

第5回（最終回）

核燃料サイクルと原子力の将来技術

一般財団法人日本エネルギー経済研究所

戦略研究ユニット 原子力グループ

研究主幹 松尾 雄司氏

◆はじめに

これまでこのシリーズでは、日本や世界における原子力利用状況を述べた上で、原子力発電の特徴や主な課題などを紹介してきました。最終回となる第5回では、核燃料サイクルの現状を概観するとともに、将来に向けた技術開発について紹介します。

◆核燃料サイクルの概要

原子力発電の燃料となるウランは、ウラン鉱山から採掘された後、さまざまな工程を経て原子炉に装荷されます。また発電を終えた燃料（使用済燃料）の中には核分裂しなかつ

たウラン235や、発電中にウラン238から生まれたプルトニウムが含まれているため、これらの有用な資源を取り出す「再処理」という工程があります。このようにウランの採掘段階から発電を終えて再処理し、最終的に高レベル放射性廃棄物を処分するまでの一連の流れを「核燃料サイクル」（資料①・29ページ参照）と呼んでいます。

まず、天然ウランが含まれているウラン鉱石を採掘し、「精錬」を行うことで不純物を取り除き、「イエローケーキ」と呼ばれる黄色の粉末の状態にします。このときウランは八酸化三ウラン（ U_3O_8 ）という酸化物の状態となっています。

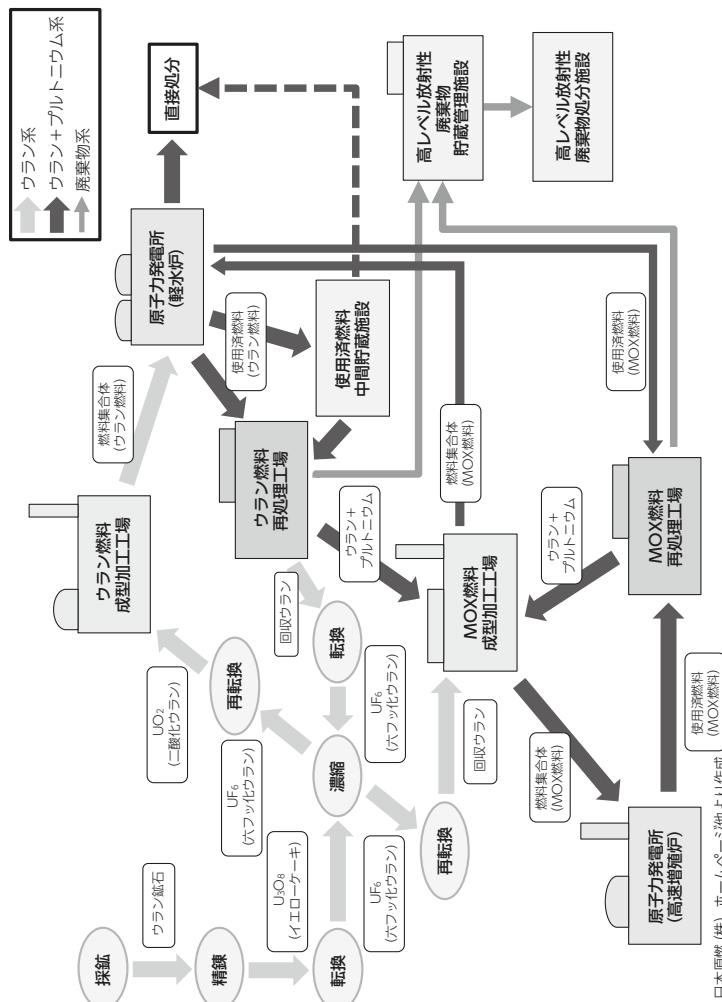
日本では岡山県の人形峠や岐阜県の東濃地区などのウラン鉱床から1998年までに約84トンのウランが生産されましたが、以降、生産は中止しています。現在、日本の電力会社は主にカナダ・オーストラリアなどの海外諸国との間で長期購入契約を結び、ウランを調達しています。

