見通しを確認している段階。実用化までの開発課題としては、セラミクス(SiC等)と液体金属燃料およびFPとの共存性の確認、燃料集合体シェル内の揮発性FPガスおよび固体FP挙動の確認等。

### 5. 経済性（建設費（kWeあたり）、発電単価等）

再処理を不要とすることから燃料サイクルコストの大幅削減を可能とする。また、ガスタービン直接発電によるシステムのコンパクト化により建設コストの低下と熱効率向上による発電コスト低減。

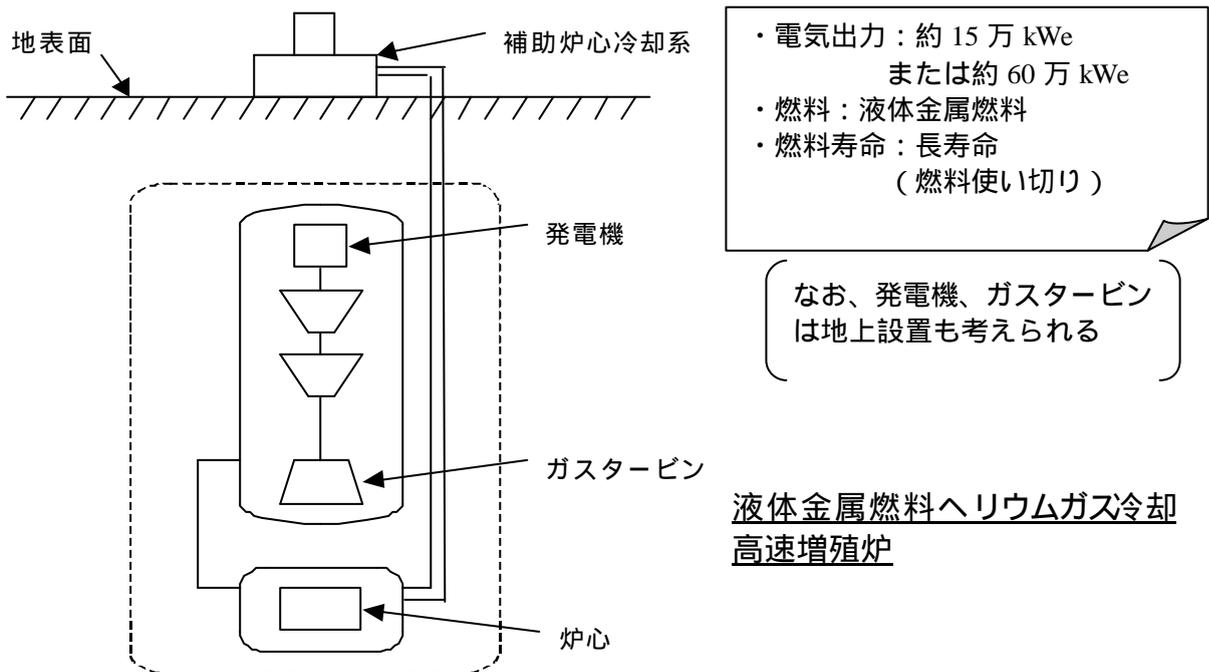
### 6. 主眼とする利用目的：発電

### 7. 安全性

軽水炉と同等の安全性を確保。さらに、燃料溶融事故を排除。

### 8. 立地性・市場性

小型分散電源として都市近接プラントあるいは僻地立地等の市場性がある。



## D. 小型ガス冷却長寿命高速増殖炉

### 1. 型式：ヘリウムガス冷却高速炉

開発者：三菱重工業株式会社

### 2. 適用する燃料サイクル：先進湿式再処理（今後、開発される方式に柔軟に対応）

### 3. 特徴および独自性（キーとなる要素技術）

高温のヘリウムガスによるガスタービン直接発電を利用した高熱効率発電プラント。

燃料型式として、TiN 被覆の燃料粒子を SiC バインダーにより直径 10mm 程度に固めた被覆粒子燃料を用いることにより、FPの保持性を高める。また、複数の異なる径の被覆粒子燃料により充填密度を高めることにより、高増殖比を確保するとともに、10 年以上の長寿命を達成する。また、ガスタービン直接発電により、従来 FBR での 2 次系を削除し、システムの簡素化を図るとともに、高熱効率化が可能となる。

### 4. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用化への課題、実用化までのマイルストーン

炉心概念の成立性見直しを確認している段階。実用化までの開発課題としては、セラミクス燃料集合体の開発と被覆粒子燃料の製作性確認。また、燃料の高温特性の把握並びに照射データの蓄積が必要。

### 5. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）

ガスタービン直接発電によるシステムのコンパクト化により建設コストの低下と熱効率向上による発電コスト低減。

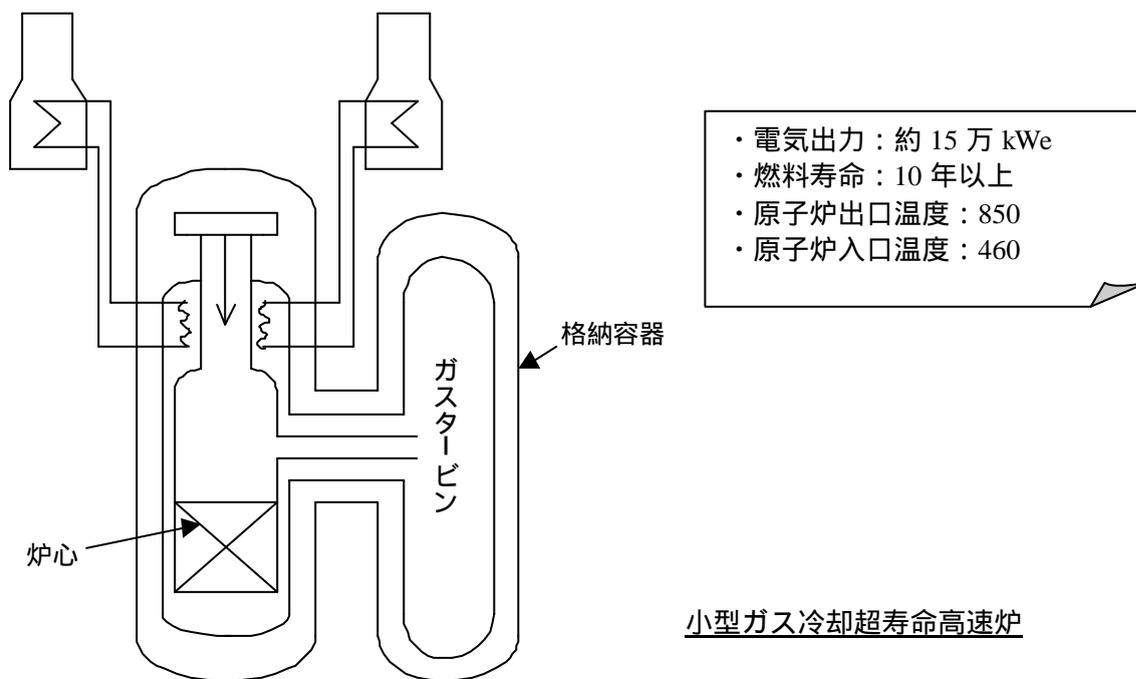
### 6. 主眼とする利用目的：発電

### 7. 安全性

軽水炉と同等の安全性を確保。さらに、燃料溶融事故を排除。

### 8. 立地性・市場性

小型分散電源として都市近接プラント、あるいは僻地立地等の市場性がある。



## E. 小型熱電発電 FBR

### 1. 型式：ナトリウム冷却熱電発電式高速炉

開発者：三菱重工業株式会社

### 2. 適用する燃料サイクル：先進湿式再処理（今後、開発される方式に柔軟に対応）

### 3. 特徴および独自性（キーとなる要素技術）

小型熱電発電 FBR は、中高温熱源である原子炉システムと、熱エネルギーを電気エネルギーに直接変換する熱電発電システムとを組合せたプラント概念であり、従来 FBR の 2 次系、水蒸気・タービン系を有さない新しい概念である。また、熱電発電方式としては、アルミナなどのイオン導伝体を用いて発電するアルカリ金属熱電発電（AMTEC）と半導体方式の熱電発電システムとを組み合わせ、発電効率の向上を図っている。

### 4. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用化への課題、実用化までのマイルストーン

小型熱電発電 FBR は、プラント構想の概念を構築した段階であり、実用化のためには、プラント概念の検討および AMTEC 発電システムの開発等が必要である。特に熱電発電システムの課題には、発電効率のアップ、発電システムの実現性があり、今後、試験による開発が必要である。なお、AMTEC の開発は、国内外で実現性の研究が多数行われており、三菱においても基礎的な AMTEC 発電の研究を行っており、発電原理確認等の見通しを得ている。

### 5. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）

従来 FBR に比較して熱電発電システムが追加となるが、2 次系設備、水蒸気・タービン系発電設備等が削除できることから、建設費、運転費の低減が期待できる。

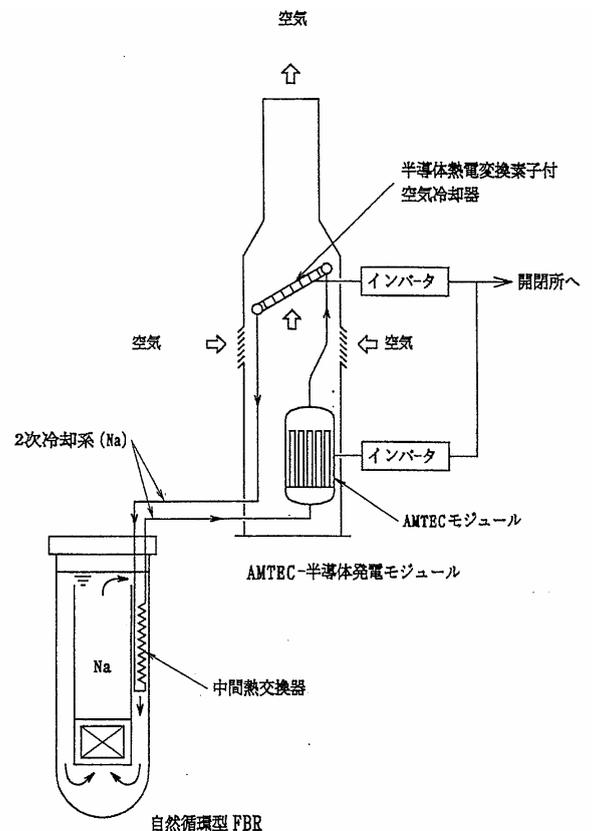
### 6. 主眼とする利用目的： 発電

### 7. 安全性

FBR の弱点である Na - 水反応がないシステムであり、又発電システムは静的機器で構成されることから、従来 FBR より安全性および信頼性が向上できる。

### 8. 立地性・市場性

小型分散電源として都市近接プラント、あるいは僻地立地等の市場性がある。



## F. 水素製造小型高速炉

### 1. 型式: ナトリウム冷却高速炉

**開発者:** 三菱重工業株式会社、東京ガス、原子力システム研究懇話会、  
新型炉技術開発株式会社

### 2. 適用する燃料サイクル: 先進湿式再処理 (今後、開発される方式に柔軟に対応)

### 3. 特徴および独自性 (キーとなる要素技術)

高速炉の熱を利用し、天然ガスを水蒸気で改質し水素を製造するプラント。

従来、天然ガスからの水素製造には 800 ~ 900 の高温が必要であったが、水素分離改質器 (膜方式改質器; 水素を製造しつつ、水素を分離する) により、中低温 (500 程度) の熱源で水素製造が可能となり、本水素分離改質技術と中低温の熱源である高速炉とを組合せたアイデアに、独自性を有するものである。

### 4. 現状の開発段階 (資金の投入状況含む) 実用化への課題、実用化までのマイルストーン

水素分離改質器については、基礎試験により原理確認を行った段階であり 大型化、ナトリウムとの共存性、水素製造設備を付加したことによる原子炉の安全性、運転性などの課題がある。

### 5. 経済性 (建設費 (kWe あたり) 発電単価等)

高速炉の熱源を用いることにより、従来の方式 (天然ガスの燃焼熱など) に比べ天然ガスの消費量が少なくなり、水素製造単価が安価になる可能性がある。

### 6. 主眼とする利用目的: 天然ガス改質による水素製造

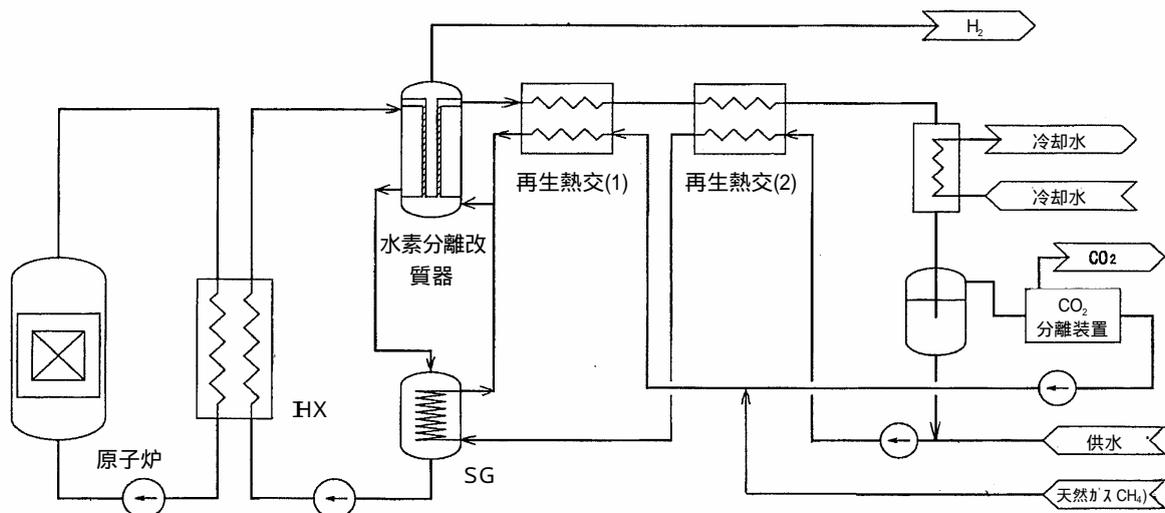
### 7. 安全性

水素、天然ガスの防爆対策、ナトリウム漏えい対策などを講じ、水素製造設備を付加しても、同等の安全性を確保する。

### 8. 立地性・市場性

来る水素エネルギー時代に向け、発電以外の新しい市場が期待できる。

- ・熱出力: 約 24 万 kWt
- ・水素製造: 約 20 万 Nm<sup>3</sup>/h  
(天然ガス改質法)
- ・原子炉出口温度: 580
- ・原子炉入口温度: 500



水素製造小型高速炉

## G. 水素製造付加式小型 FBR

### 1. 型式: ナトリウム冷却高速炉

**開発者:** 三菱重工業株式会社、東京ガス、原子力システム研究懇話会、  
新型炉技術開発株式会社

### 2. 適用する燃料サイクル: 先進湿式再処理 (今後、開発される方式に柔軟に対応)

### 3. 特徴および独自性 (キーとなる要素技術)

発電を行いつつ、天然ガスから水素を製造する水素製造併用型の発電小型プラント。

従来、天然ガスからの水素製造には 800 ~ 900 の高温が必要であったが、水素分離改質器 (膜方式改質器; 水素を製造しつつ、水素を分離する) により、中低温 (500 程度) の熱源で水素製造が可能となる。この水素分離改質技術と中低温の熱源である高速発電炉とを組合せたところに独自性を有し、発電を行いつつ、電力負荷が下がる夜間などに水素製造を行うことを特徴とする。

### 4. 現状の開発段階 (資金の投入状況含む) 実用化への課題、実用化までのマイルストーン

水素分離改質器については、基礎試験により原理確認を行った段階であり、大型化、ナトリウムとの共存性、水素製造設備を付加したことによる原子炉の安全性、水素製造併用に係る運転性などの課題がある。

### 5. 経済性 (建設費 (kWe あたり) 発電単価等)

電力負荷が下がる夜間に水素製造を行うことなど余剰熱源を有効活用することにより、原子炉の稼働率向上になり、発電単価および水素製造単価が安価になる可能性がある。

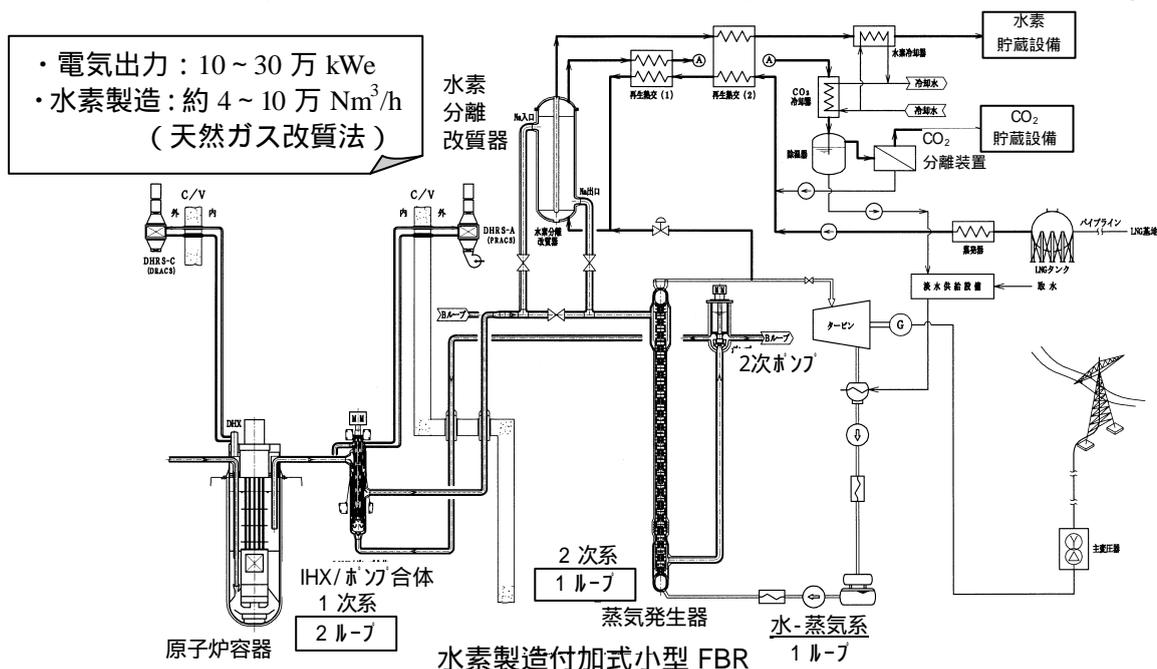
### 6. 主眼とする利用目的: 発電および水素製造

### 7. 安全性

水素、天然ガスの防爆対策、ナトリウム漏えい対策などを講じ、水素製造設備を付加しても、同等の安全性を確保する。

### 8. 立地性・市場性

発電とともに、来る水素エネルギー時代に向け、新しい市場が期待できる。



## H. 小型ループ式冷却炉

### 1. 型式: ナトリウム冷却高速炉

開発者: 三菱重工業株式会社

### 2. 適用する燃料サイクル: 先進湿式再処理 (今後、開発される方式に柔軟に対応)

### 3. 特徴および独自性 (キーとなる要素技術)

1次系の2ループ化、高流速L字型配管による1次系配管の短縮化、高温強度に優れる12Cr鋼などの革新的技術を導入することにより、プラントのコンパクト化が図れ、従来のループ型炉よりも経済性に優れ、FBR実用炉の技術実証も行うこともできる。また、ナトリウムバウンダリを二重構造としており、ナトリウム漏えい対策を強化している。