精錬を終えたウラン酸化物は次の段階に備えてフッ素と反応させ、六フッ化ウラン（ UF_6 ）へと「転換」されます。その後、ウラン235とウラン238のわずかな質量差を利用し、ウラン235の比率を天然状態の0・72%から3～5%程度まで高める「濃縮」という工程を経ることになります。

日本では当初、アメリカやフランスで濃縮されたウランを用いてきましたが、これらの国では「ガス拡散法」という濃縮技術を採用していました。一方で、1970年代から欧洲を中心開発された「遠心分離法」という技術があり、日本ではこの方法による濃縮技術の開発が進められ、1993年、日本原燃（株）の六ヶ所ウラン濃縮工場が営業運転を開始しています。この方法はガス拡散法と比較して桁違いに濃縮の効率が高いのが特長です。濃縮した六フッ化ウランは再び酸化して「酸化ウラン（ UO_2 ）」に「再転換」し、さらにペレットに焼き固め、被覆管に入れ、他の構造材と一緒に燃料集合体に組み上げる「成型加工」の工程を経て原子炉に装荷し、燃料として利用します。

これまで日本はイギリスやフランスの再処理施設に大部分の使用済燃料の再処理を委託していましたが、現在、日本原燃（株）が六ヶ所再処理工場の竣工を目指して試験および

資料① 軽水炉を中心とした核燃料サイクルの流れ

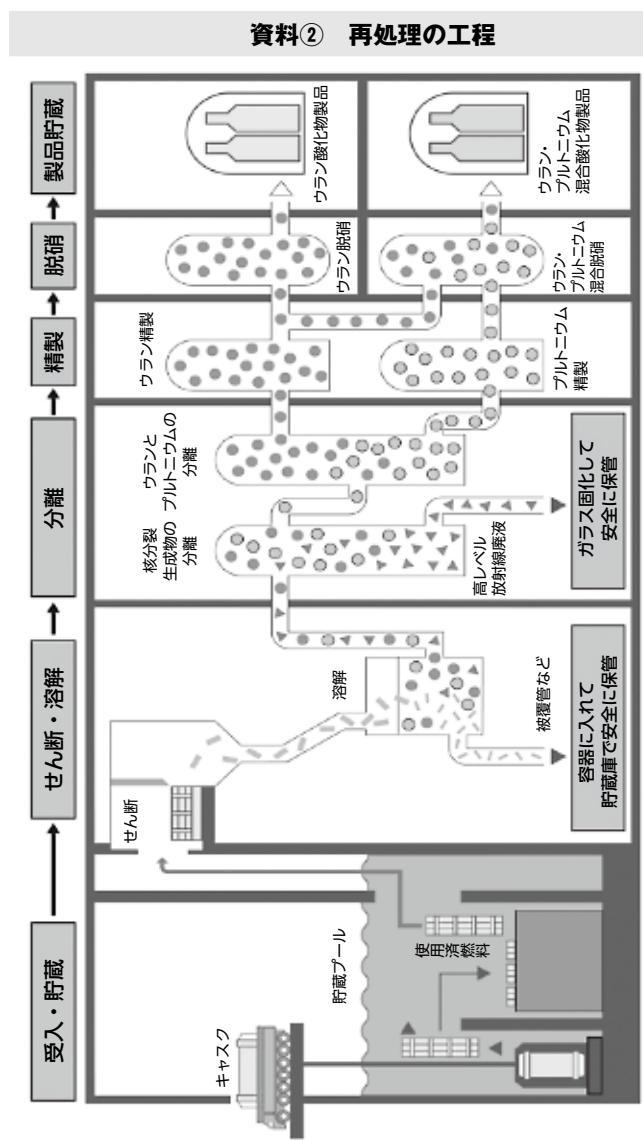


（出所）日本原燃（株）ホームページより作成

◆高速増殖炉と日本の核燃料サイクル

高速増殖炉は、発電中に発生するエネルギーの大きな中性子（高速中性子）の特性により、燃料中のウラン238をプルトニウム239に変えることで、消費した以上の核燃料を生成する（燃料を「増殖」させる）ことができる原子炉です（資料③・34ページ参照）。この特性のため、軽水炉に比べてウラン資源の利用効率を格段に高めることができ、使用済燃料に含まれる数百万年もの寿命（半減期）を持つ核種を、高速中性子を利用して半減期の短い物質に核変換することも可能です。

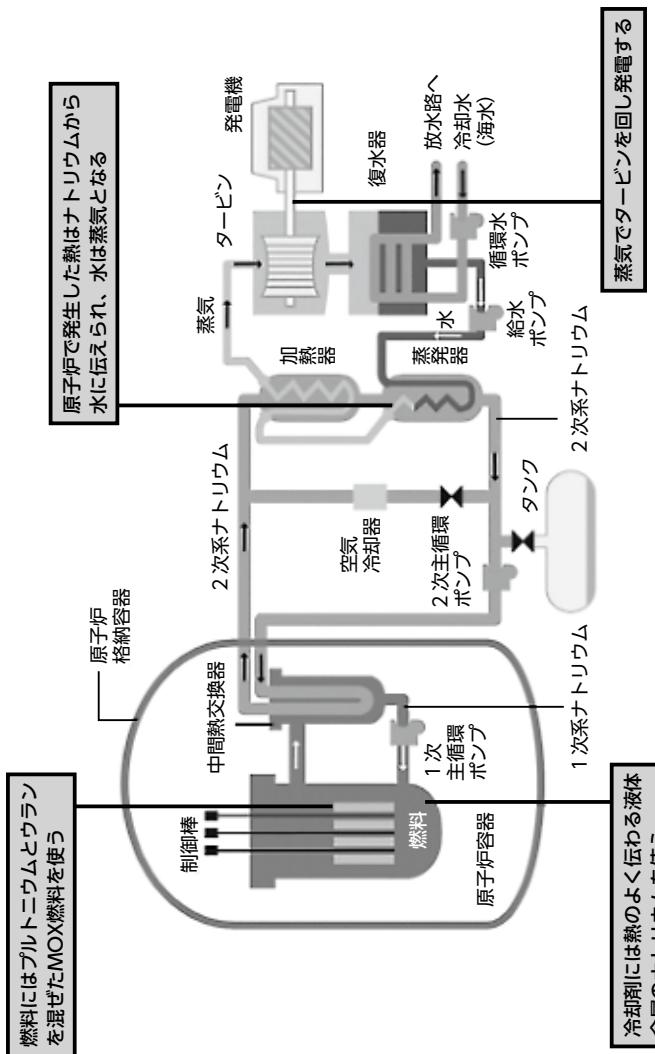
また、高速増殖炉は、冷却材として液体金属であるナトリウムを用いています。ナトリウムは水よりも中性子を減速・吸収しにくいため、高速増殖炉の冷却材として適しております。熱伝導性が良く沸点が高いため、原子炉系をほぼ常圧のまま運転できる利点があります。一方でナトリウムは化学的に活性で、水と激しく反応する性質があるため、それに適した設計や材料が必要です。



ウラン プリトーウル
核分裂生成物 (高ベリ放射性廃棄物)
被覆管などの金屬片

日本には、日本原子力研究開発機構（JAEA）が設計・建設した高速増殖炉が2基存

資料③ 高速増殖炉の仕組み



(出所) 日本原子力文化財団「原子力・エネルギー」図面集2016]

在します。一つは茨城県東海村の実験炉「常陽」(熱出力14万kW)で、1977年に初臨界に達しましたが、現在は燃料交換装置の不具合により停止しています。もう一つは福井県敦賀市にある原型炉「もんじゅ」(電気出力28万kW)で、1994年に初臨界に達し、1995年8月に初送電を行ったものの、1995年12月にナトリウム漏洩が発生したため停止し、その後、数ヶ月間の臨界状態における試験稼動を除いて、稼働しないまま現在に至っています。2014年に閣議決定された「エネルギー基本計画」では、「もんじゅ」を「廃棄物の減容・有害度の低減や核不拡散関連技術等の向上のための国際的な研究拠点」と位置づけ、これまでの取り組みの反省や検証を踏まえて、あらゆる面で徹底的な改革を行っています。しかし、JAEAによる保守管理上の不備が明らかになるなどしたため、2015年には原子力規制委員会が文部科学大臣に対し、「もんじゅ」について、JAEAに代わって運転を安全に行う者を具体的に特定するか、もしくは安全上のリスクを明確に減少させるよう、その在り方を抜本的に見直すことを勧告しました。このような情勢の中、新たな運営主体の特定を含む再開に向けた不確実性、運転再開に要する時間的・経済的コストの増大等を考慮し、2016年12月21日の原子力関係閣僚会議において、今後原子炉としての運転再開はせず、廃止措置に移行することが決定されました。ただし、