### 4. 現状の開発段階 (資金の投入状況含む) 実用化への課題、実用化までのマイルストーン

3に記載した革新的技術に関し、そのコンセプトの成立性見通しを確認している段階であり、技術的には克服できるものと考えられる。

### 5. 経済性 (建設費 (kWeあたり)、発電単価等)

3に記載した革新的技術や小型炉の特徴を生かした現地ユニット工法 (工場一体製作) の採用などにより、建設費を低減でき、軽水炉並の建設費の見通しである。

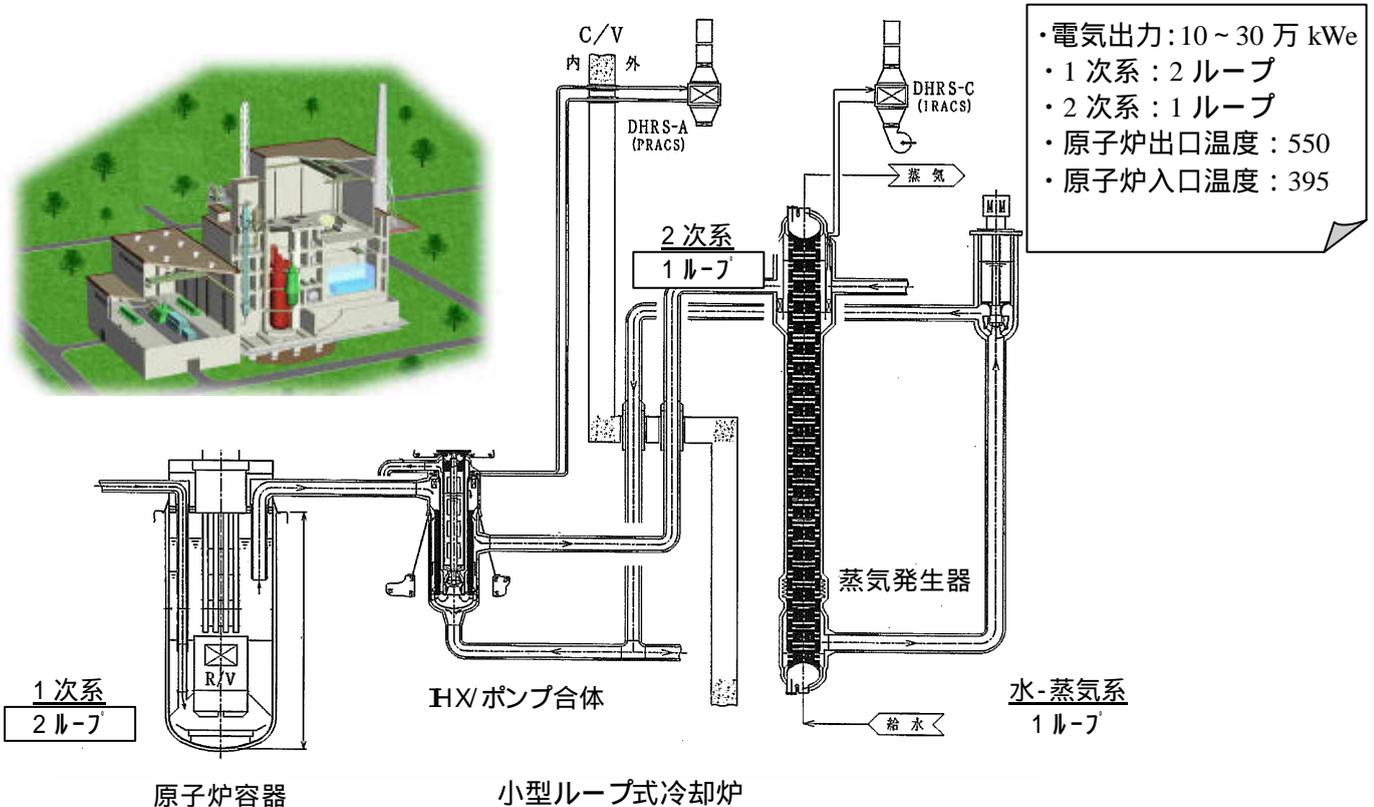
### 6. 主眼とする利用目的: 発電

### 7. 安全性

完全自然循環方式の崩壊熱除去系の採用により、受動的安全性を有する。

### 8. 立地性・市場性

小型分散電源として都市近接プラント、あるいは僻地立地等の市場性がある。



## I. 小型電源 MUSE (1MWt 分散型電源)

### 1. 型式: ナトリウム冷却高速炉

開発者: 三菱重工業株式会社

### 2. 適用する燃料サイクル: 特定 / 制約なし

### 3. 特徴および独自性 (キーとなる要素技術)

1MWt 程度 ( ~ 数倍程度 ) のエネルギー需要を想定し、極力動的機器を廃し静的なシステムとすることにより、最小限の要員でプラントの運転・維持ができる。また、燃料交換については (燃料交換時期: 3 年程度) 核不拡散抵抗性を高めるため、原子炉本体を構造的にシンプル・軽量の構造としてユニット化することにより、原子炉本体ごと一括交換することとし、燃料取扱・貯蔵設備などを有さない。

### 4. 現状の開発段階 (資金の投入状況含む) 実用化への課題、実用化までのマイルストーン

現状は概念検討段階。実用化までの主な課題としては、金属 / 窒化物燃料等の高性能燃料の開発、自然循環炉心除熱技術の確立、9Cr 鋼と安価な材料の採用を可能とする設計技術、大量生産によるコストダウン技術の確立等がある。

### 5. 経済性 (建設費 (kWe あたり) 発電単価等)

建設コストの目標を 5 億円 / 基と設定している。実現のため、プラント耐用年数の長期化、設計標準化、大量生産に適するシンプルな構造の採用、現地工事費の削減等を考えている。

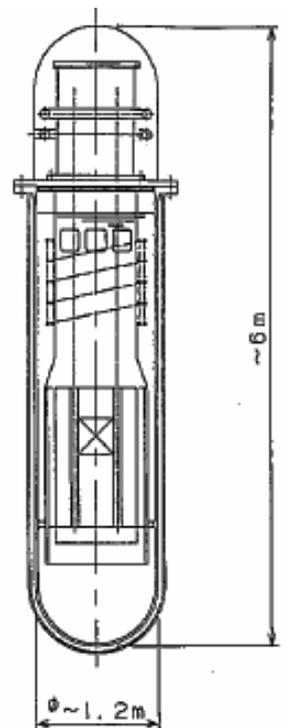
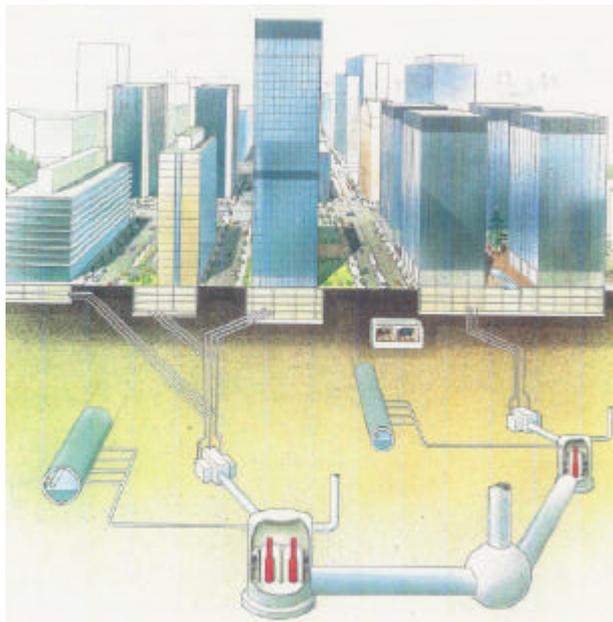
### 6. 主眼とする利用目的: 発電および地域熱利用

### 7. 安全性

超小型高速炉心の負のフィードバック特性や原子炉の静的除熱特性を利用して、炉心溶融に至るような重大なリスクの設計基準外事象を排除できるようにする

### 8. 立地性・市場性

小型分散電源 熱源として都市近接プラント、あるいは僻地立地等の市場性がある。



小型電源 MUSE 原子炉本体構造

## J. 小型自己制御式 Na 冷却炉

### 1. 型式: ナトリウム冷却高速炉

開発者: 三菱重工業株式会社

### 2. 適用する燃料サイクル: 特定 / 制約なし

### 3. 特徴および独自性 (キーとなる要素技術)

- (1) 炉心のフィードバック反応度特性 (負の炉心膨張係数など) を利用し、自己的に反応度を制御することを特徴とし、出力が増大に応じて原子炉出口温度を一定に保持しつつ原子炉入口温度が低下する様に (右下図参照) フィードバック反応度特性を調整したことに独自性を有する。
- (2) このため、出力調整のための制御棒操作は不要。また、燃焼反応度が小さいので、寿命期間中、燃焼補償のための制御棒操作が不要。
- (3) したがって、運転中の制御棒操作は一切不要。

### 4. 現状の開発段階 (資金の投入状況含む) 実用化への課題、実用化までのマイルストーン

現状は概念検討段階。実用化までの主な課題としては、金属 / 窒化物燃料等の高性能燃料の開発がある。運転 制御性 / 安全性については、常陽、もんじゅの低出力試験で実証可能と考えられる。

### 5. 経済性 (建設費 (kWe あたり) 発電単価等)

未評価。特有の付加的な機器が必要なく、炉心の出力密度は過去の小型高速炉の設計例並であること、計測・制御系が簡素化できる可能性があることなどから、他の小型高速炉プラント以上の経済性を達成できるポテンシャルを持つ。

### 6. 主眼とする利用目的: 発電および地域熱利用

### 7. 安全性

炉心の大規模損傷に繋がる可能性がある起因がほぼ排除されている。すなわち、  
・運転中の制御棒誤引き抜きによる反応度挿入は起こりえない。  
・過冷却による反応度添加、出力上昇が生じて、高温側冷却材温度は上昇しない。  
・自然循環により、事故後の冷却機能は維持できている。  
除熱喪失事象に対しても、大幅な冷却材上昇に至ることなく炉停止 (高温停止) できる。

### 8. 立地性・市場性

小型分散電源として都市近接プラント、あるいは僻地立地等の市場性がある。

起動棒 (運転中固定)

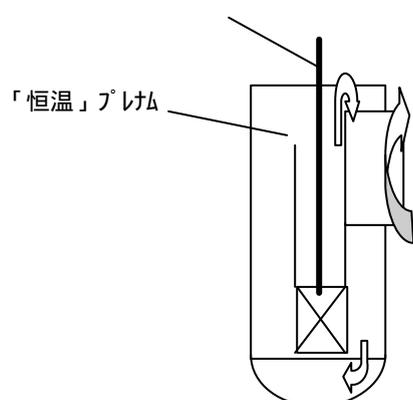
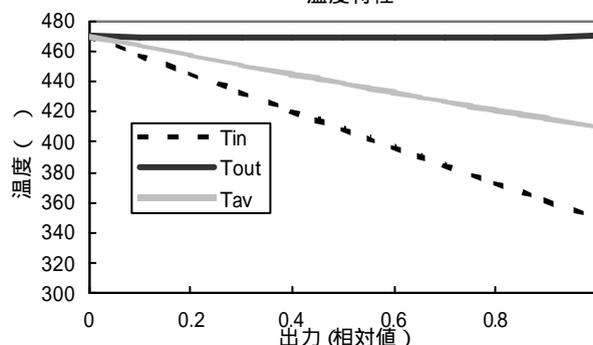


図 原子炉イメージ

図 原型炉クラスの反応度条件 ( $T_f = 110$ ) での温度特性



## K. 小型 PSR (1 次系加圧式 2 次系削除 Na 冷却小型炉)

### 1. 型式: ナトリウム冷却高速炉

開発者: 三菱重工業株式会社、新型炉技術開発株式会社

### 2. 適用する燃料サイクル: 先進湿式再処理 (今後、開発される方式に柔軟に対応)

### 3. 特徴および独自性 (キーとなる要素技術)

小型 PSR は、従来のナトリウム冷却 FBR とは逆に、1 次系を水蒸気系より 1MPa 程度高圧 (約 6MPa) にすることにより、万一の SG 伝熱管破損時に Na を伝熱管内側へ流入させ、Na-水反応事象を抑制させ (伝熱管破損が最大 1 本以内で収束)、また反応生成物が伝熱管内に留まり炉心まで混入することを防げるため、2 次系設備を完全に削除できる合理的なプラント概念である。

### 4. 現状の開発段階 (資金の投入状況含む) 実用化への課題、実用化までのマイルストーン

PSR は、プラント構想及び安全シナリオ等の概念を構築した段階であり 実用化のためには、1次系高圧化の有効性 (Na - 水反応の緩和見通し、2 次系削除による建設費低減効果等) を定量的に試験評価し、また、PSR の課題 (1次系高圧化に伴う問題点等) を検討 評価する必要がある。

なお、Na - 水反応に関する基礎試験により Na - 水反応の緩和見通しを得ている。

### 5. 経済性 (建設費 (kWe あたり)、発電単価等)

PSR は 2 次系を削除できることから、2 次系を有する FBR より約 5% 以上の建設費低減が得られ、軽水炉並の建設費、発電単価になることが期待できる。

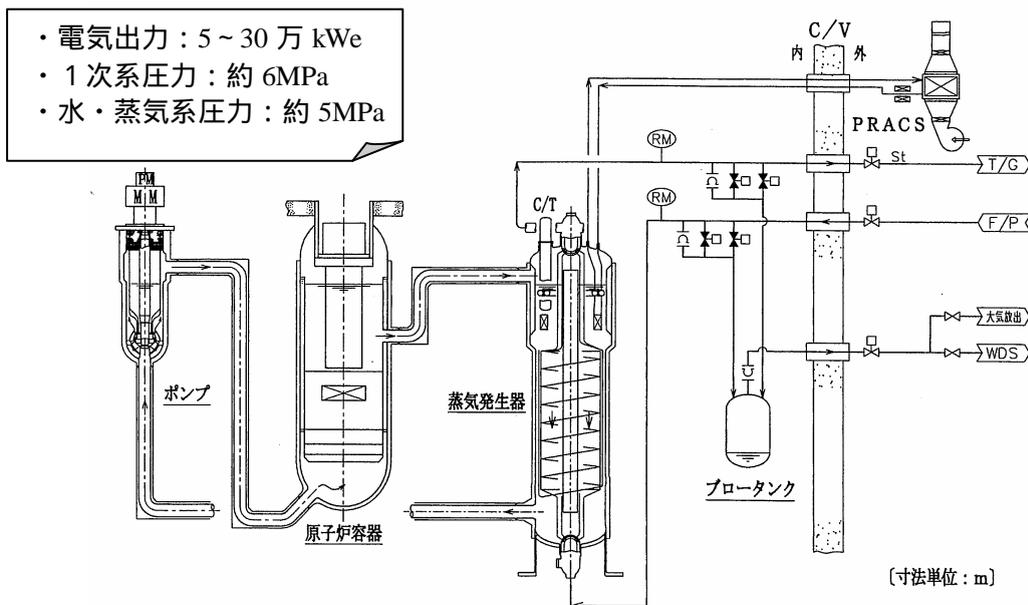
### 6. 主眼とする利用目的: 発電

### 7. 安全性

FBR の弱点である Na - 水反応の拡大を防止でき、また、1 次系の高圧化により炉心安全の向上が期待できるため、従来 FBR より安全性を向上することができる。

### 8. 立地性・市場性

小型分散電源として都市近接プラント、あるいは僻地立地等の市場性がある。



小型 PSR

## A. 金属燃料高速炉/乾式リサイクルシステム

1. 名称：金属燃料高速炉/乾式リサイクルシステム
2. 形式：Na 冷却金属燃料高速炉
3. 開発者：(財)電力中央研究所、共同研究者：核燃料サイクル開発機構、日本原子力研究所、EU 超ウラン元素研究所
4. 適用する燃料サイクル：乾式再処理(金属電解法)、軽水炉酸化物燃料には電解還元を適用
5. 特徴とキーとなる要素技術(図 1 にシステムとともに主要要素技術を示す)

### (1)特徴

- ・増殖性、安全性等に優れた金属燃料高速炉と乾式法による燃料リサイクルシステム
- ・軽水炉使用済み燃料(UO<sub>2</sub>,MOX 等)も電解還元処理して高速炉燃料として使用する
- ・六ヶ所再処理施設から生じる Pu も電解還元からの製品に混合して使用する(現行の軽水炉サイクルとの整合性)