日本の高速炉研究開発自体については、これまで「もんじゅ」が培ってきた技術や人材を有効活用し、今後も継続して進めることとされています。

日本は核燃料サイクル政策として、2005年に閣議決定された「原子力政策大綱」に基づき、商業用軽水炉より生じる使用済燃料を全量再処理することとしていました。これは、エネルギーの安定供給性（ウラン資源の有効的な利用）や環境適合性（高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度や体積、最終処分場の面積など低減できること）などを考慮したものです。福島第一原子力発電所事故を踏まえて2014年に策定された「エネルギー基本計画」では、「原子力政策の再構築」が謳われており、再処理や回収プルトニウムを用いたプルサーマル発電などの核燃料サイクル政策を引き続き推進することも明記されています。

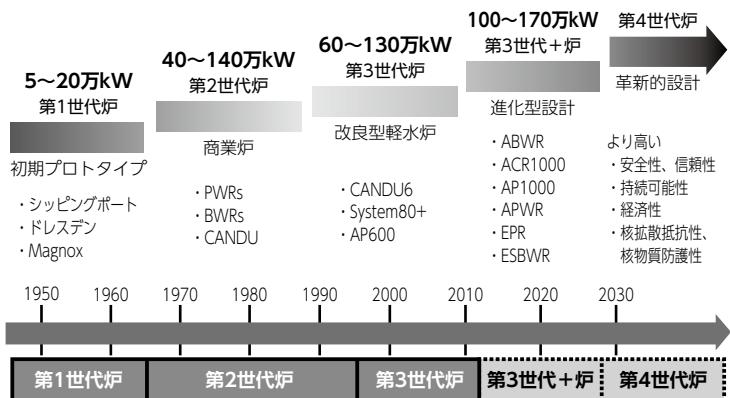
◆新型炉の技術開発…原子炉の「世代」

世界ではこれまで、さまざまな種類の原子炉が研究・開発され、実用化されています。発電用原子炉は、おおまかな運転開始年に応じて「世代」として分類されます（資料④・36ページ参照）。「第1世代炉」は1950年代から1960年代前半に運転を開始した初

期の原型炉を指し、アメリカのシッピングポート原子力発電所（加圧水型軽水炉・PWR）やドレスデン原子力発電所（沸騰水型軽水炉・BWR）などの他に、イギリスのマグノックス炉などが該当します。このマグノックス炉は、その後主流となつた軽水炉（冷却材・減速材として通常の水を用いる）とは異なり、減速材として黒鉛を、冷却材として炭酸ガス（二酸化炭素）を用いるものであり、イギリスをはじめとした初期の商業用原子炉では広く採用されていました。

「第2世代炉」は1960年代後半から1990年代前半に建設され、現在も運転されている原子炉です。PWRやBWRの他にロシア型加圧水型原子炉（VVER）、黒鉛減

資料④ 原子力技術の「世代」



(出所) 欧州委員会ウェブサイトより作成

速沸騰軽水圧力管型原子炉（RBMK）、カナダ型重水炉（CANDU）などが該当します。これに対し、「第3世代炉」とは第2世代炉の改良型として開発された原子炉で、1990年代後半から2010年頃までに運転開始されたものを指しています。さらに第3世代炉を改良して2010年頃から2030年頃の期間に実用化が可能な原子炉を「第3世代十炉」と呼んでおり、日本・米国・フランス・ロシア・中国など多くの国が技術を開発しています。ここには改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）や改良型加圧水型軽水炉（APWR）なども含まれます。

現在、世界で利用されている発電用原子炉の多くは、第2世代から第3世代の原子炉であり、第3世代十炉に属するEPRやAP-1000がフィンランド、フランス、中国、アメリカなどで建設中です。

また、さらなる次世代の原子炉として、2030年頃の実用化を目標とした「第4世代炉」の研究開発が世界で進められています。

◆第4世代炉の研究開発

第4世代炉の研究開発は、1999年アメリカの呼びかけによつて発足した「第4世代

原子力システムに関する国際フォーラム（GIF）によって進められています。このフォーラムには現在、アルゼンチン、イギリス、カナダ、韓国、日本、ブラジル、フランス、アメリカ、南アフリカ、スイス、中国および欧州原子力共同体（ユーラトム）の12カ国・1機関が加盟しています。対象とするのは、ガス冷却高速炉、超臨界圧水冷却炉、ナトリウム冷却高速炉、超高温ガス炉、鉛冷却高速炉および溶融塩炉の六つのシステムです（資料⑤・39ページ参照）。このうち、日本が研究開発を進めてきた「もんじゅ」はナトリウム冷却高速炉に分類されます。

これらの原子炉は、低炭素電源による安定的な電力供給という意義は等しくしつつも、それぞれ異なる特色を持つています。

例えば、超高温ガス炉（VHTR）は900℃以上の原子炉出口温度で運転できる原子力システムであるため、高いエネルギー効率を持つとともに、電気のみでなく熱や水素の製造・利用が可能です。今後、世界各国が長期にわたって極めて野心的なCO₂排出削減目標を目指す場合、発電部門の低炭素化のみならず、産業用の熱需要や自動車用燃料需要にも対応できることは大きな利点となり得ると考えられています。

また、ガス冷却高速炉（GFR）、ナトリウム冷却高速炉（SFR）、鉛冷却高速炉（L

FR)などの高速炉は、先に述べたとおり、「増殖性」を持つことからウラン資源の有効利用に寄与できるとともに、高レベル放射性廃棄物の減容や無害化にも貢献できると考えられています。

そして、安全性や核不拡散性の向上も大きな要素です。例えば、溶融塩炉（MSR）は液体（溶融塩）のウランまたはトリウム燃料を用いる炉型ですが、固体燃料とは異なり燃料被覆管の照射損傷がないために燃料破損に相当する問題がなく、また、炉心（減速材付近）に存在する燃料の量が少ないため、大規模な事故の可能性は本質的ないとも言われています。その他の炉型においてもそれぞれ、安全性と核不拡散性の向上が謳われています。

さらに、コスト低減の観点も重要です。例えば超臨界圧水冷却炉（SCWR）は従来型の軽水炉とは異なり、超臨界圧の軽水を冷却材に用いる炉型ですが、高い熱効率と簡素な構造により、従来型の原子炉よりも安価に発電を行うことができるとされています。同様に高温ガス炉についても、システムの大幅な簡素化が可能のことにより、従来型の軽水炉よりも安価であるとの試算もなされています。