### (2)キーとなる要素技術

#### 乾式リサイクル

##### 【電解精製、TRU 抽出、射出成型、廃棄物塩処理】

- ・電解精製により固体陰極に U を、液体陰極に Pu, マイナーアクチニド(MA:Np,Am,Cmを総称)を一括して回収する
- ・電解質である溶融塩中に残留する U,Pu,MA を抽出により 99.9%以上回収する
- ・高速炉燃料 U-Pu-Zr-MA 合金が射出法により、一度に数十本単位で製造できる
- ・高レベルの放射性元素を含む廃棄物は人工鉱物の形に固化処理する

##### 【酸化物の電解還元】

- ・酸化物燃料を電解還元で金属に転換すると同時に燃焼に毒となる元素を除去することにより直接金属燃料の原料が生産できる

#### 金属燃料 FR

##### 【炉心・燃料】

- ・燃料密度が高く、内部転換比が良い、規模・燃焼度・倍増時間が同程度の酸化物燃料炉心に比べ、ブランケット所要量が 20-30%削減できる
- ・高い増殖比が達成できる(~1.4 程度まで)
- ・熱伝導度がよく、運転時の燃料温度が 1000 以下と低いため、受動的な安全確保に有利である。

## 6. 現状の開発段階、実用化への課題、実用化までのマイルストーン

### (1)現状の開発段階

日本：我が国にあったプロセス技術開発、工学技術開発の段階

米・欧の状況

- ・金属燃料炉については米において実験炉(EBR-II)の稼働で実証されている
- ・乾式技術については米において工学実証段階にあり。欧においても開発が活発

化してきており国際分担、協力により効率的な投資、リスクの低減が図れる

(2) 実用化への課題、実用化までのマイルストーン(1号基設置まで)

- ・2005年(実用化戦略調査研究フェーズ3の開始年)から要素技術の工学実証試験
- ・2010年ごろ高速実験炉「常陽」を用いた燃料照射、乾式リサイクル一体化試験(許認可取得データの収集を含む)
- ・2020年頃実用化一号炉、サイクル施設の建設

7. 主眼とする利用目的：エネルギーセキュリティの確保、多目的利用中小型炉、長寿命炉心小型炉

8. 経済性(建設費(kWeあたり)、発電単価等)：リサイクルプロセスがバッチ処理で簡素であるため、数10t-HM/yの小規模サイクル施設でも高い経済性が達成可能

9. 安全性：

【金属燃料炉心】

- ・従来と同様の原子炉保護系を設置すれば先行炉と同等以上の安全性を確保できる。
- ・燃料が低融点であることを活用した再臨界回避概念の可能性あり

【乾式リサイクル施設】

- ・高温バッチ処理という特性に適合するサイクル施設安全論理の確立が課題である

10. 在来炉との役割分担

- ・電解還元、乾式再処理の適用により現在の軽水炉サイクルと高速炉サイクルを統合化した炉サイクルシステムとすることができる
- ・プルサーマル燃料等を電解還元しそこに湿式再処理からのPuを添加することで高速炉用の燃料とすることができるため、現在建設中の六ヶ所再処理工場との整合性を図ることができる

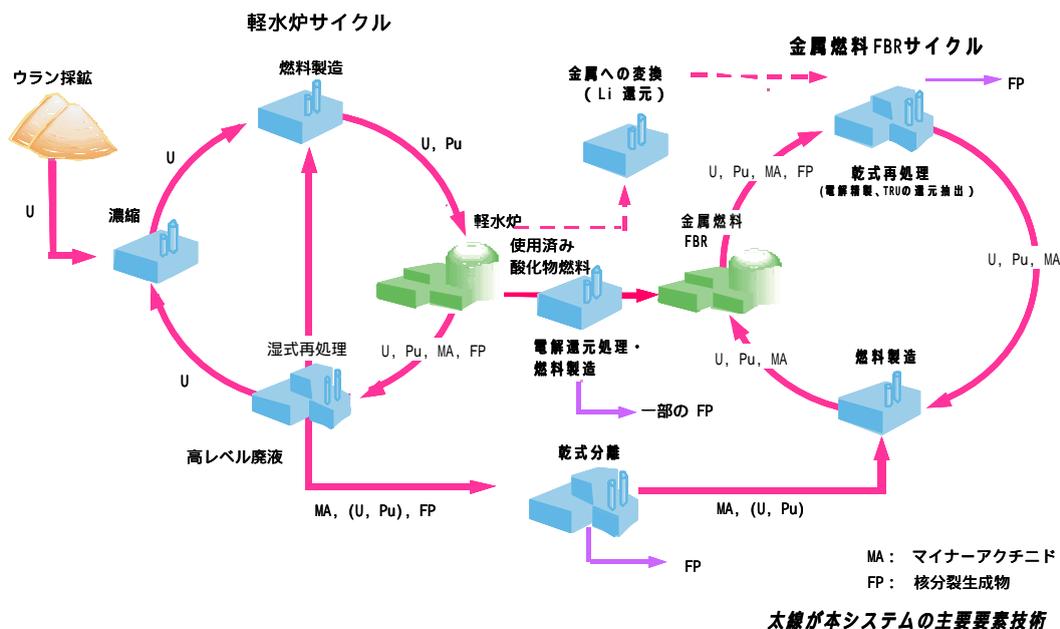


図1 乾式処理技術を用いた軽水炉サイクルと金属燃料FBRサイクルの一体化システム

## B. 4S (Super Safe, Small and Simple) 炉

### 1. 名称、形式、開発者（共同研究者含む）

名称：4S (Super Safe, Small and Simple) 炉

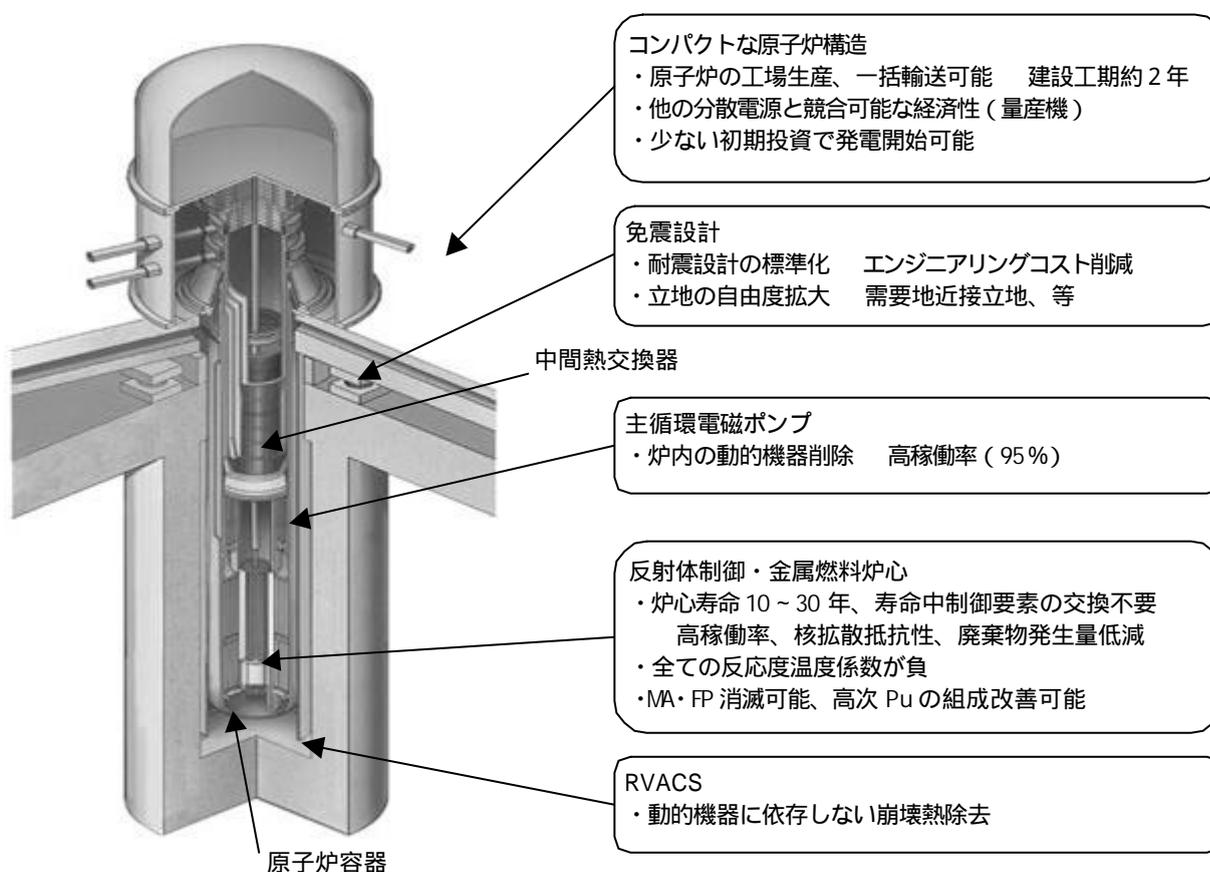
型式：ナトリウム冷却小型高速炉

開発者：（財）電力中央研究所、株式会社東芝

### 2. 適用する燃料サイクル

金属燃料乾式サイクル

### 3. 特徴および独自性（キーとなる要素技術）



### 4. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用化への課題、実用化までのマイルストーン

概念設計の段階は終了している。1988 年から現在までに投入した資金は約 10 億円。

実用化に向けて以下の課題が挙げられる。

- ・金属燃料炉心の安全性：U-Zr 合金燃料については米国 ANL に豊富な開発実績あり。実機サイズの燃料（1～2m）、TRU 含有燃料については実証が必要。

- ・反射体（照射挙動、応答特性）：反射体制御の成立性については臨界集合体（NCA）にて確認済み。実機体系の機能確認と長期健全性の実証が必要。
- ・環状大口径電磁ポンプ：中規模電磁ポンプ（40m<sup>3</sup>/min）は実証済み。規模はほぼ同等（48m<sup>3</sup>/min）であるが環状大口径であるため実体系での確認が必要。

以上の課題については、実機相当の実証試験炉により確認し、商用化する戦略を立案している。下表のスケジュールにより、プロジェクト開始から最短約9年で商用炉の着工が可能。

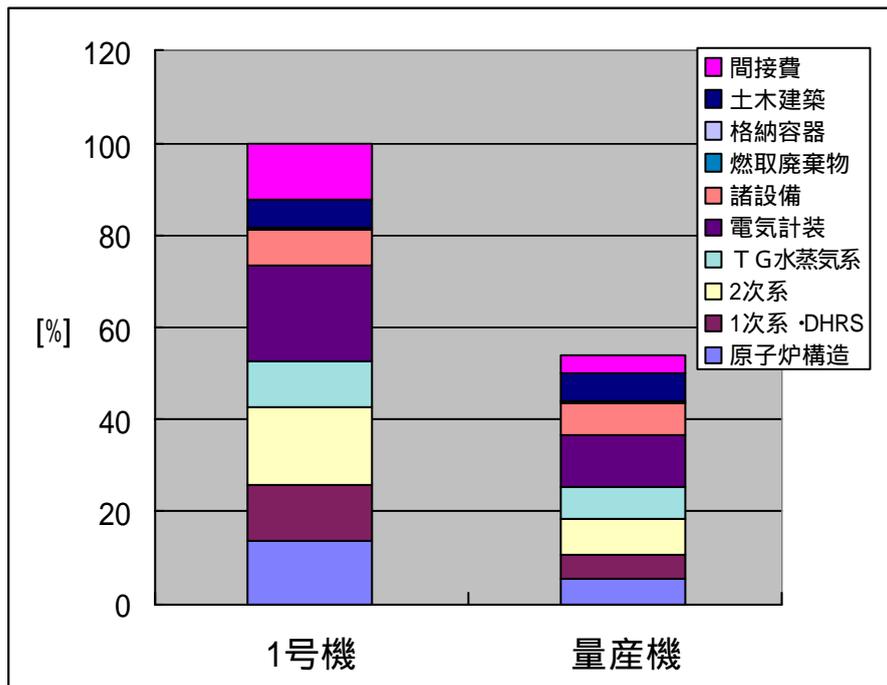
年数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10~
実証試験炉許認可	[Bar]			[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]
実証試験炉建設	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]		[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]
試験・運転	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar: 実証試験]				
商用炉型式認定	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]
商用炉建設	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]	[Bar]

5. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）

初号機の建設単価（単位出力あたりの建設コスト）は、設計簡素化の効果により、大型 LWR の約 2.2 倍、同出力の小型 LWR (IAEA 報告) の約 0.7 倍、スケール則から推定される同規模高速炉の約 1/4 を達成。

量産効果によるコスト低減は、習熟の進んだ機器では期待できないが、原子炉系・冷却系で大幅な低減が見込まれ（下図）、量産機では大型 LWR 並みの建設単価を達成。

発電コストは 10 万 MWd/t の燃焼度を達成することで他の分散電源より優れる（5 円/kWh 以下）。



## A. 高温ガス炉（ペブルベッド型） SHTR-GT

### 1. 開発目的・開発主体

ペブルベッド型高温ガス炉は、球状燃料を用いた固有の安全性に優れた高温ガス炉で、900 を超える高温の熱エネルギーを供給できる。これを利用して、高効率のガスタービン発電や水素製造などの高温熱利用が可能である。ガスタービンと組合せた高温ガス炉ガスタービン発電プラント SHTR-GT は、単純なシステム構成で、高い固有の安全性を備え、単基モジュール出力約 10 万 kWe の、比較的小さな需要に対し高い経済性と柔軟性（プラント容量、立地）に富む、世界標準小型発電プラントを目指すものである。富士電機(株)、川崎重工業(株)を中心とする第一原子力産業グループ(FAPIG)が国際協力を視野に入れて開発中である。

### 2. 特長

- (1) 経済性の向上：直接サイクルガスタービンの採用による高効率化（約 45%）と系統簡素化、高い固有安全性による安全設備の簡素化、モジュール出力の抑制による一層のシステム簡素化、標準設計による量産効果等により、大幅な経済性向上を図る。また、ペブルベッド型炉心の採用により、運転中に連続的に燃料交換が可能のため、燃料交換のための原子炉停止は不要である。このため、高稼働率を達成できる。以上により、将来の大型軽水炉に匹敵する高い経済性の達成、すなわち、建設単価 15 ～ 20 万円 / kWe、発電単価約 4 円/kWh を目指す。
- (2) 高い固有の安全性：高温ガス炉固有の安全性と、炉心寸法・炉心出力密度の適切な選定により、事故時に全冷却系の機能が失われた場合等にも、原子炉からの自然放熱による崩壊熱除去が可能で燃料の健全性が失われることはない。この場合、制御棒などの原子炉停止系による緊急停止がおこなわれなくても、炉心の負の反応度温度係数により、原子炉は自然に停止する。したがって、大量の放射能が環境に放出される事故の心配がなく、周辺公衆の緊急避難が不要で、需要地近接立地にも適している。
- (3) モジュール型炉としてのフレキシビリティ：単基電気出力約 10 万 kW のモジュールを需要に応じて複数設置することにより、同一設計で幅広いプラント容量に柔軟に対応でき、投資リスクの低減が可能である。また分散型電源としての利用にも適している。
- (4) 燃料サイクル上の特長：被覆燃料粒子の採用により 9 万 MWD/t に達する高燃焼度を得られる。この結果、原子炉内で生成したプルトニウムも大部分が炉心内で燃焼し、使用済み燃料中の分裂性核種の量は少ない。したがって、炉心内での 1 回の燃焼によっても、核燃料物質を有効に利用できるということが出来る。また、燃料のセラミック被覆を除去すれば、既存の軽水炉と同じ湿式再処理システムで再処理することが可能で、セラミック脱被覆技術も実用化可能な技術が開発済みである。更に、燃料のセラミックス被覆は化学的、物理的に極めて安定なので、使用済燃料の長期保存にも適している。

- (5) 原子力エネルギーの有効利用：ガスタービンサイクルの採用により、発電効率を低下させることなく海水淡水化、地域暖冷房に排熱を利用することができる。また将来的には、高温の熱を用いた水素製造など化学プロセスへの熱供給も可能である。

### 3. プラントの概要

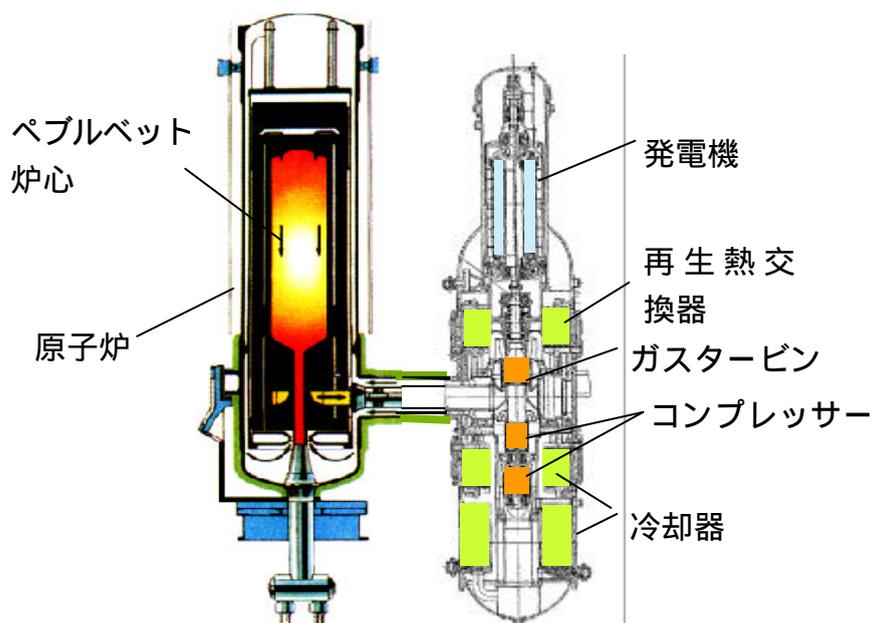
原子炉は球状燃料を用いるペブルベッド型炉心で、冷却材にヘリウムを用いる。原子炉出力は約 200MWt で、冷却材原子炉出口温度は約 900 である。燃料は低濃縮ウランをセラミックス（炭素及び炭化珪素）で被覆した被覆燃料粒子（直径約 1mm）を、黒鉛マトリックス内に分散させた直径 6cm の球状燃料である。燃料球は運転中に連続的に交換しながら複数回循環させて使用するため、余剰反応度が小さくてすむ。