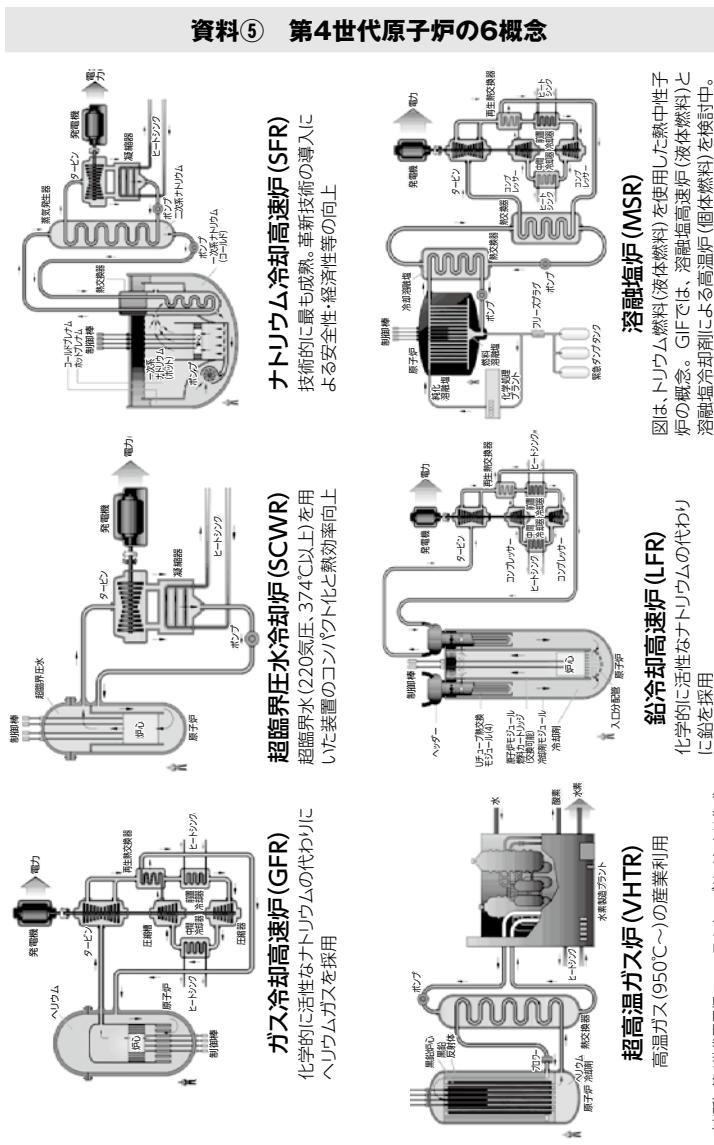
このように、次世代原子炉の諸概念はそれぞれ異なる特徴を持っていますが、基本的に安価な低炭素電力を豊富に供給するという従来の原子力発電の特長をさらに伸ばしつ

FR）などの高速炉は、先に述べたとおり、「増殖性」を持つことからウラン資源の有効利用に寄与できるとともに、高レベル放射性廃棄物の減容や無害化にも貢献できると考えられています。

そして、安全性や核不拡散性の向上も大きな要素です。例えば、溶融塩炉（MSR）は液体（溶融塩）のウランまたはトリウム燃料を用いる炉型ですが、固体燃料とは異なり燃料被覆管の照射損傷がないために燃料破損に相当する問題がなく、また、炉心（減速材付近）に存在する燃料の量が少ないため、大規模な事故の可能性は本質的ないとも言われています。その他の炉型においてもそれぞれ、安全性と核不拡散性の向上が謳われています。

さらに、コスト低減の観点も重要です。例えば超臨界圧水冷却炉（SCWR）は従来型の軽水炉とは異なり、超臨界圧の軽水を冷却材に用いる炉型ですが、高い熱効率と簡素な構造により、従来型の原子炉よりも安価に発電を行うことができるとされています。同様に高温ガス炉についても、システムの大幅な簡素化が可能のことにより、従来型の軽水炉よりも安価であるとの試算もなされています。

このように、次世代原子炉の諸概念はそれぞれ異なる特徴を持っていますが、基本的に安価な低炭素電力を豊富に供給するという従来の原子力発電の特長をさらに伸ばしつ



資料⑤ 第4世代原子炉の6概念

ナトリウム冷却高速炉 (SFR)
技術的に最も成熟。革新技術の導入による安全性・経済性等の向上

超臨界圧水冷却炉 (SCWR)
超臨界水(20気圧、374°C以上)を用いた装置のコンパクト化と熱効率向上

ガス冷却炉 (GFR)
化学的に活性なナトリウムの代わりにヘリウムガスを採用

溶融塩炉 (MSR)

図は、トリウム(液体燃料)を使用した熱中性子炉の概念。GFRでは、溶融塩炉(液体燃料)と溶融塩冷却炉による高温炉(固体燃料)を検討中。

鉛冷却高速炉 (LHTR)

化学生活性なナトリウムの代わりに鉛を採用

超高温ガス炉 (VHTR)