ペブルベッド型炉心はドイツの実験炉、原型炉で実績があるが、本プラントの原子炉のような事故時に自然放熱だけで十分除熱できる小型のモジュール型炉は設計概念例があるだけでまだ実現はしていない。

原子炉から出た高温のヘリウムガスは、ガスタービンを駆動し、再生熱交換器で原子炉への戻りガスを加熱し、前置冷却器を経て、低圧圧縮機に入る。さらに中間冷却されて高圧圧縮機に入り、最後に再生熱交換器で熱回収して原子炉に戻る。このガスタービン再生サイクルにより高効率の発電を行なう。ガスタービンシステムはタービン、圧縮機、発電機を一体とした 1 軸縦置き型で、熱交換器とともに動力変換容器中に格納したコンパクトな設計である。磁気軸受け、コンパクト熱交換器を採用する。

### 4. 開発の現状と今後の計画

現在は予備的フェジビリティ検討を開始し、基本仕様のつめを行っている段階である。原子炉及びガスタービンシステムの基本設計を進め、海外との協力により、2010 年頃までにプラント概念の実証を行い、2010 年代に実用 1 号炉の運転開始を目指している。



ペブルベッド型高温ガス炉ガスタービン発電プラント SHTR-GT

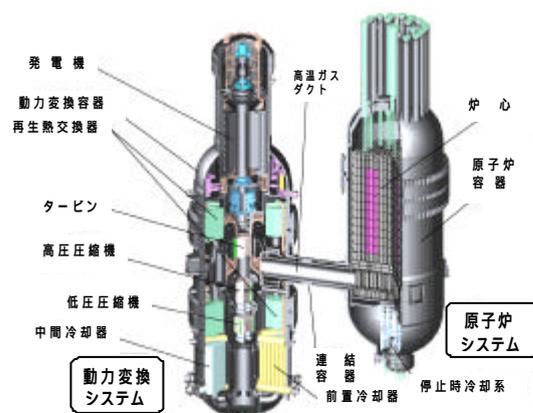
## B. 高温ガス炉(プリズマティック型) GT-MHR

### 1. 開発目的・開発主体

GT-MHR (Gas-Turbine Modular Helium Reactor)は、小型モジュール高温ガス炉とガスタービンを組合せた、高効率発電プラントである。ブロック型炉心の採用により、高い固有の安全性を維持しながら単基モジュール出力を約30万kWeまで増大した、比較的大きな需要に対し、高い経済性と柔軟性(プラント容量、立地)に富む、世界標準中小型発電プラントを目指すものである。現在、高温ガス炉の優れたプルトニウム燃焼特性に着目し、米国エネルギー省とロシア原子力省の資金援助の下、米、露、日、仏の企業(General Atomics社、OKBM、富士電機、フラマトム ANP)が参加して、核兵器解体プルトニウムの燃焼処分と次世代発電炉の開発を目的に共同開発を推進中である。

### 2. 特長

- (1) 経済性の向上 : 直接サイクルガスタービンの採用による高効率化(約45%)と系統簡素化、高い固有安全性による安全設備の簡素化、ブロック型燃料炉心の採用による単基出力増大、標準設計による量産効果等により、大幅な経済性向上を図り、建設単価約1100\$/kWe、発電単価約3~3.5¢/kWhを目指し、天然ガスコンバインドサイクル発電との競合をねらう。
- (2) 高い固有の安全性 : 高温ガス炉固有の安全性と、炉心寸法・炉心出力密度の適切な選定により、事故時に全冷却系の機能が失われた場合等にも、原子炉からの自然放熱による崩壊熱除去が可能で燃料の健全性が失われることはない。したがって、大量の放射能が環境に放出される事故の心配がなく、周辺公衆の緊急避難が不要で、需要地近接立地にも適している。
- (3) モジュール型炉としてのフレキシビリティ : 単基電気出力約30万kWのモジュールを需要に応じて複数設置することにより、同一設計で幅広いプラント容量に柔軟に対応でき、投資リスクの低減が可能である。また分散型電源としての利用にも適している。
- (4) 燃料サイクル上の特長 : 商用発電炉の場合には低濃縮ウラン燃料を使用するが、被覆燃料粒子の採用により10万MWD/tを超える高燃焼度が得られる。また、燃料のセラミックス被覆を除去するだけで、既存軽水炉と同じ再処理システムの適用が可能で、化学的・物理的にきわめて安定な燃料体は、使用済燃料の長期保存にも適している。
- (5) 原子力エネルギーの有効利用 : ガスタービンサイクルの採用により、発電効率を低下させることなく海水淡水化、地域暖冷房に排熱を利用することができる。また将来的には、



GT-MHR 原子炉モジュール

高温の熱を用いた水素製造など化学プロセスへの熱供給も可能である。

### 3. 開発の現状と今後の計画

現在までに基本設計を完了し、今年から最終設計及び動力変換システムを中心とした要素・システムの実用化に向けた技術開発を進め、2006年にロシア国内の安全審査終了、2009年第1号モジュール運転開始を目標としている。第1号モジュールにより、発電プラントとして実証し、被覆燃料粒子の燃料核を低濃縮ウランに変更した商用プラントの建設につなげる。

## A. 高温高性能軽水炉（超臨界圧軽水炉）

東京大学/(株)東芝/(株)日立製作所

貫流型ボイラの原子炉版である超臨界圧軽水冷却炉は軽水炉の理論的発展形である。超臨界圧では沸騰がなく、再循環も不要で高エンタルピーの冷却水で直接蒸気タービンを駆動できる。流量も少なく、最も単純でコンパクトな原子炉になり熱効率も向上する。同一のプラントシステムで熱中性子炉と高速炉が可能である。熱中性子炉を高温高性能軽水炉或いは超臨界圧軽水炉と呼ぶ。

軽水炉は 40 年以上前に当時実用化されていた亜臨界圧火力発電の技術をもとに開発され、原子炉の市場を支配してきた。その設計は原子炉容器、燃料集合体、制御棒、蒸気タービン、給水ポンプ、格納容器などによって特徴づけられている。その後細かい改良はなされてきているが、設計は大きく変化していない。現在の軽水炉技術は柏崎 6, 7 号機の建設に見られるように設計、製造、建設技術の革新や改良に重点が移っている。

火力発電の最新技術は軽水炉開発後も間もなく亜臨界圧から超臨界圧に移行した。そろそろその利用によって軽水炉の設計面での革新を図る時が来ているように思われる。

ボイラは丸ボイラ、水管ボイラ、貫流ボイラと発展してきた。軽水炉は冷却水の循環のある丸ボイラの一つである。貫流ボイラは最も発達した形式のボイラであり超臨界圧火力発電プラントとして 40 年間以上用いられている。超臨界圧軽水炉はボイラ発展法則に合致している。最近 11 年間に日本では 28 基の超臨界圧火力が運転開始しており、日本はこの分野で世界最高の技術を有している。火力と原子力プラントの機器は同じ工場で作られている。

超臨界圧軽水炉は軽水炉の理論的発展形である。

出口温度は高いが主要機器の使用温度はすべて火力や軽水炉で経験している温度以下とする炉概念となっており、その経験が生かせる。動的機器の高信頼性が期待できる標準化が拡大し高温材料開発とともに火力のように性能向上が可能である。日本の優れた超臨界圧火力発電技術、鉄鋼材料技術を生かすことができ産業戦略上優れている。

炉心、プラント、熱収支、安全性、制御、起動、安定性等設計や安全評価にかかわる主要点をこの炉のための計算コードを作成して検討し、概念とその成立性が示されている。

再循環ポンプ、気水分離器などが不要で原子炉容器が小型化する。格納容器内にある冷却水の保有エネルギー（エンタルピー）が減少し、格納容器は小型化する。原子炉容器の重心の高さも制御棒が上部から挿入できるため低下する。熱効率は約 28% 向上し、燃料の有効利用が図れる。高温の超臨界圧水は単位体積当り保有エネルギー（比エンタルピー）が大きく、流量も少ないので主蒸気管本数、低压タービンと復水器の台数が低減する。タービン自身もフルスピード（3000rpm）のものをを用いることができ小型化する。原子炉系のみならずタービン系もコンパクトになるのは本概念の特徴である。

超臨界圧軽水炉は発電利用が主目的であるが 500 台の高温が得られるので超臨界水の化学物質分解能力を生かしてタール等の低品位化学燃料から有害物質を除くとともに水素や高品質の化石燃料製造に用いる。250 で炭化水素含有物から水素を製造する触媒も発明されているので、このシステムをタービン系に組み合わせて用いることも考えられる。

安全設計基準は軽水炉と類似でありその経験を生かすことができる。単相流なのでバーンアウトがない。安全性は軽水炉と同等である。軽水炉は事故による公衆の死亡ゼロの素晴らしい実績がある。貫流型のため不純物が炉水に滞留せず無沸騰なので微小欠陥での有害元素濃度の上昇も生じない。この結果長年輕水炉を悩ませてきた応力腐食割れ問題から開放される水冷却炉を実現できる可能性がある。コンパクト化により資本費が低下し、投資絶対額の減少が可能で規制緩和された市場での新規建設にお

ける原子力発電の競争力を増す。小型化してもタービンなど火力機器との共通化により経済性のデメリットを克服できる可能性がある。出力は小型炉から在来炉並みの出力まで広くカバーできる。

日本学術振興会の未来開拓事業で水化学、伝熱等の研究が東大の研究グループにより1998年より4年間の計画で行われている。2000年から欧州共同体の研究予算で、高性能軽水炉の名称のもと欧州の6つの研究所とドイツフラマトムと東大のグループで研究が行われている。東大の設計をリファレンスとして検討しそのほとんどを採用している。全機関が2003年よりの次期計画への参加を表明している。

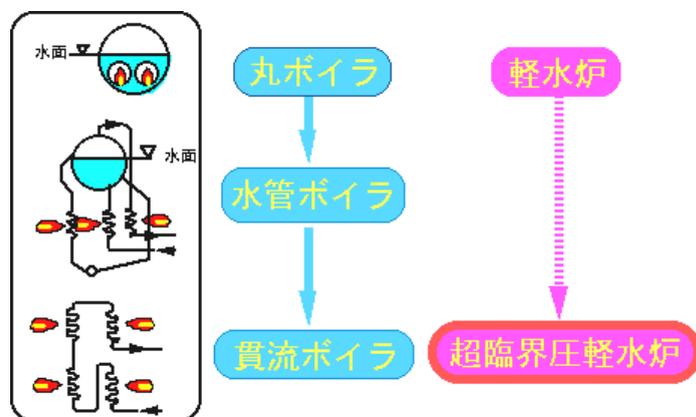
2000年よりエネルギー総合工学研究所の革新的実用原子力技術開発提案公募事業として東芝を代表者とし日立、東大、九大、北大のグループに5年間の予算が認められ、プラント概念、伝熱流動、材料腐食、水化学について研究されている。

米国エネルギー省の原子力エネルギー研究戦略(NERI)では合計4件の研究グループに予算がついている。それぞれの代表機関はアルゴンヌ国立研究所、アイダホ国立研究所、ウィスコンシン大学、スタンフォード国際研究所で材料腐食、熱流動関係のテーマが中心である。なおアイダホ国立研究所のテーマは超臨界圧軽水冷却高速増殖炉である。

米国の第4世代原子炉に水冷却炉グループに提案された約30の炉概念の中で超臨界軽水冷却高速炉とともに唯一選ばれている。カナダと米国との国際原子力戦略研究(I-NERI)のテーマの一つになっている。韓国も米国に昨年I-NERIのテーマとして希望している。ロシアとインドが共同研究中である。これ以外にも興味のある国や研究者は世界中に大勢いる。日本で開発された炉概念を欧米の主要原子力機関が研究するのは最初であり、世界の研究をリードしている。

#### 参考文献

1. 岡 芳明、越塚 誠一「貫流型超臨界圧軽水冷却原子炉の概念」  
日本原子力学会原子力発電部会第1回夏期セミナーテキスト、平成13年7月25日-26日 小樽
2. 岡 芳明「高温高性能軽水炉原子力発電プラント」  
エネルギーレビュー p48-51,2002年2月
3. 岡 芳明「高温高性能軽水冷却原子力発電プラント...貫流型超臨界圧軽水冷却原子炉の概念」  
日本原子力学会誌 和文誌掲載予定



## B. 高温高性能軽水冷却高速炉（超臨界圧軽水冷却高速炉）

東京大学

水冷却で高速炉とするためには燃料棒を稠密に配置した炉心とする必要がある。超臨界圧軽水冷却炉は冷却水のエンタルピー上昇が大きく、再循環も不要なので、冷却水流量が軽水炉の 1/8 程度である。高圧給水ポンプを装備しており、冷却水流量が少ないこととあいまって稠密な燃料格子の冷却に伴うポンプ動力の増加が設計上の制約とならないので稠密燃料格子の高速炉に適している。单相流なので熱水力不安定性も軽減される。

出口冷却水密度は 0.1g/cc より少し低く、沸騰水型軽水炉の出口平均密度の 1/3 以下であり増殖に適している。

原子炉系統、プラント系統とも超臨界圧軽水炉（熱中性子炉）と同じものでよい。水冷却技術は火力発電や原子力発電のみならず広く用いられている。技術的な経験が豊富で高速炉のために新たな冷却技術や新しい機器を開発する必要がない。

高速炉は減速材が不要なので熱中性子炉より高出力密度である。そのため同じ原子炉容器でも高出力が得られる。プラント出力当りの必要な物量が低減し、経済性が向上する。合理的な再処理技術、MOX 燃料加工技術の開発により、MOX 燃料が適切な価格で得られれば、熱中性子炉に経済性で勝る高速炉という永年の夢を実現できる可能性がある。出力規模は需要動向や送電線に応じたものを選べる。

安全性は軽水炉の安全系や安全確保の考え方をもとにしているので、実績があり優れている。受動的な安全系（静的安全系）の導入も可能である。

環境負荷低減の観点ではプルトニウム多重リサイクルにより使用済燃料蓄積量が低減する。熱効率の向上による電気出力当りの廃棄物量と温廃水量が低減する。高温超臨界水の化学物質分解能力を利用してタールのような不純物を多く含む低品位化石燃料から水素や高品位炭化水素を製造できる。火力発電でこれら化石燃料を直接燃焼しようとする場合は含まれる不純物が環境汚染物質として大気中に放出される恐れがあり、環境対策設備の強化が必要であるが、超臨界水による分解の場合は不純物はエネルギー製品側には残らないので環境負荷が低減する。これにより水素等エネルギー製品の市場に参入できる可能性がある。

研究開発課題は熱中性子炉と共通である。ウラン資源の制約のないエネルギーセキュリティの早期実現は、エネルギー資源のない日本にとって永年の夢であり、それを実現できる可能性がある。

## A. 高温ガス炉

### 1. 名称、形式、開発者（共同研究者含む）

名称：高温ガス炉、形式：黒鉛減速ヘリウム冷却型熱中性子炉（プリズマティック炉心）、開発者：原研

### 2. 適用する燃料サイクル： 燃料被覆層を除去の後、既存軽水炉と同様の湿式再処理。燃料被覆層の除去については基盤技術開発を完了。

### 3. 特徴及び独自性（キーとなる要素技術）： 高い安全性を有しつつ、高い経済性を達成可能。水素製造等の多様なエネルギー供給が可能。多様な燃料利用に対応可能。平均 120GWd/ton 以上の高燃焼が可能な被覆燃料粒子の特長を活かし、2年間の長期燃焼、稼働率の向上が可能。

キーとなる要素技術として、HTTR を用いて確立される原子炉技術及び燃料・材料の高度化技術、原子炉出口冷却材温度 850 で約 45%の熱効率（発電用高温ガス炉 GTHTTR300）、950 で約 50%の熱効率（改良型発電用高温ガス炉）が可能な直接サイクルヘリウムガスタービン技術、改良型発電用高温ガス炉を基にした水素製造用高温ガス炉の原子炉技術、水と核熱だけから水素を製造する熱化学法 IS プロセス技術。

### 4. 現状の開発段階（資金の投入状況を含む）、実用への課題、実用化までのマイルストーン： 2002 年度からの HTTR 安全性実証試験等の HTTR を用いて確立される原子炉技術をベースに、発電用高温ガス炉 GTHTTR300 については 2010 年代の早期実用化を目指しており、要素技術開発、概念設計、経済性評価を 2007 年度まで実施する。水素製造用高温ガス炉については、2020～2030 年代の実用化を目指して、HTTR 水素製造（水蒸気改質法）システムの実規模単一反応管模擬試験及び要素技術開発、並びに熱化学法 IS プロセス工学基礎試験を 2004 年度まで、HTTR 水素製造システム実証試験を 2008 年開始、熱化学法 IS プロセスベンチ規模試験を 2010 年度まで、その後、改良型発電用高温ガス炉の実用化、水素製造実証高温ガス炉プラントを建設する。

### 5. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）： GTHTTR300 は、簡素な設備であることにより、合計建設コストは約 538 億円、単位電力あたりの建設コストは約 19.7 万円/kWe である。発電コストに関しては、減価償却を 60 年とした場合、建設コストに燃料コスト（1.1 円/kWh）及び軽水炉の実績から推定した運転維持コストの 1.5 円/kWh を加えて、合計の発電コストは約 4.2 円/kWh となる。今後、建設工程を詳細評価し効率化することで、さらなる建設工期の短縮が可能であり、約 10% 程度のコスト低減は可能であり、発電コスト約 4 円/kWh が可能と考えている。1 基あたりの建設コストが小さく、初期投資リスクが低いことも特徴である。水素製造単価は、従来の化石燃料水蒸気改質法の水素製造単価（二酸化炭素の処理処分費を含めて計算）の約 7 割が可能。

6. 主眼とする利用目的： 発電、水素製造等の高温熱利用。また、プルトニウム等の多様な燃料利用に対応。
7. 安全性： HTTR 安全性実証試験により、現行軽水炉と同程度以上の安全性の確保が可能であることを示す。また、受動的炉容器冷却設備の採用による高温ガス炉の高い安全性を活かし、軽水炉に必要な鋼製の格納容器を削除し、可能な限り安全設備を簡素化することが可能となる。
8. 立地性・市場性： 現行軽水炉のリプレイス、新規立地に対応。高い安全性を活かして複雑な安全設備を用いることなく、需要地近接立地が可能。  
他電源に優る高い経済性による発電市場への参入が可能。燃料電池自動車での大量需要が予測される水素市場の開拓が可能。
9. 海外での高温ガス炉開発状況： 中国では HTR-10 が出力上昇試験中、南アフリカの PBMR 建設を計画、米国・ロシアの GT - MHR 計画が進行中、最近ではフランスが最終的には高温ガス高速炉を目指し、まずは高温ガス炉の実用化に本腰を入れると宣言するなど、高温ガス炉開発が世界的に盛んな状況になっている。また、米国 GEN-IV ロードマップ作成においては、GEN-IV の 4 つのミッションの一つとして水素製造/高温熱利用が取り挙げられており、また、GEN-IV のゴールである 6 つのコンセプトのうち、ガス冷却炉から超高温ガス炉とガス高速炉の 2 つが採択されようとしている。

## B. 分散型小型炉

### 1. 名称、形式、開発者

名称：分散型小型炉、

形式：軽水冷却軽水減速熱中性子炉(簡素化一体型炉)

開発者：日本原子力研究所

### 2. 適用する燃料サイクル

本炉は燃料サイクルについては特段の革新性を有せず、現行の湿式再処理を想定している。ただし、原子炉は今後開発される方式に柔軟に対応できる設計である。

### 3. 特徴及び独自性

原子炉は標準熱出力 100MW の一体型炉であり、一次系に自己加圧・自然循環方式を採用し、原子炉系統・機器の簡素化を図っている。安全性向上には、内装型制御棒駆動装置の採用による制御棒飛出事故発生の可能性削除、浄化系及び体積制御系の排除による原子炉容器貫通配管の大幅削減によって LOCA 発生確率の削減により、大型炉では実現が難しい事故発生確率の大幅低減を図り、さらに受動的な炉停止機構、受動的な事故時炉心冠水機構、及び受動的な崩壊熱除去系を採用し、受動安全性の向上を図っている。このような安全性向上により、需要地近接立地が図られる。

このうち、キーとなる要素技術としての内装型制御棒駆動装置は、原研が新たに開発した電気駆動方式であり、水圧駆動方式と比較して、制御棒位置の微調整が可能で、かつ単純な制御システムを有している。

なお、分散型小型炉には、熱供給専用と発電用の原子炉があり、それぞれ利用システムの要求条件が異なるので、運転条件(温度、圧力)及び工学的安全設備に違いがある。

・運転条件：熱供給専用 = 240 の飽和圧力、発電用 = 310 の飽和圧力

・工学的安全設備：熱供給専用 = 工学的安全作動信号により格納容器に注水し水張格納容器となる、発電用 = 常時、水張式格納容器

原子炉の立地方式においても、熱供給の場合は大深度地下空洞及びビルの地下への立地、発電炉の場合はバージ等の洋上立地とし、このような革新的な原子炉立地により、仮想事故時の住民の被ばく量を抑え、需要地に近接立地する場合の住民退避不要への可能性を高めている。

### 4. 現状の開発段階、実用化の課題、実用化までのマイルストーン

基本的に軽水炉技術に立脚しているため、技術開発要素は少ない。一体型炉については、原研では、これまで大型船舶用原子炉 MRX(Marine Reactor)の工学設計研究を完了しており、その研究成果を継承している。要素技術としての内装型制御棒駆動装置については、MRXに開発済みの本装置を分散型小型炉の運転条件(水蒸気中)で使用

できる様、改良する。

現状の開発段階は、多様な利用システムについての概念を構築し、その有用性を安全性、経済性、社会受容性等の観点から総合的に評価するところである。有用性評価の後、利用ニーズの絞込みがなされ、需要地住民の受容性を確保することができれば、技術的課題は少ないので、実用化は近い。すなわち、原子炉を含むシステムの最適化、法規との整合性確認、基本設計、パイロットプラント建設、総合的な性能確認を行って、実用プラント建設となる。

## 5. 経済性

簡素化一体型炉として、小型化、系統・機器の簡素化、長期運転炉心、運転・保守の簡素化、放射性廃棄物の低減化、量産化等により、小型炉のスケールデメリットの克服を図っている。建設単価及び発電単価は、現在、検討中である。

他のエネルギー源と比較して、一般に、原子力は、初期投資額は高いが、燃料費が安いので、例えば熱供給として天然ガスと比較した場合、30年を超える長期運転においては十分競合できることが予備的な検討で示されている。

## 6. 市場性

熱供給炉は冷暖房、給湯用の熱源あるいは、海水淡水化の熱源として利用するものであり、需要地に建設して設置することが不可欠である。そのため、需要地住民が安心感をもって便利さと経済性を享受できなければならない。近い将来、都市防災の向上、職住接近の社会生活の向上、緑豊かな潤いのある自然の回復等、国の計画に基づく都市の再生が進められると予想される。原子炉による熱供給は、火災の要因となるガス、灯油等を使用せず、燃焼ガス及び冷房用代替フロンを排出しないので、地球環境に優しいエネルギー源の一つである。そのため、今後の利用が期待される。

一方、小規模発電などの分散型エネルギー源としての原子力利用は、電力自由化、燃料価格の変動などを考慮すると、特に離島、遠隔地において安定したエネルギー源の供給として期待できる。

わが国で分散型小型炉によるこの様な未利用分野への原子力利用の実績が得られれば、東南アジア等国外での小規模発電又は海水脱塩用としてのプラント輸出が期待でき、国際貢献に役立つと同時に国内での原子炉技術開発及び原子力産業の活性化が期待できる。

## C. BWR 型低減速スペクトル炉

### 1. 名称、形式、開発者（共同研究者含む）

名称：BWR 型低減速スペクトル炉

形式：沸騰軽水冷却高速中性子炉

開発者：原研 / 原電 / 日立 / 東芝

2. 適用する燃料サイクル： MOX 燃料サイクル（湿式或いは乾式の低除染再処理にも対応可能）。経済性の向上と既存技術基盤を活用した早期実現の観点から、PUREX 再処理法における精製工程を削除し、FP に対する平均的な除染係数が約 1/100 程度の約  $10^5$  の革新的 PUREX 法の採用を炉概念と併せて提案している。燃料製造工程は、現行の MOX 製造工程が使用可能。

3. 特徴及び独自性（キーとなる要素技術）：MOX 燃料サイクルによるプルトニウム多重リサイクルが可能。これにより、プルトニウムの需給バランスに柔軟に対応し、余剰プルトニウムを持たないプルトニウムの有効利用が実現できる。また、プルトニウムの増殖によるウラン資源の有効利用が可能となり、その結果、長期的なエネルギー安定供給の実現が可能となる。プルトニウムの多重リサイクルが可能なことから、使用済燃料の再処理の価値が保たれ、使用済燃料蓄積量の低減につながる。さらに、燃焼反応度が小さいことにより、高燃焼度・長期サイクル運転を目指すことも可能で、使用済燃料発生量の低減や経済性に向上に寄与できる。尚、この特徴は、転換比を 1 以下に下げるとより強く表れ、100GWd/t の超高燃焼度や 10 年程度の超長期サイクル運転を目指すことも可能となる。

4. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用への課題 実用化までのマイルストーン：本研究は平成 9 年以来実施してきており、平成 10 年以降は原電，東電及び東北電との共同研究を進め、日立，東芝及び三菱の国内軽水炉メーカー 3 社の技術的な協力を得て、一体的な体制で進めてきた。これまでに 1 以上の転換比と負のボイド反応度係数を実現可能な低減速スペクトル炉心の概念を創出し、その成立性を計算により確認するとともに、詳細な検討及び転換比，燃焼度等の炉心性能の向上を進めてきた。これまでの設計で得られている最大の転換比（核分裂性プルトニウム残存比）は、1.06 で、また、最大の燃焼度は、101GWd/t である。

実用化への課題としては、37 本バンドル規模以上での稠密炉心の除熱性能の確認，臨界実験等による核設計精度の確認及び被覆管も含めた燃料の照射特性の確認が必要である。今後 15 年程度の開発期間において、試験炉等による照射特性確認を経て、2020 年頃の実用炉の実現を目指す。

5. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）： 1,356MWe の炉心規模に対しては、現行

ABWR と同程度以下の建設費が実現可能との検討結果を得ている。今後期待される軽水炉プラントの建設費低減技術の活用が十分期待できるのも本炉概念のメリットである。また、発電単価に関しては、高燃焼度化や MOX 再処理費用の低減により、将来想定される軽水炉の発電単価と同程度の低減化が可能である。

6. 主眼とする利用目的： 基幹電源としての利用を想定。短中期的にはプルトニウムの需給バランス確保に対応できるとともに、長期的には資源の有効利用が可能でありエネルギーセキュリティ確保に貢献する。
7. 安全性： 現行軽水炉と同程度以上の安全性の確保が可能である。今後、軽水炉における安全性向上技術を活用できる点も、本概念のメリットの一つである。さらに、特に小型炉概念において、受動的安全設備の導入も可能であり、現段階では、能動的な安全設備も併用するプラントシステム概念を中心に考えているが、完全に受動的機器のみで構成される概念の可能性も高い。
8. 立地性・市場性： 300MWe 級から 1,700MWe 級までの大小の出力規模に対する設計を実現し、立地や市場の需要動向，既存送電設備，投資規模等の要求に合った形で対応することが可能。

## D. 加速器駆動核変換システム(ADS)

### 1. 名称、形式、開発者

加速器駆動核変換システム(ADS) 液体重金属冷却未臨界高速中性子炉 日本原子力研究所

### 2. 適用する燃料サイクル

マイナーアクチニド窒化物燃料 / 高温化学再処理(乾式再処理)

### 3. 特長及び独自性

#### 未臨界システムの特長

高レベル放射性廃棄物中で再処理後 100 年以降の長期の放射性毒性を支配するマイナーアクチニド(MA)を効率良く核変換するには、MA の高速中性子による核分裂の連鎖反応を利用する必要がある。しかし、MA を主成分とした燃料で臨界原子炉を構築すると、実効遅発中性子割合が小さい、負のフィードバック効果が小さいといった問題が生じる。そこで、体系を未臨界とすることでこれらの問題を解決し、MA 燃料による効率的な核変換に目的を特化したシステム構築を可能にした。

#### 超伝導陽子加速器と核破砕中性子源の特長

核変換の効率を上げるには、未臨界といえども高い出力密度が要求される。このため、これまでにない大強度の中性子源が必要になり、1GeV 近辺の陽子を用いた核破砕反応を利用する。核破砕反応は発生中性子あたりに必要な除熱量が少ないのが特長である。陽子ビームの出力としては 10MW 以上が必要である。また、未臨界炉心で生じる核分裂エネルギーで発電し、加速器に給電するため、加速器の効率は高くなければならない。このような大出力と高効率を達成でき、かつ信頼性の高い加速器として、超伝導線形加速器を採用する。

#### 鉛ビスマス溶融合金の特長

核破砕中性子源としては、冷却が容易な液体ターゲットを用いる必要があり、融点が比較的 low、沸点が高い鉛ビスマス溶融合金を採用する。また、未臨界炉心は高速中性子体系とする必要があるため、冷却材としてはナトリウム、鉛ビスマス、ヘリウムガス等が考えられる。この内、鉛ビスマスは、核破砕ターゲットとしても使用すること、ナトリウムに比べて化学的に安定であること、ボイド反応度が小さいこと、沸点が高いこと等の特長が多いため、第 1 候補とした。

#### 窒化物燃料の特長

核変換を効率よく行うためには、MA を主成分とした燃料が必要である。これまでに、酸化物、金属、窒化物の中では MA の安定性の観点から、窒化物が最も優れていることが分かった。窒化物燃料は、この他、熱伝導度が高い、融点が高い、乾式処理に適している等の特長がある。但し、窒素-14 は(n,p) 反応度で放射性の炭素-14 を生成するため、窒素-15 の濃縮と再利用技術が必要となる。

### 4. 現状の開発段階、実用化への課題、実用化までのマイルストーン

#### 現状の開発段階

概念検討と実験室レベルの要素技術開発段階である。大強度陽子加速器プロジェクトにおいて、未臨界炉心技術、核破砕ターゲット技術、超伝導加速器技術などの課題に対して成立性の検証と工学データの取得を行うための核変換実験施設建設を目標

指している。

#### 実用化への課題

- ・大強度、高効率、高信頼性を兼ね備えた超伝導陽子線形加速器の開発
- ・未臨界炉心の炉物理特性、運転制御性、核変換特性の把握と経験蓄積
- ・核破碎ターゲット及び炉心冷却材としての鉛ビスマス溶融合金の技術開発と耐照射材料の開発
- ・ビームダクト、ビーム窓、炉心タンク等の炉構造具体化
- ・MA 窒化物燃料の照射挙動把握と、高温化学処理の技術開発

#### 実用化までのマイルストーン

- ・2010 年頃の核変換実験施設完成。 ADS に関する基礎的知見の取得。
- ・2020 年頃の実験炉級 ADS 完成。 ADS 運転経験の蓄積、核変換の実証。
- ・地層処分が具体化する 2030 年頃の実用化を目指す。

#### 5. 経済性

ADS を含んだ分離変換サイクル導入は、FBR による核変換と同等で、電力料金を 5～10% 増加させると OECD が試算。

#### 6. 主眼とする利用目的

長寿命放射性廃棄物（MA 及び核分裂生成物の一部）の核変換。再処理後 100 年以上の長期の放射性毒性を支配する MA を約 1/200 に低減できる。これにより、燃料製造に用いた天然ウランの毒性を下回るのに要する時間が数十万年から数百年に短縮できる。（図1 参照）

#### 7. 安全性

加速器からの陽子ビームを停止することにより、即座に深い未臨界状態に移行させることができる。

#### 8. 立地性・市場性

導入規模が小さいため、再処理工場に隣接して、群分離プラント、燃料製造・処理プラント、ADS を一体として建設できる。これにより、MA を分散させずに集中的に管理することが可能となり、燃料輸送の負担も低減できる。

#### 9. 階層型概念の特長

核変換システムを中心とした階層型核燃料サイクル概念（図2 参照）では、発電を主目的として安全性及び経済性の向上を目指す第一サイクルと、効率の良い核変換を目指す分離変換サイクルが独立しているのが特長である。これにより、MA をコンパクトに取り扱え、第一サイクルの構成に左右されにくい分離変換技術の導入が可能となる。熱出力 800MW の ADS 1 基で、電気出力 1GW の LWR 約 10 基分の MA を核変換できる。

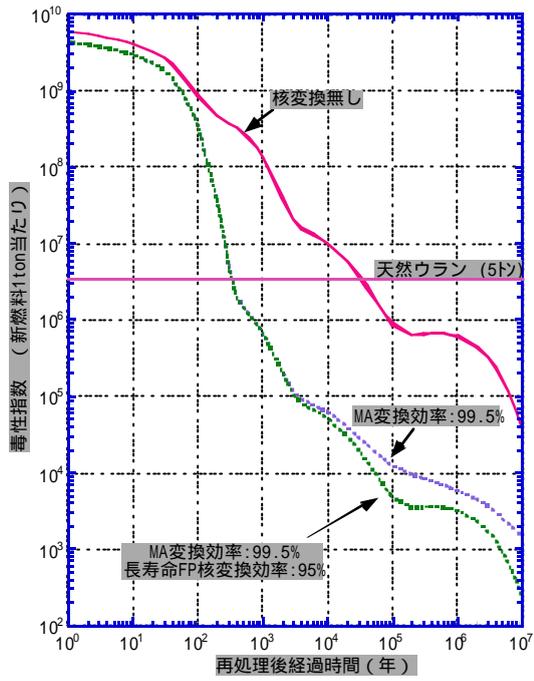


図1 核変換による放射性毒性の低減効果

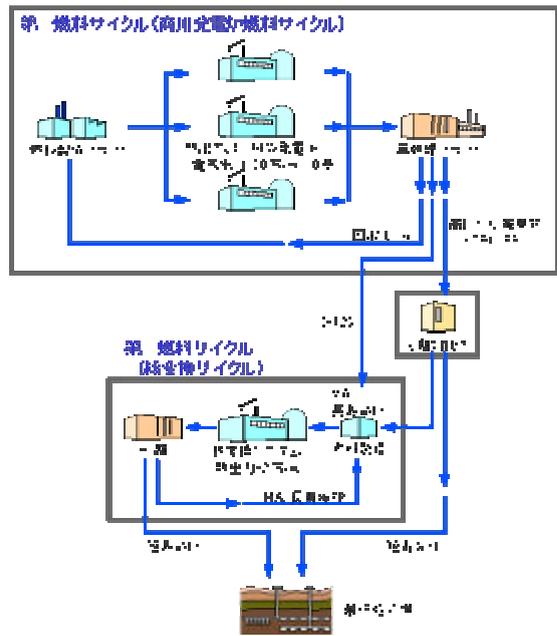


図2 階層型概念による分離変換技術

## A. 革新的リサイクル型低減速スペクトル BWR

### 1. 名称、形式、開発者（共同研究者含む）

名称：革新的リサイクル型低減速 BWR

形式：沸騰軽水冷却高速中性子炉

開発者：東芝

### 2. 適用する燃料サイクル： 革新的 MOX 燃料サイクル（酸化物乾式処理の低除染処理と振動充填燃料からなる革新的リサイクル型燃料サイクルを基本とするが現行の軽水炉向け湿式再処理にも対応する）。経済性の向上の観点から、工程簡素化が期待できる乾式再処理法と乾式再処理から得られる MOX 粒を用いた振動充填燃料採用を前提に提案している。再処理や燃料製造工程は、現行の湿式処理、軽水炉 MOX 製造工程も使用可能。