高温ガス(950°C~)の産業利用
(出所) 第4世代原子炉フォーラムウェブサイトより作成

つ、一方で安全性や核不拡散性といった原子力特有の課題についてもより十分に対応するために、これらの新技術の研究開発が進められているものと理解することができます。

◆ 未来の課題の解決に向けて

先に述べたとおり、GIFには多くの国・地域が参加しており、他にもインドなどの国が次世代炉の研究開発を推進しています。ロシアや中国における高速炉や高温ガス炉の開発の進展は目覚ましく、今後はこれらの国が次世代炉開発の主導権を握る可能性も十分に考えられます。一方でアメリカでは、ビル・ゲイツ氏の主導する進行波炉（TWR）や小型核融合炉など、GIFの六つの概念にとらわれない多様な研究開発が同時に進行しています。

日本も多種類の次世代炉の研究開発に参画しており、また、第4世代炉よりもさらに先の原子力技術と考えられる「核融合」の研究も継続的に推進しています。将来の世界におけるエネルギー資源や環境の問題に対処するためには、革新的技術の開発は欠かせません。一方で、われわれが予測し得る未来は非常に限定的であり、たった一つの出来事が国のエネルギー利用の見通しを根本的に変えてしまう事態も起りえることは、まさに福島第一原

子力発電所事故の例を見ても明らかです。このため、われわれは幅広いオプションを保持しつつ、既存の枠にとらわれずに多様な研究開発を進める必要があります。それが日本の技術力を強化し、産業の国際競争力を高めると同時に、将来の世界のエネルギー・環境問題を解決するため大きく貢献し得る唯一の手段であることには疑いがありません。

講 師 略 歴

●松尾 雄司

(まつお ゆうじ)

計量分析ユニット 計量・統計分析グループ
兼 戰略研究ユニット 原子力グループ 研究主幹

1997年3月 東京大学大学院 理学系研究科
物理学専攻修了



財団法人産業創造研究所を経て、2007年4月に日本エネルギー経済研究所入所
エネルギー需給モデル分析や原子力技術の開発動向等の調査に従事。

シリーズ終了にあたって

本冊子「ひろば」の464号（平成28年9月号）より、5回にわたって「原子力発電の現状と課題を読み解く」をテーマとした連載をさせていただきました。日本や世界における原子力利用の状況や、原子力発電の安全対策および社会的受容性、そして将来に向けた研究開発について紹介してきましたが、読者の皆さんとの原子力発電に対する理解を深める一助となつたでしょうか。

日本では、2014年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」において、原子力を「安全性の確保を大前提に、エネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源」と位置付ける一方、原子力発電への依存度は「可能な限り低減させる」こととしています。これを受け、2015年7月には経済産業省が「長期需給エネルギー見通し」の中で、2030年時点のあるべき発電電力量構成として原子力の比率を20%～22%と示しました。

しかし、福島第一原子力発電所事故以降、その教訓を反映して新たに制定された「新規制基準」への適合性審査に合格し営業運転まで到達した発電所は、2016年末までにわずか4基という状況です。さらに、審査に合格しても、裁判所の命令により停止を余儀な

くされたり、地元自治体から新たな要求を課されたりするなど、再稼働の進捗は順調とは言えず、原子力発電比率は2030年時点の目標値に比べて著しく低迷したままです。

再稼働に対する裁判所や地元自治体による動きは、原子力発電に対する社会からの信頼回復が道半ばにあることも一つの要因と考えられます。政府や原子力規制委員会、原子力事業者をはじめとする関係者は、安全性向上に向けた取り組みを推し進めると同時に、それらの取り組みを一般の方々にもより分かりやすく情報発信していく必要があります。そして、それらの情報の受け手となる側も、当事者意識を持つて原子力に関する知識を深め、正しい情報に基づいて判断することが重要となります。

科学技術に「絶対安全」「ゼロリスク」を求めるることはできません。将来にわたりS+3E（安全性+エネルギーの安定供給、経済効率性の向上、環境への適合）を達成するためには、原子力発電の「メリット」と「デメリット」を正しく認識し、その利用についての建設的な議論が進められることを願うとともに、読者の皆さんのがその議論に参加されるのを本連載が一翼を担えたならば幸いです。