### 3. 特徴及び独自性（キーとなる要素技術）：MOX 燃料サイクルによるプルトニウム多重リサイクルが可能。これにより、プルトニウムの需給バランスに柔軟に対応し、余剰プルトニウムを持たないプルトニウムの有効利用が実現できる。また、プルトニウムの転換によるウラン資源の有効利用促進ができ、その結果、高速増殖炉の投入までの長期代替利用により長期的なエネルギー安定供給の実現が可能となる。プルトニウムの多重リサイクルが可能なことから、使用済燃料の再処理の価値が保たれ、使用済燃料蓄積量の低減につながる。さらに、低減速型の軽水炉では負ボイド係数を維持する設計をどのように実現するかが課題となるが、この炉概念ではストリーミングチャンネルと呼ぶ中性子漏洩を静的に制御する構造の集合体を導入して過度に短尺の炉となるのを回避している。

### 4. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用への課題、実用化までのマイルストーン： 本研究は平成 8 年以来東芝で研究を実施してきたが、平成 10 年以降には東京電力殿との共同研究を行っている。また平成 12 年度からはエネルギー総合工学研究所が募集する経済産業省予算による革新的実用原子力開発公募事業に岐阜大学とともに提案し採択され、5 年間の予定で開発を継続している。これまでに 1 程度の転換比と負のボイド反応度係数を実現可能な革新的リサイクル型低減速スペクトル BWR の概念を創出し、その成立性を解析により確認するとともに、詳細な検討及び転換比、燃焼度等の炉心性能の評価を進めてきた。さらに上記公募事業では臨界集合体による模擬稠密燃料の核特性測定と伝熱試験装置による小型稠密格子の限界熱出力試験にも着手している。これまでの設計で得られている最大の転換比（核分裂性プルトニウム残存比）は、約 1.0 で、また、平均取出燃焼度の最大は、60GWd/t である。

実用化への課題としては、十分に実規模サイズに近い燃料集合体での稠密炉心の除熱性能の確認、軽水炉 MOX 炉心の各種の条件を満たす臨界集合体装置による反応度

係数の確認及び核設計手法の妥当性確認が必要である。今後 15 年程度の開発期間において、軽水 MOX 炉等による照射特性確認等を経て、その後実用炉の実現を目指す。

5. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）： 本設計概念は既存の最新 BWR プラントへの炉心互換性を重視しており、炉まわり以外のプラント設計への影響は最小限となるよう考慮されている。したがって、プラントの建設費は最新の BWR と同等とできる。また今後期待される軽水炉プラントの建設費低減技術はそのまま活用できるのも本炉概念のメリットである。また、発電単価に関しては、革新的リサイクルの適用によって将来想定される軽水炉の発電単価と同程度の低減化が可能である。
6. 主眼とする利用目的： 基幹電源としての利用を想定。短中期的にはプルトニウムの需給バランス確保に対応できるとともに、長期的には資源の有効利用が可能でありエネルギーセキュリティ確保に貢献する。
7. 安全性： 最新の BWR と同じ安全性の確保が可能である。今後、軽水炉における安全性向上技術を活用できる点も、本概念のメリットの一つである。もちろん将来的に BWR 大型炉で受動的な安全設備が導入されればその導入も可能である。
8. 立地性・市場性： BWR への炉心置換を前提としており、500MWe 級から 1,700MWe 級までの大小の出力規模に対する設計が可能であり、立地や市場の需要動向、既存送電設備、投資規模等の要求に合った形で対応することが可能。

## A. CANDLE 燃焼小型高速炉

1. 名称：LSPR-CANDLE
2. 形式：鉛ビスマス冷却，窒化物燃料（金属燃料も検討），  
運転時強制循環・事故時自然循環  
CANDLE 燃焼採用（余剰反応度ゼロ炉心）
3. 開発者（共同研究者含む）：東工大，ARTECH，三菱重工
4. 適用する燃料サイクル：アクチニドリサイクル，ワンスルーリサイクル
5. 特徴及び独自性（キーとなる要素技術）：  
鉛ビスマスを使うため、ナトリウムに比べ
  - ・化学的に安定で水との爆発等がない。
  - ・沸騰は考えられない。
  - ・中性子のスペクトルが硬くなり、中性子経済がよい。散乱断面積が大きく中性子の閉じ込め性能に優れるため、より小型の原子炉の設計が可能である。またボイド係数も負にできる。
  - ・核反応で強い 線を出すものがないので、1 次系に容易に近づきやすい。
  - ・事故時は強制冷却に頼らなくても良い。CANDLE 燃焼により
  - ・余剰反応度ゼロ炉心となり、運転は容易になり、制御棒引抜事故も無くなる。
  - ・炉物理燃焼計算の精度は、新燃料の炉物理計算に比べて誤差が大きい。このため従来の炉では燃焼にともなう出力密度ピーキングファクターや出力反応度係数の変化といったものに十分な注意を払う必要があった。CANDLE ではこのようなパラメータが燃焼を通じて一定なので、運転が極めて簡単で信頼性のあるものになる。
  - ・軸と垂直な平面での出力分布は燃焼とともに変化しないので、オリフィス等による燃焼に伴う流量調整が必要でなくなり、運転が容易となりミスを少なくすることができる。
  - ・今までの炉では燃焼とともに径方向の出力分布が変化するので、ある時点で最適化されていた分布も異なる時点では最適なものからかなり外れた分布になった。CANDLE では一旦最適化されると寿命全体に亘って最適であり、高度で確実な最適化が図れる。
  - ・炉心の高さを大きくすることにより、原子炉の寿命を自由に長くできる。このため超長寿命炉の設計が容易となる。このような炉では燃料交換が不要となり、高度な技術を期待できないような原子炉にとっては大きな利点となる。
  - ・出力密度を下げることなく容易に寿命を 20 年や 30 年にまで延ばすことが出来るため、炉心を封じ込め型にして開けられないようにすることにより、核拡散抵抗性を著しく高めることが出来る。原子炉は日本で製作し、途上国等に移送してそこで建て、寿命がきたら新しいのと交換し、古いのは持ち帰るというシナリオが考えられる。
  - ・燃料交換は高価な設備を必要とし、しかも危険で高度な技術を要するが、これらのことから開放される。
6. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用化への課題、実用化までのマイルストーン：  
技術的な問題は鉛ビスマスが問題なく使用できるかということである。これに関しては腐食とポロニウムの生成の問題があるが、ロシアでは既に多くの経験があり、問題なく利用できるとしている。この経験の多くは軍事研究であったため、詳細が不明のことがある

のが問題である。これに対しては鉛ビスマスが加速器駆動未臨界炉の冷却材として多くの国で第一候補にあげられており、このため近年に至ってこれらの実験が精力的に進んでいる。これらの結果が利用できる。

窒化物燃料や金属燃料の高燃焼度利用経験がないが、燃焼度については徐々に大きくしていけばよいので問題はない。

7. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）

スケールデメリットが大きく影響することが考えられるが、ロシアでは小型鉛ビスマス冷却炉をモジュラー炉として利用することにより、大型の軽水炉（VVER-1000）並（あるいはそれ以上）の経済性を示すことができたとしている。

但し、不確定要因が多くてははっきりしたことはいえない。

- その他必要に応じて -

8. 主眼とする利用目的

・送電網の無い地域での利用

小型長寿命炉ということから「日本で製作し、途上国等に移送してそこで建て、寿命がきたら新しいのと交換し、古いのは持ち帰るといふ」原子炉を考える。

・CANDLE 燃焼の実証

別に提案している燃料サイクル不要 CANDLE 炉は濃縮も再処理もしなくて天然ウランの40%を利用できる。主としてこのことからこの原子炉は資源問題、安全問題、核拡散問題、廃棄物問題に関して極めて優れた特長を有している（詳しくはこの原子炉の提案を参照されたい）。但しこの原子炉は高燃焼度と CANDLE 燃焼の2つの課題を抱えており、容易には実現できないであろう。小型炉は大型炉のような高度な性能は期待できないが、余剰反応度ゼロでも極めて高い燃焼度を達成することが可能であり、大型炉実現のための研究炉として位置付けることができる。

9. 安全性

5. で述べたのでここでは詳しくは述べない。事故解析などをおこなっているが、極めて優れた固有安全性を示すことが解っている。

10. 立地性・市場性があるか

開発途上国や離島等で需要が出てくれば、その為の有力な候補となる。

11. その他自由記述

ポンプを無くして自然循環の炉にするオプションとか、自然循環では炉が大きくなりすぎることからリフトポンプを付けるといったオプションも考えられている。

## B. 燃料サイクル(濃縮,再処理)不要 CANDLE 燃焼炉

1. 名称：燃料サイクル不要 CANDLE 炉
2. 形式：以下の組み合わせの大型高速炉  
 ナトリウム冷却・金属燃料,  
 鉛ビスマス冷却・金属燃料,  
 鉛ビスマス冷却・窒化物燃料,  
 鉛冷却・金属燃料,  
 鉛冷却・窒化物燃料,  
 ガス冷却・金属燃料,  
 ガス冷却・窒化物燃料,  
 CANDLE 燃焼採用(余剰反応度ゼロ炉心)  
 新燃料には天然ウランまたは劣化ウラン使用
3. 開発者(共同研究者含む)：東工大
4. 適用する燃料サイクル：ワンスルー
5. CANDLE 燃焼方式の概要

CANDLE (Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape During Life of Energy producing reactor)燃焼方式では図1に示すように、中性子束、核種密度、出力分布等の空間分布は形を変えないまま、燃焼とともに軸方向に出力と比例した速度で動いていく。

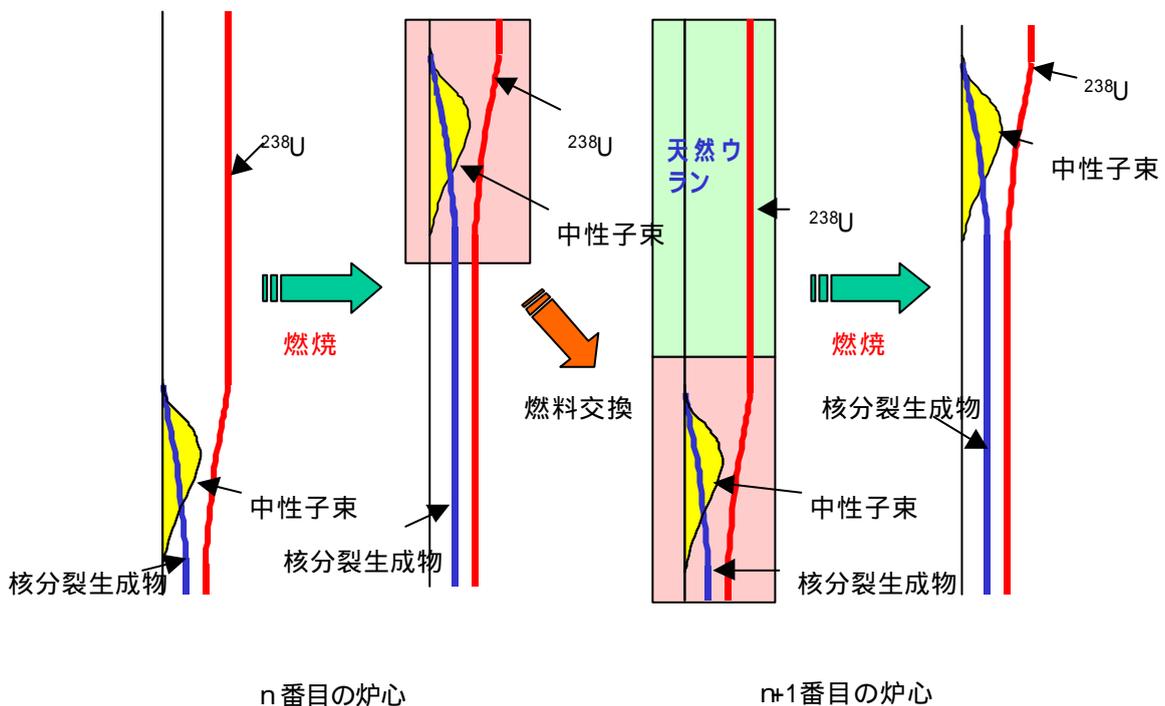


図1 CANDLE 燃焼方式の原理

ここで重要なのは、燃料は従来の設計と同じように固定されたままであること、制御棒や反射体制御のような可動式燃焼反応度制御は一切行わないことである。即ち上記の分布の移動は自然に行われていくということである。

6. 特徴及び独自性（キーとなる要素技術）：

極めて優れた特長

- ・最初の炉以外には核分裂性燃料を必要としない。したがって、第 2 炉心以降の燃料は天然ウランまたは劣化ウランだけでよい。即ち、第 1 炉心の核分裂性物質があれば、濃縮施設や再処理施設を必要としない。言うまでも無いが、これらの施設に伴う廃棄物も無くなる。
- ・この炉における使用済み燃料の燃焼度は 40% 程度になる。天然ウラン資源の 40% が濃縮も再処理もせずにエネルギーに変換できるわけである。この値は現在計画されている高速炉再処理システムに匹敵する。更に現在の燃料の燃焼度が 4% 程度であると考えれば、エネルギー発生量当たりの廃棄物の量も 1/10 にできることになる。
- ・燃焼速度は 4cm/年程度であり、超長寿命炉の設計が容易となる。この場合、炉心寿命を 30 年としても炉心高さを 1.2m 増やすだけである。

CANDLE 燃焼に伴う一般的な特長

- ・燃焼制御のための制御装置は不要となり、運転が簡単で容易となる。中性子の無駄食いが無くなる。更に燃焼のための余剰反応度がなく、高速炉で心配されている TOP 事故が生じない。制御棒の毒物質燃焼による交換の必要も当然なくなる。
- ・中性子経済を悪くするものが炉心に殆どない状態できりぎりぎり臨界になっていることから、CDA が発生したとしても再臨界事故は排除される。
- ・炉物理燃焼計算の精度は、新燃料の炉物理計算に比べて誤差が大きい。このため従来の炉では燃焼にともなう出力密度ピーキングファクターや出力反応度係数の変化といったものに十分な注意を払う必要があった。CANDLE ではこのようなパラメータが燃焼を通じて一定なので、運転が極めて簡単で信頼性のあるものになる。
- ・軸と垂直な平面での出力分布は燃焼とともに変化しないので、燃焼により流量調整を変化させる必要がなく、運転が容易となり、運転ミスを少なくすることができる。
- ・今までの炉では燃焼とともに径方向の出力分布が変化するので、ある時点で最適化されていた分布も異なる時点では最適なものからかなり外れた分布になることがある。CANDLE では一旦最適化されると寿命全体に亘って最適であり、高度で確実な最適化が図れる。
- ・炉心の高さを大きくすることにより、原子炉の寿命を自由に長くできる。このため超長寿命炉の設計が容易となる。このような炉では燃料交換が不要となり、高度な技術を期待できないような原子炉にとっては大きな利点となる。

7. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）：概念研究の段階

8. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）：検討はされていないが、再処理や安全設備等に関して大きなコストカットの可能性はある。

- その他必要に応じて -

9. 安全性：6. で極めて安全なことを述べたので、ここでは省略

10. 立地性・市場性があるか：種々の問題で原子力がいきづまる将来を考えており、このような状況では優れた立地性・市場性を示すと考えられる。

11. その他自由記述：将来の原子炉として位置付けているが、大きな課題を抱えており、その解決のためには早めに研究をすることが重要。別に提案している LSPR-CANDLE を運転しながら開発することができる。

## C. 高い固有の核拡散抵抗性を有する長寿命原子炉

1. 名称：高い固有の核拡散抵抗性を有する長寿命原子炉  
形式：PWR  
開発者：齊藤正樹、Vladimir Artisyuk（東京工業大学）他
2. 適用するサイクル：U-Pu - MA サイクル
3. 特徴及び独自性

原子力の平和利用を地球規模で円滑に進めて行くためには、核不拡散に向けた国際的信頼性の確立に努めることが不可欠である。このためには、核物質の全てについて、平和利用を担保するための「保障措置」及び「核物質防護措置」の実施は当然重要ではあるが、これらは、国際的信頼性に基づく約束ごとで、本質的な意味における核不拡散の問題の解決策ではない。国際的な破壊行為集団（国際テロ集団）のような組織に対しては何の抵抗力もない。より本質的に重要なのは、使用する核物質そのもの自身が、核拡散に対して固有の物理的に強い防護特性（核拡散抵抗性）を有することであり、平和利用以外には物理的に転用不可能な核燃料に変換することである。

さらに、最近、使用済み燃料の永久処分として「直接処分」や「再処理後の処分」の選択肢の他に、将来の永久処分方策の決定に対し十分な時間的余裕を持たせるために暫定的な「中間貯蔵」を加えることが提案されている。この提案は、我が国の将来の核燃料サイクルにおける何よりも重要な「柔軟性」を提供するものであるが、しかし、わが国が使用済み燃料を暫定的（30-50年）にせよ「貯蔵」することは、「余剰プルトニウムの蓄積」に対する国際的な懸念を強める。

この「中間貯蔵」による「余剰プルトニウム蓄積」の国際的な懸念を払拭するための一方策として、使用済み燃料中に、Pu-239のみならずより高濃度のPu-238を含ませ、固有の物理的核拡散抵抗性を高めることが挙げられる。（現行軽水炉の使用済み燃料中の全Puに対するPu-238の含有量は約2%程度である。）

現在、高レベル廃棄物として地層処分の対象とされているマイナーアクチノイド例えばNp-237は、大きな中性子吸収断面積を持ち、中性子を吸収するとPu-238に核変換し、更にPu-239やU-235に核変換するため、単なる親物質としてだけでなく、初期の余剰反応度を抑える可燃性毒物として効果的に働く特性を有し、炉心の長寿命化に貢献する。

一方、Np-237から生産されるPu-238は高い崩壊熱（ $^{238}\text{Pu}$ : 560W/kg、 $^{239}\text{Pu}$ : 1.9W/kg）を持ち、また、高い自発核分裂性（ $^{238}\text{Pu}$ : 約  $2.6 \times 10^3$  n/g・sec、 $^{239}\text{Pu}$ : 約  $2.2 \times 10^2$  n/g・sec）を有するためPre-detonation確率が高いため、Pu-239の他に、Pu-238を多く含むPuは熱的及び核的な観点から、固有の物理的核拡散抵抗性が非常に高い物質である。

本原子炉では、このような特性を利用して、マイナーアクチノイド（Np、Am、Cm（例えばCm-242は、大きな中性子吸収断面積を持つAm-231の中性子捕獲により生ずるAm-242の崩壊で生成され、半減期約163日で崩壊してPu-238に変換する。））をウ

ラン燃料やMOX燃料に添加することにより、高レベル廃棄物を消滅（低減）すると同時に、使用済み燃料中に Pu-238 を多く生成することにより、高い燃焼度（軽水炉の場合、100GWd/t 以上）が達成でき、かつ、使用済み燃料中の Pu は高濃度の Pu-238 を含むため、非常に高い固有の物理的核拡散抵抗性を有する。

4. 現状の開発段階、実用化への課題、実用化までのマイルストーン

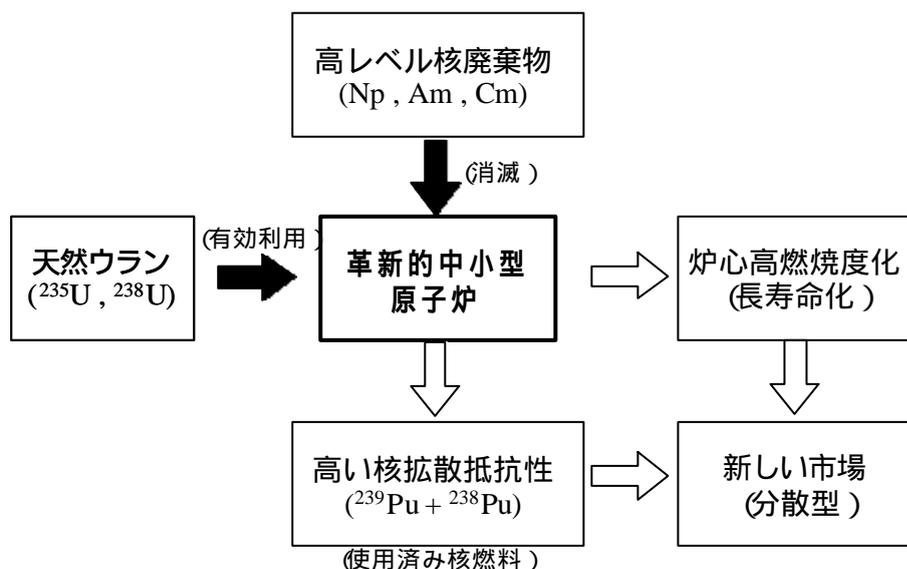
本原子炉概念は、文部科学省の科学研究補助費（平成 11 年度 - 平成 13 年度：16,000 千円）による「超ウラン元素を装荷した超長寿命炉心の研究」の研究成果により得られたものである。対象とする原子炉は現行の PWR であり、原子炉そのものは、特段新しい開発要素はない。新しい燃料サイクル技術としては、MA 回収、燃料加工技術である。また、Pu-238 を多く含む使用済み燃料は、現行使用済み燃料と異なり、崩壊熱が高く、また高い自発核分裂性を有するため、現行使用済み燃料と異なる。したがって、使用済み燃料の輸送・貯蔵時における除熱限界特性や中性子遮蔽特性を明確にすることが必要であるが、従来の技術の応用で可能である。

5. 経済性：

原子炉は現行の PWR が適用可能。MA サイクル技術コストに依存する。しかし、核廃棄物の MA の減量、炉心の長寿命化、固有の核拡散抵抗性向上等の長所を鑑みると、世界市場へのインパクトは非常に大きいと予測される。

6. 利用目的、7.安全性、8. 立地性・市場性

現在、高レベル核廃棄物として処分の対象とされているマイナーアクチノイドの Np, Am, Cm をウラン燃料及び MOX 燃料に添加することにより、炉心の安全特性（反応度係数）を損なうことなく、高い固有の物理的核拡散性を持ち、かつ高い燃焼度を有する本長寿命原子炉は、高レベル核廃棄物の低減のみならず、地球規模での積極的な原子力平和利用の促進、すなわち海外輸出等新たな市場や用途の可能性を開くものである。さらに地球規模での原子力の平和利用の促進は世界のエネルギーの安全供給や地球環境保全、人類社会の持続可能な発展に貢献するであろう。



高い固有の核拡散抵抗性を有する長寿命原子炉

#### D. ペブルベッド炉心二酸化炭素ガスタービン直接サイクルモジュール型炉

1. 名称と型式： ペブルベッド炉心二酸化炭素ガスタービン直接サイクルモジュール型炉
2. 開発者： 加藤恭義、仁田脇武志、吉澤善男（東京工業大学）、尾崎博、中野正明（富士電機）、武藤康（日本原子力研究所）、藤間克己（前川製作所）、Stephen Dewson(Heatric、英国)
3. 適用する燃料サイクル： 燃料として同一炉心構造で、濃縮 U、MOX、Th、核兵器解体 Pu を使用することができ、セラミック及び金属被覆いずれの型式も採用可能である。燃料サイクルには、一回通過方式（Once through scheme）、Pu 及び Th 循環方式、Pu 及び Th 増殖方式などが適用できる。

セラミック被覆燃料を用いた球状燃料を装荷するペブルベッド型を基準炉心として採用する。この場合、黒鉛に内蔵されているため、長期安定性（構造的、化学的）に優れ、長期貯蔵が容易である。また、再処理のためには新たな技術開発を要するため、核拡散抵抗性が高い。金属被覆燃料は代替案とする。この場合、原子炉出口温度が 650 \*で英国 AGR において実績のあるステンレス鋼被覆 - 酸化物燃料が使用でき、再処理は軽水炉と同じ PUREX 法が適用可能となる。

\* 650 において 900 の PBMR (45.5%) より若干高い 46.5% の熱効率が得られる。

#### 4. 特徴、独自性：

特徴： 二酸化炭素（CO<sub>2</sub>）を冷却材に用い、臨界点近傍の分子間力の特異性、凝縮性及び比熱の温度依存性を利用した新型熱サイクルを採用することで、PBMR と比較して約 10% 高いサイクル熱効率を達成する（図 1 参照）。球状燃料と減速材の表面は TiN（または SiC）でコーティングし、CO<sub>2</sub> とグラファイトの反応を防止する。ガスタービン採用により、蒸気タービンと比較して系統の単純・簡素化及びプラントの大幅なコンパクト化が達成でき、モジュール炉の量産化で次世代大型軽水炉（200k¥/kWe）以下の建設費（kWe あたり）を実現する。モジュール型高温ガス炉の固有安全性を継承し、更に、CO<sub>2</sub> を使用することで、He と比較して 3.6 倍長い減圧時間、2.7 倍大きい自然循環特性などと相俟って、減圧事故時の安全裕度向上を図る。前置・中間冷却器の排熱は、吸着式冷凍機とヒートポンプにより回収・利用することで、環境への排熱放出ゼロと総合熱効率 ~ 80% を実現する。

独自性： ガスタービンサイクルの効率改善は、これまで、タービン入口温度の上昇、機器の効率改善で達成されてきた。この炉での効率改善は、気体の臨界点近傍において分子間引力が急増することによる圧縮仕事の急減効果\*\* に着目したものであり、これまでにない新規な試みである。この手段により、サイクル熱効率は、He と比較して、4~6% 高くなる。更に、加圧仕事の小さい液体状態で圧縮する新型「部分凝縮サイクル」を採用することで、PBMR と比較して約 10% 高いサイクル熱効率を達成する。前置・中間冷却器での除熱には液体 CO<sub>2</sub> を用い、効率の高い沸騰熱伝達により機器の小型化を達成し、気化した CO<sub>2</sub> をヒートポンプの作動流体として直接利用することで効率的な排熱回収を実現する。原子炉及び排熱回収システムの全システムで自然冷媒が用いられる。

\*\* 気体の圧縮仕事  $W$ （1 モル当たり）と圧縮率因子  $z$ （図 2 参照）の間には以下の関係がある。

$$W = - \int V dp = - \int zRT dp/P,$$

ここで、 $V$  = 体積、 $P$  = 圧力、 $R$  = 気体定数、 $T$  = 絶対温度、 $z$  の値が急激に落ち込

む臨界点近傍 ( $Tr = \sim 1.0$   $Pr = \sim 1.0$ ) で圧縮すれば、圧縮仕事量が最大 1/5 程度に低減される。

5. 現状の開発段階

新型 CO<sub>2</sub> 直接サイクルを用いたシステム設計と熱効率の評価を完了した。機器設計に

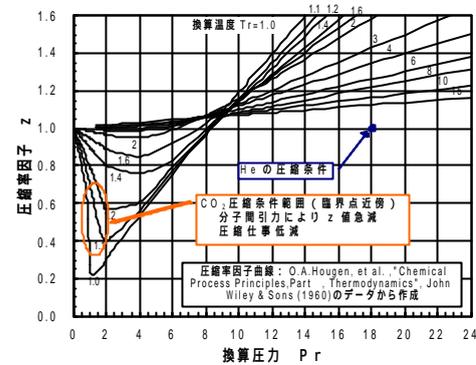
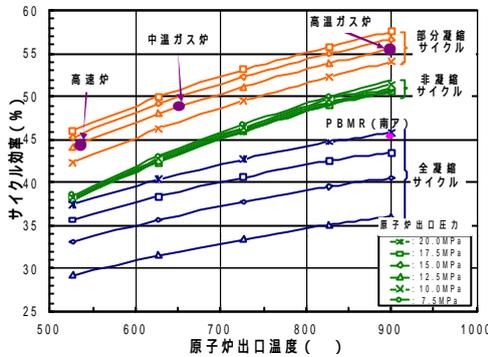


図 1 CO<sub>2</sub> 直接サイクルと PBMR の効率比較 図 2 圧縮率因子の換算圧力  $Pr$ ・温度  $Tr$  依存性

については、主要機器の圧力容器、格納容器、ガスタービン、熱交換器のサイズを評価して、次世代軽水炉との発電コストの比較を行った。新型熱サイクルの実証について、平成 14 年度科学研究費補助金交付が内定し、3 年間で総額 49,000k¥の規模で基本概念の実証試験を計画している。

実用化の課題として、CO<sub>2</sub> の臨界点近傍の伝熱流動試験、グラファイト減速材のコーティング技術 (SiC や TiN などによる) の開発と炉内照射試験、高効率再生熱交換器などの機器開発等がある。これらの試験及び機器開発を 10 年間で実施し、10 年後に 5 万 kWe 程度のプロトタイプ機を完成させ、その運転経験を反映し、15 年後に 20 万 kWe 程度の商用機を運開させることで、実用化する。

5. 経済性： ガスタービン直接サイクル化することで、水蒸気系がなくなり系統が大幅に簡素化され、大型蒸気タービンが小型ガスタービンに置き換わることにより、物量が低減される。さらに、小型モジュール炉として量産化することで、次世代大型軽水炉 (2020 年ごろの実用化を目指す) 以下の経済性が達成される。CO<sub>2</sub> サイクルでは、タービン段数が He の段数は約 1/4 となり、物量が約 1/4 となる。一方、再生熱交換器などの熱交換器の伝熱面積 (重量) は、He と CO<sub>2</sub> 間ではほぼ同じとなる。その結果、タービンの物量が少なく、発電効率の高い分、単位発電量あたりの発電コストは CO<sub>2</sub> の方が低くなる。
6. 主眼とする利用目的： ガス冷却小型炉の特性を活かした、熱電併給分散エネルギー源。
7. 安全性： セラミック被覆燃料では、高温ガス炉における次の固有安全基本特性を引き継ぐ。

「セラミック被覆粒子燃料を使用するため、1,600 まで核分裂生成物 (FP) の閉じ込め機能が維持され、被覆溶融の恐れもない。黒鉛の熱容量が大きく、事故時の温度上昇が緩慢であり、炉心溶融に至らない。冷却材は単相のため、熱的、核的、化学的に安定である。」

小型モジュール炉とした場合には、更に次の安全特性が付加され、事故時に放置されても環境への放射性物質の大量放出の心配がない。

事故時の熱除去特性：全冷却系機能喪失時にも、原子炉周囲の大気や土壌等への

放熱（伝導、放射）により、燃料最高温度は制限温度 1,600 以下となる。

事故時の緊急炉停止機能：炉心に大量の黒鉛を使用するため温度反応度係数が負で大きい。このため、冷却材による冷却機能が失われた場合でも、固有の温度反応度フィードバック特性のみで、原子炉は未臨界となり、燃料破損に至らない。

事故時の放射性物質格納性：上記特性により、事故時に特別な系統・機器の作動または運転員の操作が一切なくとも、炉心の FP は燃料中に保持される。

8. 立地性、市場性： 高い固有安全性のため、都市などの需要地近接が可能となり、小型炉であるため熱供給量と需要のマッチングができ、熱電併給分散エネルギー源としての新たな原子力市場が開ける。

## E. CANDLE 高温ガス炉

1. 名称：CANDLE 高温ガス炉
2. 形式：ブロック型高温ガス炉，CANDLE 燃焼を採用
3. 開発者：東京工業大学・関本 博
4. 適用する燃料サイクル：ワンスルーまたはリサイクル
5. 特徴及び独自性（キーとなる要素技術）：CANDLE 燃焼を採用することにより現在設計されているブロック燃料型高温ガス炉とは異なり、燃焼に伴う余剰反応度が必要でなく、このため運転が容易となり、制御棒の誤操作による事故等を無くすることができる。冷却材の流量配分の最適化が容易となるとともに、一度決めるとその後の変更の必要がなくなる。炉心高さを調節することにより、長寿命炉を容易に設計できる。新燃料の種類が少なくなり製造コストが少なくなる。平均燃焼度と最大燃焼度の差を小さくできる。ペブルベッド炉と比べても、運転時の燃料交換がないので、原子炉は単純となり運転も簡単になる。
6. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用化への課題、実用化までのマイルストーン：まだ大学での概念設計段階であるが、技術的に困難な問題はなく、よい設計が可能なら、即実用化が可能といてよい。
7. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）：制御棒が省略できることなどプラント建設及び、運転に関する経済性の改善が期待できる。燃料に関しても初装荷燃料は高くなるが、取替燃料は安くなり、全体としては安くなると期待できる。さらに取り出し燃焼度を揃えることにより安くすることができる。
8. 主眼とする利用目的：発電，熱利用
9. 安全性：現在の高温ガス炉より安全。従来のブロック型との比較は既に述べたが、ペブルベッド型に比べても、運転時の燃料交換が必要でないのもより安全となる。
10. 立地性・市場性があるか：高温ガス炉並
11. その他自由記述

## F. 鉛ビスマス冷却・直接接触沸騰水型小型高速炉

1. 名称：鉛ビスマス冷却・直接接触沸騰水型小型高速炉
2. 形式：鉛ビスマス冷却小型高速炉
3. 開発者・共同研究者：  
東工大・原子炉研 高橋・関本、他  
新型炉技術開発(株) 内田・長田、他  
ニュークリア・デベロップメント(株) 羽田、他
4. 適用する燃料サイクル  
高速炉ウラン-プルトニウムサイクル
5. 特徴及び独自性

直接サイクル高速炉。炉上部鉛ビスマス-水直接接触沸騰部にガスリフトポンプと蒸気発生器の機能兼用（図 1 参照）。鉛ビスマス冷却小型高速炉 SVBR（ロシア）と沸騰水型軽水炉を組み合わせた概念。耐震・安全性・長寿命・電力自由化対応のための小型炉設計（表 1 参照）。水接触化学対策に独自性（日本原子力学会「2002 年秋の大会」発表予定）。

6. 現状の開発段階  
核特性・安全評価、流動技術・耐腐食、酸素濃度制御、ポロニウム対策の研究を実施中（科研費報告書 11308017 参照）。詳細設計を計画中。
7. 実用化への課題  
(i) 直接接触沸騰部熱化学流動、(ii) 鉛ビスマス中酸素濃度制御、(iii) ポロニウム対策、(iv) タービン内ミスト対策、(v) 耐腐食材料開発、(vi) 燃料交換法。設計条件を緩和し軽水炉・鉛ビスマス炉既存技術による実用化をめざす。
8. 経済性（建設費、発電単価等）  
未評価。ナトリウム冷却炉に代わる経済性の高い高速炉。自然循環沸騰水型炉と同程度と推定。
9. 利用目的  
高速炉 Pu 増殖による U 有効利用と MA 燃焼
10. 安全性  
化学的不活性な鉛ビスマスと負のボイド係数からナトリウム冷却炉より高い固有安全性。
11. 立地性・市場性  
都市近郊立地、軽水炉の代替、開発途上国向け輸出を期待。
12. その他

この原子炉の概念は米国 MIT, INEEL グループによりはじめて提案され中型炉の検討がされている（J. Buongiorno, et al.: 1999ANS Winter Meeting; J. Buongiorno, et al.: ICONE-8739）。

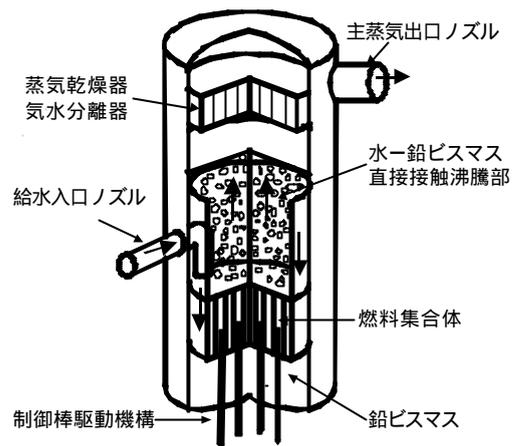


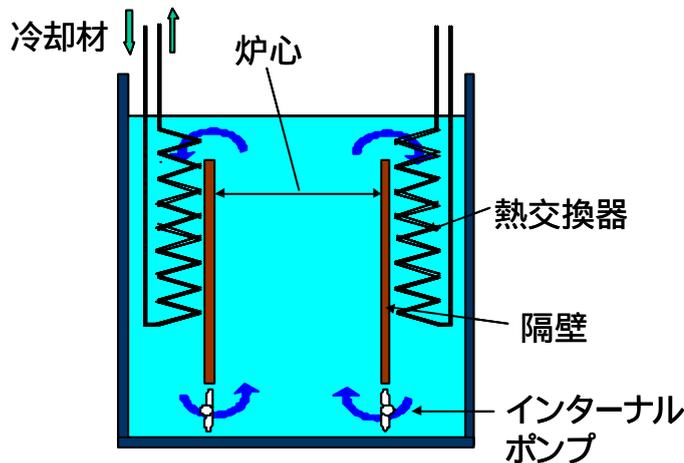
図 1 鉛ビスマス冷却・直接接触沸騰水型高速炉の概念図

表 1 主要諸元

電気出力	100MW
熱出力	300MW
炉心直径	2.2m
炉心高さ(燃料棒全長)	2.5m
運転圧力	7.0MPa
Pb-Bi 炉心出口温度	420
Pb-Bi 炉心入口温度	290
Pb-Bi 流量	57,000t/h
Pb-Bi 炉心内流速	0.85m/s
蒸気出口温度	286
給水温度	220
水・蒸気流量	607t/h
燃料棒直径	12mm
燃料配列ピッチ	18mm
線出力	20kW/m
発熱部燃料棒長さ	1.5m
炉心部摩擦圧力損失	8.9kPa
燃料棒表面平均熱流束	530kW/m <sup>2</sup>
燃料棒表面最高温度	480
炉上部 Pb-Bi みかけ速度	0.40m/s
炉上部蒸気みかけ速度	1.2m/s
ボイド率(スリップ比2)	60%
リフトポンプ所要高さ	0.16m

## G. タンク型高速溶融塩炉

1. 名称：タンク型高速溶融塩炉
2. 形式：タンク型高速溶融塩炉
3. 開発者：東京工業大学・関本 博
4. 適用する燃料サイクル：塩化物電解法
5. 特徴及び独自性（キーとなる要素技術）：原子炉と燃料サイクルシステムが一体化している。燃料の転換が不必要。燃料や FP を含む溶融塩は材料腐食が心配であるが、パイプ中を流れたりしないので、問題が格段に軽減される。
6. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用化への課題、実用化までのマイルストーン：大学での概念設計の段階である。塩化物電解法は電中研で研究が続けられているが、本原子炉の実現までには材料及びシステムに関する多くの研究開発が必要となるであろう。
7. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）：臨界条件を満たすためにかなり大型になるのが、構造は簡単であり燃料サイクルまで含めた建設費は現在の原子炉+再処理システムと比べて安価になると考えられる。
8. 主眼とする利用目的：発電，熱利用
9. 安全性：燃料の漏れが最大の問題だが、ループ型に比べると、格段に優れており、ガードベッセルをつけることによりほぼ解決できる。臨界事故の発生は極めて考えにくい。1次系ポンプの停止は原子炉が未臨界になるので問題はない。2次系ポンプの停止に対しても原子炉は未臨界になるが、ヒートシンク喪失は厳しい問題となるので、1次系2次系共に自然循環の炉を検討中である。
10. 立地性・市場性があるか：現在特には考えていない。
11. その他自由記述：参考文献：H. Sekimoto & T. Murakami, Molten Salt Fuel Fast Reactor in the Future Equilibrium State, ICENES 2000, pp. 264-269 (2000).



炉心概念図

## H. 高密度中性子利用炉

1. 名称：高密度中性子利用炉
2. 形式：高速炉心型中性子束炉，熱中性子束部は高レベルの中心部の大体積の外側部があり、黒鉛または重水を減速材として用いる。
3. 開発者：東京工業大学・関本 博
4. 適用する燃料サイクル：プルトニウムまたはアクチニドリサイクル
5. 特徴及び独自性（キーとなる要素技術）：現在中性子を利用している原子炉は、本来研究目的のものが殆どで、中性子束が低かったり、利用場所が限られていたりして、経済性は極めて悪い。これを高密度化し経済性の成り立つ炉にする。高速炉は出力密度に比べて中性子束レベルが高くなる。これを熱化することにより  $10^{16}$  n/cm<sup>2</sup> 程度の熱中性子束レベルを得る。
6. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用化への課題、実用化までのマイルストーン：現状は設計段階である。
7. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）：建設費は高速炉よりは高くなるが、中性子の単価は現在の研究炉よりは安くなると考えられる。
8. 主眼とする利用目的：種々の中性子利用。具体的には RI 製造（特に中性子束が高いので短寿命のものを大量に製造できる）、中性子反応を利用した一様な添加物材料の製造、医療（中性子束が高いので短時間で治療等ができる）等が可能である。また長寿命放射性廃棄物の核変換の有力な原子炉となる。
9. 安全性：高速炉と同レベルか複雑さのためこれよりは少し危険になる。
10. 立地性・市場性があるか：電気以外の利用なので、今まで考えられなかったようなところに市場がでてきたり（どれだけ多くの製品のニーズがあるかが問題）、誘致を希望する地方がでてきたりするかもしれない。
11. その他自由記述：参考文献：H. Sekimoto and Y. Anmo, A Neutronic Study on the Concept of Using a Fast Reactor Core for High Flux Reactors, Ann. Nucl. Energy, 19[8], 431-439(1992).

## A. ABWR -II

### 1. 名称、形式、開発者（共同研究者含む）

名称：ABWR - II

形式：軽水減速沸騰水型原子炉

開発者：BWR6 電力（東電、原電、東北電、北陸電、中部電、中国電） / GE / 東芝 / 日立の共同開発

### 2. 適用する燃料サイクル：酸化物燃料（ $UO_2$ 、MOX）：湿式（PUREX）再処理 / 乾式再処理も可能。

### 3. 特徴及び独自性（キーとなる要素技術）：設備容量の増大、大型機器の採用による合理化で経済性を向上。静的安全システムの適用拡大、過酷事故を設計上考慮して多重化の促進による炉心損傷頻度の低減により安全性の強化。燃料格子の大型化により制御棒駆動機器の低減のほか、燃料設計の自由度を拡大し、高燃焼化、MOX 燃料の利用拡大。

### 4. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用への課題、実用化までのマイルストーン：1991年からBWR6電力と日立 / 東芝 / GEのBWRメーカー3社の電力共同研究として概念設計を開始し、ABWRに続く次世代炉としての性能要求調査後、基準炉心と主要な要素技術の選定を行い、設計・改良評価を経て2010年代後半に導入する標準原子炉を設定した。今後は、新規開発となる要素技術、要素機器の実証試験を産業界主体で2010年までに完了するとともに、並行してプラントの基本設計、詳細設計を推進する計画である。また、2000年代の半ばから立地点の選定、環境影響調査を開始し、原子炉設置許可を2010年頃に取得、2015年頃には初号機の運転開始を予定している。

### 5. 経済性（建設費（kWeあたり）、発電単価等）：設備容量を1700MW級に増量することと大型機器採用による設備合理化により、建設コストの低減、投資回収期間の短縮を図り、発電原価を既設炉の耐用年以降の（償却済）平均発電原価と同等として、リプレイ炉としての経済性に遜色の無い設計としている。

### 6. 主眼とする利用目的：既設の軽水炉は高経年化対策が図られるもののいずれ廃炉を迎える。電力の安定供給からも代替電源の確保が必要となる2010年代の後半にリプレイ炉として、既設炉での発電原価に十分に比し、更に安全性を向上した原子炉として導入を図る。

### 7. 安全性：海外の次世代炉設計要求に鑑み、過酷事故の可能性の大幅に低減し、ま

た地震、津波等の外因事象への対応強化、並びに静的システムの導入による安全系のハイブリッド化している。すなわち、ECCS 構成を 4 区分化して非常用電源の多重化による所内電源喪失への対応を図り、静的除熱系の導入による最終ヒートシンクの多様化を行い、炉心損傷頻度を低減して信頼性向上するとともに、立地地点における住民の安心感醸成等の社会的受容性も促す設計としている。

8. 立地性・市場性： 設備容量の増大により、今後の新規立地地点確保の困難をカバーしている。また、経済性、安全性の向上により既設とのリプレイスも円滑に推進される。
9. 資源有効利用性： MOX 燃料利用拡大により資源有効利用拡大。(MOX 燃料利用低減速炉心では、1.0 に近い転換比が見込まれウラン資源の大幅な節約と長期のエネルギー資源確保も可能。：オプション)

## B. ABWR - II 低減速炉

### 1. 名称、型式、開発者（共同研究者含む）：

名称： ABWR - II 低減速炉  
型式： 沸騰軽水冷却高速中性子炉  
開発者： 日立

### 2. 適用する燃料サイクル：

先進的燃料サイクル（乾式再処理（フッ化物揮発法）＋振動充填燃料）。  
本炉型概念の低除染再処理への適応性を利用し、簡素化により経済性を向上する。  
現行の（湿式処理＋軽水炉 MOX 製造工程）にも適応可能。

### 3. 特徴及び独自性（キーとなる要素技術）：

高転換率及びプルトニウム多重リサイクルにより、ウラン資源を節約し持続可能なエネルギー供給を可能にする。

ABWR - II を原子炉システムとして採用し、燃料集合体及び制御棒のみの入替により低減速型に変更する。低減速型軽水炉の課題であるボイド係数も、濃縮ウランとプルトニウムのハイブリッド燃料により燃料断面レベルで固有の負の値を維持する。低減速化のための開発要素を最小化することにより、ABWR - II の優れた経済性、安全性を継承し開発コストを抑制する。

### 4. 現状の開発段階（資金の投入状況含む）、実用への課題、実用化までのマイルストーン：

本研究は、現行 BWR システムに稠密燃料を装荷し低減速化する研究として、日立においては平成元年頃より実施されてきた。また平成 9～10 年度には、ABWR - II のフェーズ 3 リファレンス炉心をベースとした低減速炉について、東京電力殿、東芝殿との共同研究を実施した。その後は日立単独にてハイブリッド燃料を用いた研究を実施している。

最新の炉心性能評価ではプルトニウム残存比 1.0（全 Fissile では 0.92）を達成。また上記共同研究または他の研究において、小型稠密燃料の限界出力試験を実施しており、除熱特性において現行 BWR との差異は無く、また現行と同様の限界出力相関式の適用性が確認されている。

実用化への課題は、実規模サイズ稠密燃料での限界出力試験による除熱特性の確認、稠密格子及び高富化 MOX 燃料等の条件に対応した臨界試験による核特性の確認である。

### 5. 経済性（建設費（kWe あたり）、発電単価等）：

本炉型概念の建設費は ABWR - II と同等である。発電単価も、先進的燃料サイクルにより燃料サイクルコストを低減し、ABWR - II と同等とすることが可能である。

6. 主眼とする利用目的：

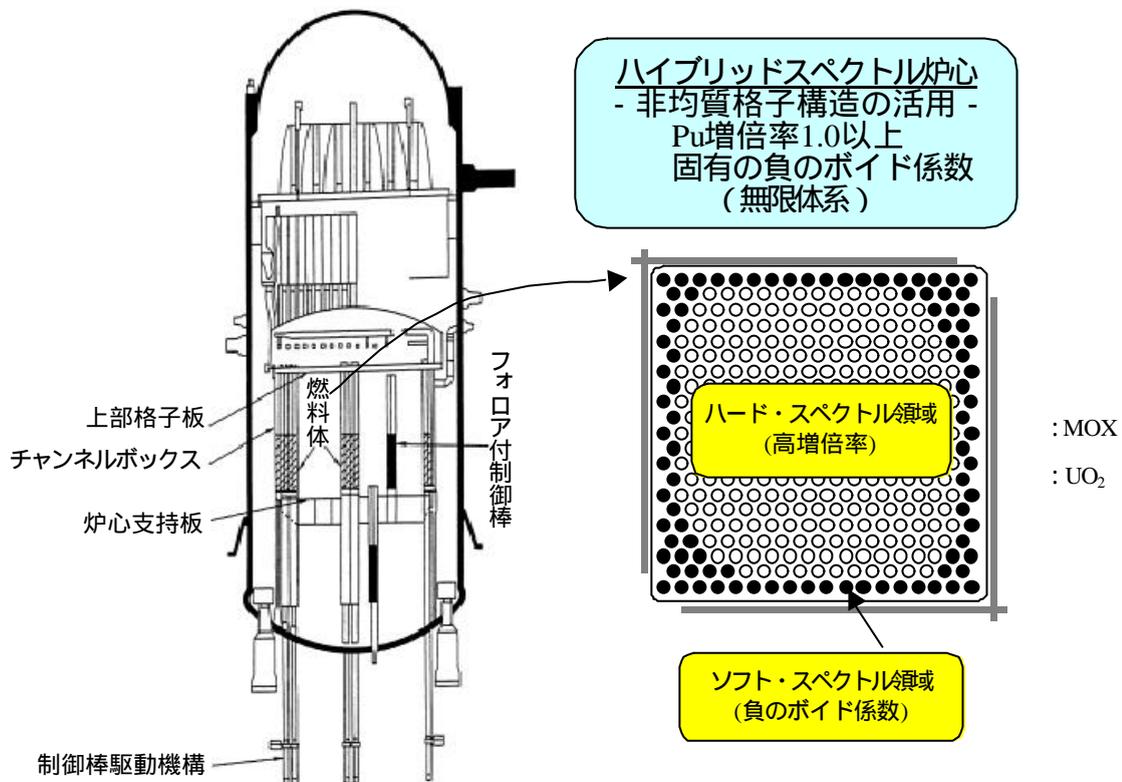
ウラン資源を有効利用する持続可能なベースロード電源。特に実現性の高い低減速炉として、より近い将来の展開を目的とする。

7. 安全性：

本炉型概念の安全性は ABWR - II と同等である。

8. 立地性・市場性：

既に認知されている BWR システムの安全性、信頼性を継承するため、社会に受容され易い。また ABWR - II と同等の経済性と低減速型の両立、さらに積み重ねられた BWR の運転実績により市場の支持を得ると考えられる。



基本概念図

### C. 小型 BWR(安全簡素化小型 BWR : SSBWR)

#### 1. 名称、形式、開発者(共同研究者含む)

名称：小型 BWR(安全簡素化小型 BWR : SSBWR)

形式：沸騰水冷却高速中性子炉

開発者：日立 / 東京工大

#### 2. 適用する燃料サイクル： UO<sub>2</sub> 燃料サイクル。ワンススルーの燃料サイクルを基本とするが、使用済み燃料の再処理による長寿命核種(マイナーアクチニド、FP)の核変換処理も可能

#### 3. 特徴及び独自性(キーとなる要素技術)： 冷却材に重水、燃料集合体に三角稠密格子を用いることにより中性子スペクトルを低減速化し、20年の超長寿命運転を可能としている。また、重水を用いることにより、単バッチ運転による大きな余剰反応度を低減し、CRD 駆動機構を大幅に削減することが可能である。この炉心はFBR並の硬い中性子スペクトルを有するため、超長寿命運転によるマイナーアクチニドの炉内核変換に有利であり、放射性廃棄物の低減に利用することが可能である。また、自然循環炉心冷却やヒートパイプによる無限時間の格納容器冷却により受動安全性を高めている。これにより運転性、メンテナンス性及び設備利用率の飛躍的向上が可能である。間接サイクル型 BWR を採用していることから、高温の二次系による多目的なエネルギー供給に有利である。

#### 4. 現状の開発段階(資金の投入状況含む)、実用への課題、実用化までのマイルストーン： 日立では、受動的な安全系を具備した 600MWe の中型自然循環炉 HSBWR の概念設計を既に実施してきている。この HSBWR 及び ABWR の技術をベースに、国内外における小型電源や熱供給の需要に応えることを目的として、平成 12 年から革新的小型炉 SSBWR の開発を開始した。これまで、20年の超長期寿命炉心、特徴的な中性子スペクトル分布を利用した長寿命核種(マイナーアクチニド、長寿命FP)の核変換、及び無限のグレースリドを有する受動的な安全系システムなどの概念を含む革新的なプラント概念を構築し、これらの特性を、核熱計算及び安全解析により確認した。

実用化のためには、稠密炉心の除熱性能の確認、コンパクト炉内構造物の伝熱流動特性の確認、FBR並に硬い中性子スペクトル場での被覆管も含めた材料健全性確認などが課題である。超長寿命炉心を含まないシステムについては、既存技術の延長上にあり、2010年代の実用化が可能である。一方、超長寿命炉心を含むシステムについては、将来型の革新炉として 2020～2030年代の実用化を目指す。

#### 5. 経済性(建設費(kWeあたり)、発電単価等)： 300MWe の炉心規模に対しては、現行 ABWR と同程度の建設費が実現可能との検討結果を得ている。CRD の大幅削減、一

次系及び安全系受動化、RPV、PCVのコンパクト化などにより建設費を低減可能である。また、20年の超長寿命炉心の採用による燃料交換の排除、動的機器の削減などにより運転メンテナンス費を削減し、発電単価の削減が可能である。

6. 主眼とする利用目的： 発電、熱利用のための分散電源としての利用、及び長寿命核種を消滅するための核変換炉を想定。熱電供給が可能な多目的利用が可能となるとともに、高レベル放射性廃棄物量の低減に貢献できる。
7. 安全性： 現行軽水炉と同程度以上の安全性の確保が可能である。高速中性子スペクトルを活用した圧力過渡に鈍感な炉心（ボイド反応度～ゼロ）、自然起動の受動安全系、原子炉格納容器(PCV)の無限時間の冷却、配管破断による大 LOCA の可能性の排除、などによる安全性向上が可能である。また、苛酷事故時においても、重力落下注水による炉心冷却が可能であり、溶融炉心の IVR(In-Vessel Retention)を達成できる。
8. 立地性・市場性： 小型炉であることから、需要地近接立地が可能であるとともに、既設プラントに併設して少ないスペースに建設することも可能である。特に、超長寿命核種の核変換については、既設プラントに併設することにより、同一サイト内の他の原子炉で発生した高レベル放射性廃棄物をサイト内で処理することも可能である。



プラント概念図